



Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
Inspection fédérale de la sécurité nucléaire IFSN
Ispettorato federale della sicurezza nucleare IFSN
Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate ENSI



Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2008 des Kernkraftwerks Gösgen



Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
Inspection fédérale de la sécurité nucléaire IFSN
Ispettorato federale della sicurezza nucleare IFSN
Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate ENSI

ENSI 17/1350

Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2008 des Kernkraftwerks Gösgen

Brugg, 23. August 2012

Inhaltsverzeichnis

Verzeichnis der Abbildungen	9
Verzeichnis der Tabellen	10
1 Einleitung	13
1.1 Veranlassung, frühere Sicherheitsüberprüfungen und Geltungsbereich	13
1.2 Eingereichte Dokumente	13
1.3 Beurteilungsgrundlagen	14
1.4 Aufbau der Stellungnahme	19
1.5 Durchführung der Stellungnahme	20
2 Übersicht über die Anlage	23
2.1 Standort	23
2.1.1 Einwirkungen von Industrieanlagen und Transportwegen in der näheren Umgebung	23
2.1.2 Neue Erkenntnisse bezüglich meteorologischer Bedingungen	24
2.1.3 Neue Erkenntnisse bezüglich Hydrologie	25
2.1.4 Neue Erkenntnisse bezüglich Geologie und Erdbeben	26
2.1.5 Änderungen bezüglich Bevölkerungsverteilung und Notfallschutz- Vorsorgemassnahmen am Standort des KKG	27
2.2 Anlagentyp und Sicherheitskonzept	28
2.2.1 Grundsätzlicher Aufbau des KKG	28
2.2.2 Das Sicherheitskonzept des KKG	30
2.3 Stand der Massnahmen und Pendenzen aus der PSÜ 1998	32
2.3.1 Massnahmen aus der PSÜ 1998	33
2.3.2 Pendenzen aus der PSÜ 1998	38
2.4 Neubau Nasslager	43
2.5 Aktuelle oder geplante Projekte zur Ertüchtigung der Anlage	44
3 Organisation, Personal und Sicherheitskultur	45
3.1 Organisation	45
3.1.1 Übergeordnete Organisation und Eigentumsverhältnisse	45
3.1.2 Interne Organisation, Aufgaben und Kompetenzen	46
3.1.3 Führungsaufgaben	48
3.1.4 Interner Sicherheitsausschuss	49
3.1.5 Organisatorische und personelle Änderungen	49
3.2 Safety Policy	50
3.3 Sicherheitskultur	52
3.4 Personal	56
3.4.1 Personalpolitik	56
3.4.2 Aus- und Weiterbildung	58
3.4.3 Simulatoreausbildung	60
3.4.4 Fremdpersonal	61
3.5 Managementsystem	62

3.5.1	Vorschriften und Arbeitsunterlagen	65
3.5.2	Technische Spezifikation	68
4	Betriebsführung und Betriebsverhalten	77
4.1	Betriebsablauf und Betriebskenngrößen	77
4.1.1	Methodik der Betriebsauswertung	77
4.1.2	Betriebsablauf, Verfügbarkeit, Arbeitsausnutzung und Performanceindikatoren	77
4.2	Erfahrungen aus Vorkommnissen	85
4.2.1	Methodik der Vorkommnisbearbeitung	85
4.2.2	Auswertergebnisse interne Vorkommnisse	88
4.2.3	Auswertergebnisse externe Vorkommnisse	89
4.3	Instandhaltung und Alterungsüberwachung	92
4.3.1	Maschinenteknik	94
4.3.2	Bautechnik	99
4.3.3	Elektro- und Leittechnik	105
4.4	Reaktorkern, Brenn- und Steuerelemente	111
4.4.1	Kernauslegung	112
4.4.2	Kernüberwachung und Erfahrung mit der Kernüberwachung	115
4.4.3	Änderungen an Brennelementen und Brennelementverhalten	116
4.4.4	Brennelemententwicklung, Testelemente und Bestrahlungsprojekte	120
4.4.5	Änderungen an Steuerelementen und Steuerelementverhalten	121
4.4.6	Fertigung, Lagerung und Handhabung von Brennelementen	122
4.5	Wasserchemie und Wasseraufbereitung	124
4.5.1	Primärkühlmittel	125
4.5.2	Sekundärer Wasser-Dampf-Kreislauf	128
4.5.3	Chemielabor	129
4.6	Strahlenschutz	130
4.6.1	Organisation und Prozesse des Strahlenschutzes	130
4.6.2	Zonenkonzept	133
4.6.3	Massnahmen zur Dosisreduktion	139
4.6.4	Radiologische Überwachung inkl. Personendosimetrie	144
4.6.5	Radiologischer Zustand der Anlage und Strahlenexposition des Personals	148
4.6.6	Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone	151
4.6.7	Abgabe radioaktiver Stoffe	152
4.6.8	Umgebungsüberwachung und Auswirkungen auf die Umgebung	157
4.7	Entsorgung	159
4.7.1	Konditionierung	159
4.7.2	Zwischenlagerung	165
4.7.3	Brennelemententsorgung	167
4.8	Transporte	171
5	Sicherheitsrelevante Anlagenteile	177
5.1	Übersicht	177
5.2	Bauwerke	178
5.2.1	Funktion, Klassierung und Anordnung	178
5.2.2	Allgemeine Auslegung	181

5.2.3	Sicherheit der Bauwerke	183
5.3	Primärkreislauf	187
5.3.1	Reaktordruckbehälter und Einbauten	188
5.3.2	Reaktorkühlkreislauf und Hauptkühlmittelpumpen	196
5.3.3	Druckhaltesystem	200
5.3.4	Dampferzeuger	208
5.4	Verfahrenstechnische Sicherheitssysteme	211
5.4.1	Bewertungsgrundlagen verfahrenstechnische Sicherheitssysteme	211
5.4.2	Notspeisesystem	215
5.4.3	Notstandsystem	216
5.4.4	Nukleares Not- und Nachkühlsystem	220
5.4.5	Nukleares Zwischenkühlsystem	225
5.4.6	Nukleares Nebenkühlwassersystem	228
5.4.7	Notstrom- und Notstanddieselanlage	230
5.4.8	Abgasbehandlungssystem	232
5.4.9	Containment einschliesslich Personen- und Notschleuse	234
5.4.10	Wasser-Dampfkreislauf	237
5.4.11	Sicherheitstechnisch wichtige Armaturen	238
5.5	Reaktorüberwachung	239
5.5.1	Sicherheitsleittechnik, Reaktorschutz	239
5.5.2	Neutronenfluss-Instrumentierung	247
5.5.3	Störfallinstrumentierung	250
5.5.4	Seismische Instrumentierung	252
5.6	Reaktorsteuerung und -regelung	254
5.6.1	Stabsteuerung und Stabpositionsbestimmung	254
5.6.2	Regelungen des Primärkreislaufs	257
5.6.3	Begrenzungsfunktionen des Primärkreislaufs	260
5.6.4	Sicherheitstechnisch relevante Leittechnik des Sekundärkreislaufs	264
5.6.5	Mensch-Maschine-Schnittstelle: Menschlich-organisatorische Aspekte	267
5.6.6	Mensch-Maschine-Schnittstelle: Elektro- und leittechnische Aspekte	269
5.7	Stromversorgung	272
5.7.1	Eigenbedarfsversorgung	275
5.7.2	Notstromversorgung	278
5.7.3	Notstand-Notstromversorgung	281
5.7.4	Gleichstromversorgung	285
5.7.5	Gesicherte Drehstromversorgung	286
5.7.6	Stromversorgung der zweiten Wasserfassung	288
5.8	Sicherheitsbezogene und betriebliche Systeme und Ausrüstungen	291
5.8.1	Brandschutz	291
5.8.2	Blitzschutz	294
5.8.3	Kommunikationsanlagen	297
5.8.4	Strahlenmesstechnik	301
5.8.5	Hebezeuge	306
5.8.6	Flucht- und Rettungswege	306
6	Deterministische Sicherheitsanalyse	311
6.1	Grundlagen deterministischer Störfallanalysen	311
6.1.1	Grundlegende Anforderungen	311

6.1.2	Angaben des KKG und Nachweisführung	313
6.1.3	Anlagenänderungen und neue Erkenntnisse mit Einfluss auf die Störfallanalysen	313
6.1.4	Berücksichtigung von Regelwerksänderungen	318
6.1.5	Ereignisspektrum anforderungsbestimmender Störfälle	319
6.1.6	Sicherheits- und Systemfunktionen	320
6.1.7	Rechenprogramme	328
6.2	Beurteilung der technischen Störfallanalysen	328
6.2.1	Doppelendiger Bruch einer Hauptkühlmittelleitung	330
6.2.2	Kleine und mittlere Lecks am Reaktorkühlkreislauf	331
6.2.3	Dampferzeugerheizrohrbruch mit Notstromfall	333
6.2.4	Bruch einer Frischdampfleitung innerhalb der Sicherheitshülle	335
6.2.5	Bruch einer Speisewasserleitung zwischen Dampferzeuger und Rückschlagarmatur	336
6.2.6	Steuerelementauswurf	336
6.2.7	Turbinenschnellschluss ohne Frischdampfumleitstation	338
6.2.8	Notstandsfall	339
6.2.9	ATWS mit Ausfall Hauptspeisewasserversorgung	340
6.2.10	Station Blackout	341
6.3	Radiologische Auswirkungen von Auslegungsstörfällen	341
6.3.1	Nachweisführung	341
6.3.2	Beurteilungsgrundlagen	343
6.3.3	Aktivitätsinventare und Transport radioaktiver Stoffe	343
6.3.4	Methodik der Ausbreitungs- und Dosisberechnungen	345
6.3.5	Ergebnisse der Transport-, Ausbreitungs- und Dosisberechnungen	347
6.3.6	Radiologische Auswirkungen in der Anlage	359
6.3.7	Allgemeine Beurteilung der radiologischen Störfallanalysen durch das ENSI	361
7	Schutz der Anlage gegen auslegungsüberschreitende Störfälle	365
7.1	Vorgehen bei der Beurteilung	365
7.2	Stufe-1-PSA für Volllast	366
7.2.1	Zuverlässigkeit von Komponenten	367
7.2.2	Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen	369
7.2.3	Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien	375
7.2.4	Interne Ereignisse	376
7.2.5	Interne systemübergreifende Ereignisse	380
7.2.6	Externe Ereignisse	388
7.2.7	Ergebnisse der Stufe-1-PSA für Volllast	401
7.3	Stufe-2-PSA für Volllast	408
7.3.1	Kernschadenzustände der Anlage	408
7.3.2	Containmenttragfähigkeit und Containmentbeanspruchung	410
7.3.3	Unfallablaufanalyse	415
7.3.4	Quelltermanalyse	417
7.3.5	Ergebnisse der Stufe-2-PSA für Volllast	419
7.4	Stufe-1-PSA für Schwachlast und Stillstand	422
7.4.1	Definition und Ermittlung der Dauer von Betriebszuständen	423
7.4.2	Zuverlässigkeit von Komponenten	428
7.4.3	Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen	429
7.4.4	Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien	431
7.4.5	Interne Ereignisse	432

7.4.6	Interne systemübergreifende Ereignisse	435
7.4.7	Externe Ereignisse	438
7.4.8	Ergebnisse der Stufe-1-Stillstands-PSA	440
7.5	Stufe-2-PSA für Schwachlast und Stillstand	444
7.5.1	Kernschadenzustände der Anlage	444
7.5.2	Containmenttragfähigkeit und Containmentbeanspruchung	444
7.5.3	Unfallablaufanalyse	445
7.5.4	Quelltermanalyse	448
7.5.5	Ergebnisse der Stufe-2-PSA für Schwachlast und Stillstand	450
7.6	Zusammenfassende Bewertung	454
8	Notfallschutz	457
8.1	Anlageninterner Notfallschutz	457
8.2	Notfallübungen	459
8.3	Notfallmanagement bei schweren Unfällen	461
9	Gesamtbeurteilung	465
9.1	Vorgaben	465
9.2	Sicherheitsebenen-Beurteilung	467
9.2.1	Vorsorge auf der Sicherheitsebene 1	467
9.2.2	Vorsorge auf der Sicherheitsebene 2	467
9.2.3	Vorsorge auf der Sicherheitsebene 3	468
9.2.4	Vorsorge auf der Sicherheitsebene 4	470
9.2.5	Vorsorge auf der Sicherheitsebene 5	473
9.2.6	Ebenenübergreifende Vorsorgemassnahmen	473
9.3	Vorsorgemassnahmen zur Sicherstellung der Barrierenintegrität	476
9.3.1	Erste Rückhaltebarriere: Brennstoffmatrix und Brennstoffhüllrohre	476
9.3.2	Zweite Rückhaltebarriere: Umschliessung des Primärkreislaufs	476
9.3.3	Dritte Rückhaltebarriere: Primärcontainment	477
9.4	Einhaltung der grundlegenden Schutzziele	478
9.5	Zusammenfassung der Forderungen	480
9.5.1	Mensch und Organisation	480
9.5.2	Maschinentchnik	480
9.5.3	Reaktorkern, Brenn- und Steuerelemente	482
9.5.4	Strahlenmesstechnik	482
9.5.5	Bautechnik	482
9.5.6	Elektro- und Leittechnik	483
9.5.7	Auslegungsstörfälle und radiologische Auswirkungen	483
9.5.8	PSA	486
9.5.9	Systemtechnik	487
9.5.10	Notfallschutz	488
9.5.11	Gesamtbeurteilung	488
Anhang A:	Abkürzungen	489
Anhang B:	KKG-Anlagenkennzeichnungssystem AKZ (Auszug)	497

Anhang C:	Referenzierte rechtliche Grundlagen	499
Anhang D:	Referenzierte Richtlinien	501
Anhang E:	Referenzen	505

Verzeichnis der Abbildungen

- Abbildung 2.2-1: Prinzipdarstellung des KKG
- Abbildung 3.5-1: Prozessstruktur des KKG-Managementsystems
- Abbildung 3.5-2: Struktur der KKG-Notfallvorschriften
- Abbildung 4.1-1: Aufteilung der Nichtverfügbarkeiten im KKG
- Abbildung 4.1-2: Zeitverfügbarkeit und Arbeitsausnutzung im KKG
- Abbildung 4.6-1: Edelgas-, Iod- und Aerosolabgaben
- Abbildung 4.6-2: Flüssige Abgaben (Tritium und übrige Nuklide)
- Abbildung 4.6-3: Flüssige Abgaben der Schweizer Kernanlagen zwischen 1994 und 2010 in die Aare resp. den Rhein
- Abbildung 5.2-1: Situationsplan
- Abbildung 5.3-1: Primärkreislauf mit Druckhalter, Abblasebehälter und Verbindungen zu anderen Systemen
- Abbildung 5.3-2: Druckhalter-Ventilstation, schematische Darstellung der DH-Sicherheitsventile mit Vorsteuerventilen, Druckbegrenzung und primärseitiger Druckentlastung
- Abbildung 5.4-1: Funktionsschema Notstand-Speisesystem RX und Brunnenwassersystem VX
- Abbildung 5.4-2: Funktionsschema eines Stranges des Not- und Nachkühlsystems TH10
- Abbildung 5.4-3: Funktionsschema des nuklearen Zwischenkühlsystems TF
- Abbildung 5.4-4: Funktionsschema des nuklearen Nebenkühlwassersystems VE
- Abbildung 5.4-5: Querschnitt durch das Reaktorgebäude mit dem Sicherheitsbehälter
- Abbildung 5.5-1: Prinzipieller Aufbau des Reaktorschutzes (ungesicherter Bereich) am Beispiel der FD-Isolation
- Abbildung 5.5-2: Lage der Beschleunigungsaufnehmer der seismischen Anlageninstrumentierung
- Abbildung 5.7-1: Prinzipieller Aufbau der elektrischen Gesamtschaltung
- Abbildung 6.2-1: Sicherheitsgrenzwerte für Reaktivitätsstörfälle für Brennstäbe mit Uran- und MOX-Brennstoff

Verzeichnis der Tabellen

- Tabelle 3.5-1: Referenzanforderungen der WENRA zu allgemeinen Betriebsbedingungen und speziell zur Technischen Spezifikation
- Tabelle 3.5-2: Änderungen der Technischen Spezifikation
- Tabelle 4.2-1: Klasse-B-Vorkommnisse der Jahre 1998 bis 2007
- Tabelle 4.3-1: Übersicht Stand der Steckbriefe Maschinenteknik sowie vom KKG eingereichte PSÜ-Unterlagen hinsichtlich Aktualisierung von Steckbriefen
- Tabelle 4.3-2: Steckbriefe der AÜP-Bautechnik, Stand 31. Dezember 2007
- Tabelle 4.3-3: Übersicht der Inspektionen der AÜP-Bautechnik per 31. Dezember 2007
- Tabelle 4.3-4: Instandsetzungsmassnahmen im Rahmen des AÜP-Bautechnik, Zeitraum 1. Januar 1998 bis 31. Dezember 2007
- Tabelle 4.7-1: Gemittelte Anzahl regelmässiger Transporte sonstiger radioaktiver Stoffe (ohne spaltbare Stoffe) ausgenommen freigestellte Versandstücke
- Tabelle 4.7-2: Besondere Transporte radioaktiver Stoffe, die nicht regelmässig stattfinden
- Tabelle 5.2-1: Anforderungen an die Bauwerksfunktion der Gebäude BK I aus Störfällen
- Tabelle 5.2-2: Bauliche Änderungen in der Berichtsperiode 1998 bis 2007
- Tabelle 5.3-1: Werte der Sprödbruch-Referenztemperatur an der RDB-Innenwand RTNDT für den Ausgangszustand der RDB-Materialien und den dritten Bestrahlungssatz
- Tabelle 5.4-1: Sicherheitstechnische Beurteilung der Systeme in der Berichtsperiode zu Bewertungsschwerpunkten
- Tabelle 5.4-2: Nichtverfügbarkeit der Notstromsysteme EY11 bis EY41
- Tabelle 5.4-3: Integrale Leckratenprüfungen des Containments von 2001 bis 2009
- Tabelle 6.1-1: Überblick über das Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke
- Tabelle 6.1-2: Ereignisspektrum anforderungsbestimmender Auslegungsstörfälle
- Tabelle 6.1-3: Kategorisierung von Sicherheits- und Systemfunktionen gemäss dem KKG
- Tabelle 6.3-1: Maximal zu erwartende Dosis beim langandauernden Ausfall der Hauptwärmenenke bei betrieblichen Leckagen an den DE-Heizrohren
- Tabelle 6.3-2: Maximal zu erwartende Dosis beim Leck in einer primärkühlmittelführenden Messleitung im Ringraum

Tabelle 6.3-3:	Maximal zu erwartende Dosis beim Bruch einer Frischdampfleitung hinter der äusseren Absperrarmatur mit Dampferzeugerheizrohrschäden
Tabelle 6.3-4:	Maximal zu erwartende Dosis beim Bruch einer Entnahmeleitung (TA) im Reaktorhilfsanlagengebäude
Tabelle 6.3-5:	Maximal zu erwartende Dosis im ersten Jahr für das Betriebspersonal bei einem BE-Handhabungsstörfall
Tabelle 6.3-6:	Maximal zu erwartende Dosen für Einzelpersonen in der Umgebung
Tabelle 7.2-1:	Ergebnisse der GPSA2009 zu den internen Ereignissen (Volllast)
Tabelle 7.2-2:	Kernschadensbeiträge und Unsicherheitsverteilungen der einzelnen Ereigniskategorien
Tabelle 7.2-3:	Auswirkungen zurückliegender Anlagenänderungen (inkl. Vorschriften) auf die CDF
Tabelle 7.2-4:	CDF bei Unverfügbarkeit eines Stranges während eines Jahres
Tabelle 7.3-1:	Zusammenstellung der PDS nach Kühlmitteldruck und Containmentstatus
Tabelle 7.3-2:	Tragfähigkeit verschiedener Elemente des KKG Containments
Tabelle 7.3-3:	KKG-Freisetzungskategorien (inklusive derjenigen mit gestopptem Kernschaden)
Tabelle 7.3-4:	KKG-Risikoprofil (Freisetzungsaktivität pro Jahr)
Tabelle 7.3-5:	Beiträge der auslösenden Ereignisse zur LERF
Tabelle 7.3-6:	Mittelwerte und die 5 %-, 50 %- und 95 %-Fraktile der Freisetzungsguppen
Tabelle 7.3-7:	Auswirkungen zurückliegender Anlagenänderungen (inkl. Vorschriften) auf die LERF
Tabelle 7.3-8:	Auswirkungen zurückliegender Anlagenänderungen (inkl. Vorschriften) auf die LERF
Tabelle 7.4-1:	In der GPSA2009 definierte POS für den Brennelementwechsel (Typ C) und deren durchschnittliche Dauer
Tabelle 7.4-2:	In der GPSA2009 definierte POS für eine Abstellung ohne reduziertes Kühlmittelinventar (Typ A) und deren durchschnittliche Dauer
Tabelle 7.4-3:	In der GPSA2009 definierte POS für eine Abstellung mit reduziertem Kühlmittelinventar (Typ B) und deren durchschnittliche Dauer
Tabelle 7.4-4:	In der GPSA2009 als Schwachlastzustände bezeichnete POS

Tabelle 7.4-5:	GPSA2009-Resultate zu den internen Ereignissen (Stillstand und Schwachlast)
Tabelle 7.4-6:	FDF für verschiedene auslösende Ereignisse
Tabelle 7.4-7:	FDF der verschiedenen Betriebszustände
Tabelle 7.5-1:	KKG-Freisetzungskategorien
Tabelle 7.5-2:	Zuordnung der Freisetzungskategorien
Tabelle 7.5-3:	KKG-Risikoprofil für den Stillstand (Freisetzungsaktivität pro Jahr)
Tabelle 7.5-4:	Beiträge der auslösenden Ereignisse zur LERF
Tabelle 7.5-5:	LERF der verschiedenen Betriebszustände
Tabelle 7.5-6:	Mittelwerte und Fraktile der Häufigkeiten der verschiedenen Freisetzungsgruppen

1 Einleitung

1.1 Veranlassung, frühere Sicherheitsüberprüfungen und Geltungsbereich

Der Inhaber einer Betriebsbewilligung für ein Kernkraftwerk hat nach Art. 34 Abs. 1 Kernenergieverordnung (KEV, SR 732.11) alle 10 Jahre eine umfassende Sicherheitsüberprüfung, nachfolgend Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) genannt, durchzuführen. Als Aufsichtsbehörde gemäss Art. 70 Abs. 1 Bst. a (KEG, SR 732.1) beurteilt das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) die vom Bewilligungsinhaber eingereichten Dokumente zur PSÜ. Die in der vorliegenden Stellungnahme dargelegte Beurteilung der PSÜ stellt eine Ergänzung zur laufenden Aufsichtstätigkeit des ENSI dar. Das ENSI hat am 1. Januar 2009 den operativen Betrieb als öffentlich-rechtliche Anstalt des Bundes aufgenommen. Es hat auf diesen Termin alle Aufgaben und Pflichten der bisherigen Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) übernommen. Da die vorliegende Stellungnahme nach diesem Termin erarbeitet wurde, wird im Text im Allgemeinen vom ENSI als Aufsichtsbehörde gesprochen, ausser bei Textstellen die eindeutig auf die HSK Bezug nehmen, beispielsweise bei der Referenzierung von HSK-Dokumenten.

Eine erste Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerk Gösgen (KKG) aufgrund der Betriebserfahrung seit Erteilung der Betriebsbewilligung im Jahre 1978 wurde in den Jahren 1996 bis 1998 von der HSK durchgeführt (im Folgenden als PSÜ 1998 bezeichnet) und in einem Abschlussbericht¹ dokumentiert. Das KKG lieferte hierzu eine Sicherheitsstatusanalyse, Systembeurteilungen, Prüfberichte und weitere Dokumente. Diese PSÜ 1998 war die erste für schweizerische Kernkraftwerke durchgeführte periodische Sicherheitsüberprüfung.

In der Richtlinie HSK-R-48 vom November 2001 wurde als nächster Termin für das Einreichen einer PSÜ durch das KKG der 31. Dezember 2008 festgelegt. Ergänzend wurde vom ENSI festgelegt, dass der Überprüfungszeitraum sich vom 1. Januar 1998 bis zum 31. Dezember 2007 erstreckt und das KKG als Beurteilungsgrundlagen die am 31. Oktober 2007 gültigen rechtlichen Vorschriften (Verordnungen und Richtlinien) zu benützen hat.

Die PSÜ 2008 unterscheidet sich von der PSÜ 1998 dadurch, dass inzwischen die neue Kernenergiegesetzgebung am 1. Februar 2005 in Kraft getreten ist, welche eine vom Bewilligungsinhaber durchzuführende PSÜ explizit in Art. 22 Abs. 2 Bst. e KEG und Art. 34 KEV vorsieht und umschreibt. Das ENSI verfasst eine Stellungnahme hierzu. Gegenüber der PSÜ 1998 werden zusätzliche Aspekte durch die Richtlinie HSK-R-48 gefordert, wie z. B. die „Beschreibung des Sicherheitskonzepts“ inkl. der sicherheitstechnischen Einstufung (Klassierung) der Bauwerke, Systeme und Komponenten oder die Berücksichtigung des Schutzziels „Begrenzung der Strahlenexposition“.

Die PSÜ 2008 konzentriert sich auf die Beurteilung der nuklearen Sicherheit des KKG. Die Beurteilung der Sicherung ist nicht Gegenstand dieser PSÜ. Das Nasslager wurde ebenfalls nicht in die PSÜ einbezogen, da die sicherheitstechnische Überprüfung anlässlich der Begutachtung 2003 sowie der Bau- und Betriebsfreigaben sich auf relativ aktuelle Beurteilungsgrundlagen bezieht. Zudem wurde im Nasslager der Betrieb erst im Jahr 2008 aufgenommen, weshalb noch keine Betriebserfahrung für eine PSÜ gesammelt werden konnte.

1.2 Eingereichte Dokumente

Das KKG reichte der HSK mit Brief vom 22. Dezember 2008² die Dokumentation der PSÜ-Ergebnisse fristgerecht ein. Die gesamte Dokumentation wurde vom KKG in drei Hierarchiestufen untergliedert.

Der Bericht „Zusammenfassung der Ergebnisse der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKG, 2008“³ bildet die Hierarchiestufe 1 und gibt einen Überblick über die Vorgehensweise bei der Überprüfung und die Beurteilungsergebnisse.

Die Detailunterlagen zu den verschiedenen Beurteilungsthemen gemäss Art. 34 KEV bilden die Hierarchiestufe 2:

- PSÜ 2008 – Organisationsentwicklung und Sicherheitskultur⁴
- PSÜ – Notfallbereitschaft⁵
- Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) – Bericht⁶
- Betriebserfahrungsbericht für die Periode 1998 - 2007⁷
- Sicherheitsstatusanalyse⁸ (SSA)

Der Hierarchiestufe 3 sind wichtige Referenzunterlagen zugeordnet, welche aus einer Vielzahl einzelner beschreibender und bewertender Dokumenten bestehen, die entweder vom KKG selbst oder von beauftragten Firmen erstellt wurden. Hierzu zählen aktualisierte technische Betriebsdokumente wie z. B.:

- Sicherheitsbericht⁹
- Berichte zu Störfallanalysen inklusive des Gösgen Probabilistic Safety Assessment 2009 (GPSA 2009)
- Systemhandbücher

Die Grobprüfung der PSÜ-Unterlagen wurde anhand der Richtlinie HSK-R-48 sowie der Struktur der bisherigen PSÜ-Stellungnahmen des ENSI, welche dem KKG in der Konzeptphase zur Verfügung standen, durchgeführt. In einigen wesentlichen Bereichen zeigte die Grobprüfung erhebliche Abweichungen von den Dokumentationsanforderungen einer PSÜ bezüglich Nachvollziehbarkeit, Systematik, Struktur, Vollständigkeit und Kongruenz auf. Aus diesem Grund wurden aufgrund der Grobprüfung Ergänzungen, Überarbeitungen oder Präzisierungen nachgefordert. Das Suchen und Navigieren in den in elektronischer und gedruckter Form vorliegenden Dokumenten war trotz des Zusatzes einer Querverweisliste nicht benutzerfreundlich. Dem KKG wurde das Ergebnis der Grobprüfung inklusive den Nachforderungen in einer Aktennotiz¹⁰ mitgeteilt.

Daraufhin wurden durch das KKG Dokumente überarbeitet und ergänzt sowie weitere Dokumente den PSÜ-Unterlagen hinzugefügt und bis zum 18. Januar 2010 dem ENSI eingereicht.

Zur Beurteilung der PSÜ wurden vom ENSI neben den erstmals eingereichten und den nachgeforderten Dokumenten weitere KKG-Dokumente berücksichtigt. Hierzu gehören die in den oben genannten PSÜ-Dokumenten zitierten, dem ENSI aus der kontinuierlichen Aufsichtstätigkeit vorliegenden oder separat angeforderten KKG-Dokumente. In dieser Stellungnahme werden diese Berichte an den betreffenden Stellen referenziert.

1.3 Beurteilungsgrundlagen

Im Abschlussbericht zur ersten PSÜ stellte die HSK die Entwicklung der Sicherheitsanforderungen seit Erteilung der Betriebsbewilligung dar. Insbesondere wurden im Hinblick auf die Anpassung an den Stand der Technik durchgeführte Anlagenänderungen sowie Abweichungen zu den zwischenzeitlich von der HSK in den Richtlinien HSK-R-101, HSK-R-102 und HSK-R-103 festgehaltenen Anforder-

rungen an die Auslegung von Sicherheitssystemen und an Massnahmen gegen schwere Unfälle bewertet. Die HSK hatte hierbei punktuell Abweichungen festgestellt und hinsichtlich ihres Einflusses auf die Sicherheit der Anlage beurteilt. Im Rahmen der Arbeiten zur PSÜ 1998 hatte der Anlagenbetreiber selbst eine Reihe von Verbesserungsmassnahmen eingeleitet. Die damals noch nicht abgeschlossenen Verbesserungsmassnahmen wurden durch die HSK im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit weiter verfolgt und im Überprüfungszeitraum erfolgreich umgesetzt (siehe Kapitel 2.3 dieser Stellungnahme).

Die heutigen Grundlagen der Aufsicht über die Kernanlagen in der Schweiz sind hierarchisch aufgebaut und umfassen Gesetze und Verordnungen, die Richtlinien der HSK und des ENSI sowie weitere Grundlagen. Mit Inkraftsetzung des Kernenergiegesetzes (KEG, SR 732.1) und der Kernenergieverordnung (KEV, SR 732.11) am 1. Februar 2005 hatte insbesondere die gesetzliche Beurteilungsgrundlage seit der letzten Sicherheitsüberprüfung des KKG wesentliche Änderungen erfahren (siehe Tabelle 1.4-1). Für die Umsetzung des neuen KEG musste formell weitgehend neues Verordnungsrecht geschaffen werden. Die Konzeption der neuen KEV bestand darin, einerseits Bestimmungen des KEG auszuführen und andererseits Richtlinien der Aufsichtsbehörden auf Verordnungsstufe zu verankern. Einige Bereiche wurden nicht in der KEV, sondern in weiteren neuen Verordnungen geregelt. Darüber hinaus hat die bestehende Strahlenschutzverordnung (StSV, SR 814.501) innerhalb des Überprüfungszeitraumes der PSÜ Änderungen erfahren.

In Art. 7, 8 und 10 KEV sind grundsätzliche Anforderungen an die nukleare Sicherheit genannt, die als übergeordnete Beurteilungsgrundlagen der PSÜ zu berücksichtigen sind. Diese Anforderungen reflektieren international anerkannte Grundsätze für zu treffende Vorsorgemassnahmen und entsprechen weitgehend den Anforderungen, die den Sicherheitsüberprüfungen im Rahmen der bisherigen Bewilligungsverfahren des KKG und der PSÜ 1998 zugrunde lagen.

Im Zuge der Inkraftsetzung des KEG und der KEV sind weitere neue Verordnungen teilweise vor und teilweise nach dem Überprüfungsstichtag (31. Dezember 2007) der PSÜ des KKG in Kraft getreten. Zudem sind seit der PSÜ 1998 zahlreiche neue Richtlinien des ENSI veröffentlicht oder geändert worden. Diejenigen Beurteilungsgrundlagen, welche innerhalb des Überprüfungszeitraumes der PSÜ geändert bzw. neu in Kraft getreten sind, waren durch das KKG bei der Erstellung der PSÜ Dokumentation zu berücksichtigen. Das ENSI hat bei seiner Stellungnahme auch diejenigen Beurteilungsgrundlagen anzuwenden, die nach dem Überprüfungsstichtag gültig wurden. In den Anhängen D und E dieser Stellungnahme sind die Gesetze, Verordnungen sowie Richtlinien aufgelistet, die entweder im Überprüfungszeitraum gültig waren oder für diese Stellungnahme herangezogen wurden.

Wenn es bezüglich der zu beurteilenden Themen keine Richtlinien des ENSI gab, wurde auf weitere aktuelle Grundlagen zurückgegriffen. Diese weiteren Grundlagen umfassen entsprechend Art. 36 KEV:

- Erkenntnisse aus der Forschung
- anerkannte technische in- und ausländische Normen, z. B. des Schweizerischen Vereins für technische Inspektionen (SVTI)
- kerntechnische Regelwerke des Lieferlandes der Kernanlage und anderer Länder
- Empfehlungen internationaler Gremien, z. B. IAEA, ICRP
- Stand der Technik und Betriebserfahrungen in vergleichbaren Kernanlagen und in anderen relevanten technischen Anlagen

Die wichtigsten Änderungen und Ergänzungen in den Beurteilungsgrundlagen sind im Folgenden näher erläutert.

Dosisgrenzwerte

Gemäss Art. 4 Abs. 1 KEG gilt als genereller Grundsatz für die Nutzung der Kernenergie, dass Vorsorge gegen eine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe sowie eine unzulässige Bestrahlung von Personen im Normalbetrieb und bei Störfällen zu treffen ist. Die bei Normalbetrieb und Störfällen einzuhaltenen Dosisgrenzwerte sind in der StSV enthalten. Neu wurde in Art. 94 Abs. 5 StSV der Dosisgrenzwert von 100 mSv für Störfälle mit einer Häufigkeit zwischen 10^{-4} pro Jahr und 10^{-6} pro Jahr aufgenommen. Hieraus resultieren keine neuen Anforderungen, da dieser Grenzwert bereits in der damaligen Richtlinie HSK-R-11 enthalten war, die der vorhergehenden Sicherheitsüberprüfung des KKG zugrunde lag. Hingegen resultierte eine neue Anforderung aus der Änderung der Dosisfaktoren im Anhang 4 der StSV im Jahr 2000, die zur Ermittlung der Strahlenexposition der Bevölkerung benötigt werden. Auf die Auswirkungen dieser neuen Anforderung wird im Kap. 6.3 dieser Stellungnahme eingegangen.

Nachrüstmassnahmen

Der Bewilligungsinhaber eines in Betrieb befindlichen Kernkraftwerkes ist nach Art. 22 Bst. g KEG verpflichtet, die Anlage soweit nachzurüsten, als dies nach der Erfahrung und dem Stand der Nachrüsttechnik notwendig ist, und darüber hinaus, soweit dies zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung beiträgt und angemessen ist. Als Beurteilungsgrundlage für Kernkraftwerke dienen gemäss Art. 82 KEV die Anforderungen und Grundsätze nach Art. 7, 8 und 10 KEV.

Das Ziel der PSÜ ist zu beurteilen, ob die nach Art. 4 Abs. 1 KEG zu treffende Vorsorge des KKG ausreichend ist oder ob Nachrüstmassnahmen nach der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik notwendig sind oder zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung beitragen, soweit sie angemessen sind. Entsprechend der Richtlinie HSK-R-48 ist hierfür eine ganzheitliche sicherheitstechnische Beurteilung des Kernkraftwerks durchzuführen, welche die kraftwerkspezifische Betriebserfahrung und den aktuellen Zustand des Kernkraftwerks umfasst.

Störfallvorsorge

Gemäss Art. 7 Bst. d KEV sind gegen Störfälle, bei denen radioaktive Stoffe in gefährdendem Umfang freigesetzt werden können (sog. schwere Unfälle) zusätzlich vorbeugende und lindernde Vorkehrungen im technischen, organisatorischen und administrativen Bereich zu treffen. Während im KKG bereits Anfang der 1990er Jahre technische Massnahmen und Notfallvorschriften zur Beherrschung schwerer Unfälle entwickelt wurden, beinhaltet diese Vorgabe darüber hinaus die Einführung eines systematischen Notfallmanagements zur Linderung der Folgen schwerer Unfälle. Das vom KKG speziell hierfür erstellte Notfallhandbuch wird in Kapitel 8.3 dieser Stellungnahme bewertet.

Störfallhäufigkeiten

Gemäss Art. 8 Abs. 4 KEV sind die Störfallhäufigkeiten unter Berücksichtigung des auslösenden Ereignisses und eines davon unabhängigen Einzelfehlers zu bestimmen. Bisher blieb die Wahrscheinlichkeit eines unabhängigen Einzelfehlers bei der Bestimmung der Störfallhäufigkeit unberücksichtigt. Die Ergebnisse der damit verbundenen Neueinstufung der Störfälle und die Auswirkungen auf die Nachweisführung der Störfallbeherrschung werden in Kapitel 6 dieser Stellungnahme bewertet.

Gemäss Art. 8 Abs. 5 KEV ist mittels probabilistischer Nachweise zu zeigen, dass das Kriterium von Art. 24 Abs. 1 Bst. b KEV eingehalten werden kann. Demnach darf für neue Kernkraftwerke die mittlere Kernschadenshäufigkeit für Störfälle mit Ursprung innerhalb und ausserhalb der Anlage höchstens 10^{-5} pro Jahr betragen. Diese Anforderung ist gemäss Art. 82 KEV unter Berücksichtigung des Stands der Nachrüsttechnik und dem Grundsatz der Angemessenheit auch auf bestehende Kernkraftwerke zu übertragen. Die im Rahmen der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) ermittelte Kernschadenshäufigkeit wird in Kapitel 7.2 dieser Stellungnahme bewertet.

Umfang der PSA

Neben diesen in der KEV festgehaltenen Anforderungen wird der Umfang der PSA im Anhang 3 der KEV spezifiziert. Demnach ist für alle massgeblichen Betriebszustände eine quantitative Bewertung des Risikos einer Freisetzung radioaktiver Stoffe in gefährdendem Umfang durchzuführen. Diese Anforderung geht über die bisherigen Anforderungen hinaus, da bis anhin eine derartige Bewertung nur für den Betriebszustand Volllast, aber nicht für die Betriebszustände Schwachlast und Stillstand durchzuführen war. Auf die Umsetzung dieser Forderung wird in Kapitel 7.5 dieser Stellungnahme eingegangen.

Ausserbetriebnahme-Kriterien

Am 1. Mai 2008 ist die Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (SR 732.114.5) in Kraft getreten. Das KEG und die KEV sehen keine Laufzeitbeschränkung für bestehende Kernkraftwerke vor. Diese können somit betrieben werden, solange sie sicher sind. Es genügt jedoch nicht, den Sicherheitsstandard, der zum Zeitpunkt der Bewilligungserteilung galt, zu halten. Vielmehr hat der Inhaber einer Betriebsbewilligung seine Anlage ständig so weit nachzurüsten, als dies nach der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik notwendig ist, und darüber hinaus, soweit dies zu einer weiteren Verminderung der Gefährdung beiträgt und angemessen ist (Art. 22 Abs. 2 Bst. g KEG). Damit soll das bestehende Sicherheitsniveau gehalten und verbessert werden. Wegen des Verzichts auf eine Befristung der Betriebsbewilligungen der Kernkraftwerke sind Entscheidungskriterien nötig, wann ein Kernkraftwerk ausser Betrieb zu nehmen ist. Der Bundesrat hat die Kriterien, bei deren Erreichen der Bewilligungsinhaber sein Kernkraftwerk vorläufig ausser Betrieb nehmen und nachrüsten muss (Ausserbetriebnahme- und Nachrüst-Kriterien, kurz ABN-Kriterien), in Art. 44 Abs. 1 KEV (Kernkühlung bei Störfällen oder Integrität des Primärkreislaufs oder Integrität des Containments nicht mehr gewährleistet) festgelegt. Mit der Verordnung SR 732.114.5 legt das UVEK die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung dieser Kriterien fest. Das Verfahren für die Abwicklung von Nachrüstungen oder die Anforderungen, denen eine Nachrüstung genügen muss, sind hingegen nicht Gegenstand dieser Verordnung. Sie werden wie Anlagenänderungen nach bestehenden Verfahren bewilligt oder freigegeben. Die ABN-Kriterien müssen nicht alle Fälle abdecken, bei denen ein Kernkraftwerk abgeschaltet werden muss.

Den technischen ABN-Kriterien vorgelagert sind die bewilligten Betriebsbedingungen in der Technischen Spezifikation. Bei deren Verletzung muss die Anlage abgeschaltet und allenfalls in Stand gesetzt werden. Die ABN-Kriterien beziehen sich auf Strukturen, Systeme und Komponenten, die nicht oder zumindest nicht einfach repariert oder ausgetauscht werden können. In der Regel können die Ursachen für die Ausserbetriebnahme nur durch umfangreiche Nachrüstmassnahmen beseitigt werden. Bei näherer Betrachtung ergeben sich zwei Möglichkeiten, warum die Integrität oder die Funktion

einer Struktur, eines Systems oder einer Komponente nicht mehr gewährleistet und damit das zugehörige ABN-Kriterium erreicht sein kann:

Auslegungsfehler: Die Betriebsbewilligung für Kernkraftwerke wird aufgrund der Auslegungsgrundlagen erteilt. Es kann sein, dass die ursprüngliche Auslegung nach heutigem Stand des Wissens fehlerhaft ist und sich das Kernkraftwerk deshalb nicht so verhält wie vorgesehen. Auslegungsfehler werden oft erst aufgrund von Ereignissen, Befunden oder auch neuen wissenschaftlichen Erkenntnissen entdeckt. Bei der Überprüfung der ABN-Kriterien werden deshalb einerseits die Ursachenanalyse von internen und externen Vorkommnissen und andererseits die Störfallanalyse eine zentrale Rolle spielen. Bei Letzterem wird nachzuweisen sein, dass die Dosislimiten nach Artikel 94 der Strahlenschutzverordnung (StSV, SR 814.501) eingehalten werden.

Alterungsschäden: Im Gegensatz zu Auslegungsfehlern liegen Alterungsschäden nicht von Anfang an vor, sondern ergeben sich erst mit der Zeit. Eine Komponente, die anfänglich richtig ausgelegt war, kann durch Abnutzungs- und Alterungsprozesse im Laufe der Betriebsdauer ab einem bestimmten Schädigungsgrad nicht mehr der ursprünglichen Auslegung entsprechen. Die wichtigsten Alterungsmechanismen sind strahlungsbedingte Versprödungsprozesse, Ermüdung, Erosion, Korrosion sowie Spannungsrisskorrosion. Im Unterschied zu Auslegungsfehlern entwickeln sich Alterungsschäden meist vorhersehbar. Ihr Verlauf kann mit entsprechenden Überwachungsprogrammen verfolgt werden.

Der Aufbau der Verordnung folgt diesen beiden Kategorien. Nach den allgemeinen Bestimmungen im 1. Kapitel der Verordnung werden im 2. Kapitel Methodik und Randbedingungen bei Ausserbetriebnahme wegen Auslegungsfehlern und im 3. Kapitel diejenigen für Alterungsschäden geregelt.

Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle

Am 1. August 2010 ist die Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2) in Kraft getreten. Ein Grundsatz der nuklearen Sicherheit für Kernanlagen besteht darin, dass Vorsorge gegen eine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe sowohl im Normalbetrieb als auch bei Störfällen getroffen werden muss. Die Anforderungen an den Schutz gegen Störfälle werden in Art. 8 Abs. 2 und 3 KEV konkretisiert. Dort werden die Störfälle genannt, gegen die Schutzmassnahmen zu treffen sind. Der ausreichende Schutz gegen Störfälle ist mittels einer Störfallanalyse nachzuweisen. Die Verordnung SR 732.112.2 legt dafür, gestützt auf Art. 8 Abs. 6 KEV, die spezifischen Gefährdungsannahmen und Bewertungskriterien fest. Neben den übergeordneten Nachweiszielen für den Schutz gegen Störfälle werden insbesondere die dem Nachweis zugrunde zu legenden Gefährdungsannahmen sowie die Kriterien für die Bewertung des Schutzes gegen Auslegungs- und auslegungsüberschreitende Störfälle festgelegt.

Ausbildungsanforderungen

Die Verordnung über die Anforderungen an das Personal in Kernanlagen (VAPK, SR 732.143.1), in Kraft getreten am 1. Juli 2006, beinhaltet Anforderungen an die Ausbildung des zulassungspflichtigen Personals (Schichtchef, Reaktoroperateur, Pikettingenieur) und des nicht zulassungspflichtigen Personals (z. B. Anlagenoperateure, im Auftragsverhältnis tätige Personen). Die Anforderungen an die Ausbildung des zulassungspflichtigen Personals wurden weitgehend aus der damals bestehenden und im Überprüfungszeitraum der PSÜ KKG nicht geänderten Richtlinie HSK-R-27 übernommen. Hingegen gab es für die Ausbildung des nicht zulassungspflichtigen Personals bisher keine expliziten Anforderungen. Mit der Verabschiedung der Richtlinien ENSI-B10 „Ausbildung, Wiederholungschul-

„Ausbildung und Weiterbildung von Personal“ und ENSI-B13 „Ausbildung und Fortbildung des Strahlenschutzpersonals“, welche die Richtlinie HSK-R-27 bzw. HSK-R-37 ab dem 1. Januar 2011 ersetzen, existieren nun Anforderungen an die Ausbildung des gesamten Kernkraftwerkspersonals. Diese neuen Anforderungen waren keine Beurteilungsgrundlage für die vorliegende Stellungnahme.

Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen

Die Anforderungen für in Kernanlagen eingebaute Behälter und Rohrleitungen sind in Art. 32 KEV (Instandhaltung) und Art. 35 KEV (Alterungsüberwachung) enthalten. Im Weiteren legt die KEV im Anhang 4 Ziffer 3 unter anderem die sicherheitstechnische Klassierung von mechanischen und elektrischen Ausrüstungen von Kernanlagen fest. Diese Klassierung erfolgt aufgrund der Bedeutung der Ausrüstungen für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz. Sie umfasst unter anderem die Behälter und Rohrleitungen in einer Kernanlage, deren Ausfall zu einer Freisetzung von Radioaktivität führen kann. KEG und KEV regeln auch das Verfahren für die Bewilligung und Freigabe der sicherheitstechnisch klassierten Ausrüstungen beim Bau und Betrieb der Kernanlagen. Es wird dabei ausschliesslich das Verfahren der Einzelprüfung angewendet. Diese Anforderungen entsprechen der bisherigen Praxis.

Ergänzend zu den Bestimmungen von KEG und KEV sind in der Verordnung über sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen in Kernanlagen (VBRK, SR 732.13), in Kraft getreten am 1. Juli 2006, die spezifischen Anforderungen an die Sicherheit der Behälter und Rohrleitungen festgelegt. Die Anforderungen betreffen die Planung, Herstellung, Montage, Inbetriebsetzung sowie den Betrieb inklusive die wiederkehrenden Prüfungen von sicherheitstechnisch klassierten Behältern und Rohrleitungen in Kernanlagen einschliesslich deren Abstützungen und druckhaltenden Ausrüstungen. Insbesondere sind neu Anforderungen in den Bereichen Gefahrenanalyse sowie Qualifizierung von Herstellungs- und Prüfverfahren, Ausrüstungen und Personal in der VBRK enthalten. Damit werden veraltete Rechtsgrundlagen für Druckgeräte und -behälter ersetzt und Wichtiges aus Festlegungen des Nuklearinspektorates des SVTI verbindlich verankert.

Die Auswirkungen der Inkraftsetzung der VBRK auf die PSÜ werden im Kapitel 4.3 und 5.3 dieser Stellungnahme behandelt.

1.4 Aufbau der Stellungnahme

In Anlehnung an Art. 34 Abs. 1 KEV und Richtlinie HSK-R-48 ist diese Stellungnahme in folgende Kapitel strukturiert:

- Kapitel 2: Übersicht

In diesem Kapitel werden die Änderungen bezüglich der Standortparameter und des Sicherheitskonzepts des KKG seit der letzten PSÜ, sowie der Stand der Verbesserungsmassnahmen aus der letzten PSÜ aufgezeigt.

- Kapitel 3: Organisation und Personal

Neben der Bewertung der organisatorischen Änderungen und der neuen oder geänderten Anforderungen an Organisation und Personal werden auch die KKG-Bewertungen des Managementsystems und der Sicherheitskultur durch das ENSI beurteilt.

- Kapitel 4: Betriebsführung und Betriebsverhalten

Die Änderungen an und Erfahrungen aus den wichtigsten Prozessen bezüglich Betrieb und Sicherheit werden in diesem Kapitel behandelt und beurteilt.

- Kapitel 5: Sicherheitsrelevante Anlagenteile

In diesem Kapitel beurteilt das ENSI die KKG-eigene Bewertung der sicherheitsklassierten und sicherheitsbezogenen Anlagenteile bezüglich des Zustands aufgrund der Instandhaltung/-setzung, der Wiederholungsprüfungen, der Altersüberwachung, der Anlagenänderungen, der Änderungen der Technischen Spezifikation sowie der Erfahrungen aus internen und externen Vorkommnissen. In dieser Stellungnahme konzentriert sich das ENSI auf diejenigen Aspekte, die eine Änderung gegenüber der letzten PSÜ erfahren haben.

- Kapitel 6: Schutz der Anlage gegen Auslegungstörfälle

Mittels deterministischer Störfallanalysen werden das auslegungsgemässe Verhalten der Anlage und die Einhaltung der gesetzlichen Schutzziele für Auslegungstörfälle (Sicherheitsebene 3) überprüft.

- Kapitel 7: Schutz der Anlage gegen auslegungsüberschreitende Störfälle

In diesem Kapitel wird das Sicherheitsniveau des Kernkraftwerks mit der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) anhand der international anerkannten quantitativen Risikokenngrößen Kernschadenshäufigkeit und Freisetzungshäufigkeit überprüft. Zum anderen kann die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts anhand einer Analyse der wesentlichen Beiträge an diesen Risikokenngrößen beurteilt werden (Sicherheitsebene 4).

- Kapitel 8: Notfallschutz

In diesem Kapitel wird der anlageninterne Notfallschutz, insbesondere die organisatorischen und administrativen Massnahmen, beurteilt.

- Kapitel 9: Gesamtbewertung

In diesem Kapitel werden die in den vorangehenden Kapiteln dargelegten Beurteilungen zum Sicherheitsstatus des KKG nach Schutzzielen strukturiert zusammengefasst.

1.5 Durchführung der Stellungnahme

Die Stellungnahme des ENSI zu einer PSÜ erfolgt üblicherweise nach etwa 2 Jahren, d. h. die vorliegende Stellungnahme zur PSÜ KKG hätte Ende 2010 vorliegen sollen.

Ein Grund für die rund 18-monatige Verzögerung lag in der nicht ausreichend transparenten und teilweise unvollständigen PSÜ-Dokumentation, was zu aussergewöhnlich umfangreichen Nachforderungen seitens ENSI führte und die Überprüfung erschwerte und verzögerte. Ein vollständiger Entwurf der Stellungnahme lag Anfang 2011 vor und eine Veröffentlichung war für das Frühjahr 2011 vorgesehen.

Ein zweiter Grund für die Verzögerung war der Unfall in der japanischen Anlage Fukushima Daiichi. Diese führte dazu, dass das ENSI ab März 2011 die Arbeiten zur Stellungnahme an der PSÜ KKG aus Prioritätsgründen vorübergehend einstellen musste und erst gegen Ende 2011 wieder aufnehmen konnte. Zudem verfügte das ENSI aufgrund der ersten Erkenntnisse über dieses Vorkommnis mehrere Massnahmen^{11,12,13}, welche inhaltlich den im Entwurf dieser PSÜ-Stellungnahme aus den behan-

delten Sicherheitsaspekten abgeleiteten Forderungen ähnlich waren. Analoges gilt für die Fragestellungen aus dem EU-Stresstest (siehe www.ensi.ch). Um keine Doppelung zu verursachen, wurden diejenigen Forderungen im Stellungnahmen-Entwurf, welche inhaltliche Überlappungen mit Massnahmen aus den Fukushima-Verfügungen des ENSI sowie aus dem EU-Stresstest aufwiesen, gestrichen oder präzisiert. Die enge Terminierung der Massnahmen in den Verfügungen und dem EU-Stresstest führte zudem dazu, dass einige Forderungen seitens ENSI, wie sie im Entwurf formuliert waren, zwischenzeitlich durch das KKG teilweise bereits erledigt, zumindest aber kommentiert wurden, sodass der Anfang 2011 vorliegende Entwurf der ENSI-Stellungnahme nochmals grundlegend überarbeitet werden musste.

Aufgrund dieser Verzögerungen wurden in begründeten Fällen auch nach Einreichung der nachgeforderten Dokumente (also nach dem 18. Januar 2010) vom KKG durchgeführte Massnahmen berücksichtigt. Als Beurteilungsgrundlagen wurde hingegen das aktuelle Regelwerk Stand 2011 berücksichtigt, was zu einigen wenigen spezifischen Forderungen infolge neuer Vorgaben führte.

2 Übersicht über die Anlage

2.1 Standort

Die Standorteigenschaften, die bei den Analysen der möglichen Einwirkungen auf die Sicherheit der Anlage und der tatsächlichen bzw. hypothetischen Auswirkungen auf die Umgebung im Normalbetrieb und im Störfall berücksichtigt wurden, sind im KKG-Sicherheitsbericht⁹ erläutert. Im Rahmen der letzten PSÜ 1998 wurden die damals gültigen Standorteigenschaften sowie Änderungen vor 1998, beispielsweise der Neubau einer weiteren Transitgasleitung in unmittelbarer Nähe zum KKG-Areal, durch die HSK beurteilt¹. In diesem Kapitel werden neue Erkenntnisse zu den Standorteigenschaften behandelt. Wichtige Grundlagen waren das Gesuch um eine Rahmenbewilligung für das Kernkraftwerk Niederamt¹⁴ (KKN) in unmittelbarer Nähe des KKG sowie die Ergebnisse der Erdbebenstudie PEGASOS¹⁵. Zudem werden in diesem Kapitel neue Vorgaben und internationale Empfehlungen berücksichtigt.

Die nachfolgend zitierten Angaben des KKG stammen aus der Zusammenfassung der Ergebnisse der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKG 2008³.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Für die Beurteilung der Gefährdung des KKG hervorgerufen durch Störfälle sind die allgemeinen Grundlagen in Art. 4 KEG (Grundsätze für die Nutzung der Kernenergie) und in Art. 7 und 8 KEV (Anforderungen an die nukleare Sicherheit und an den Schutz gegen Störfälle) massgeblich. Die UVEK-Verordnung über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2) präzisiert in Art. 5 diese Ereignisse. Als externe auslösende Ereignisse sind bei Störfallbetrachtungen zu berücksichtigen:

- Einwirkungen von Unfällen in Industrieanlagen und Transportwege in der näheren Umgebung
- meteorologische Extrembedingungen
- daraus entstehende Überflutung, mit Berücksichtigung unterschiedlicher Arten der Einwirkung wie Flutwellenwirkung auf Gebäude, Eindringen von Wasser in Gebäude und Unterspülung von Gebäuden
- Erdbeben, mit Berücksichtigung unterschiedlicher Arten der Einwirkung wie Bodenerschütterungen, Bodensetzungen, Erdbeben, Zerstörung in der Nähe befindlicher Anlagen, welche die Sicherheit der Kernanlage gefährden können und zum Verlust nicht erdbebenfester Hilfs- und Versorgungssysteme sowie zu Brand und Überflutung führen können

Beurteilungsgrundlagen für die Gefährdungsanalysen bezüglich Erdbeben, Unwetter und Überflutung sind die IAEA Safety Standards NS-G-3.3¹⁶, NS-G-3.4¹⁷ und NS-G-3.5¹⁸, in welchen die notwendigen Untersuchungsschritte dargestellt werden. Bezüglich Überflutung sind detaillierte Anforderungen an die Analyse der Überflutungsgefährdung in der Richtlinie ENSI-A08 dargelegt.

2.1.1 Einwirkungen von Industrieanlagen und Transportwegen in der näheren Umgebung

Angaben des KKG

Im Zeitraum seit dem Abschluss der PSÜ 1998 sind keine sicherheitstechnisch relevanten Änderungen am Standort des KKG vorgenommen worden. Bezüglich der Bewertung von Einwirkungen von

Explosionen in der Nachbarschaft des KKG und anderer externer Ereignisse weist das KKG auf die Auslegung des Sekundärcontainments unter der Annahme der Explosion von 20 Tonnen TNT am Standort des geplanten und nie gebauten Güterbahnhofes hin. Ferner erwähnt das KKG das autarke Notstandssystem, ausgelegt gegen den Absturz eines grossen Verkehrsflugzeugs, sowie die Standortwahl.

Beurteilung des ENSI

Den Ausführungen des KKG zur generellen Auslegung des Sekundärcontainments und des autarken Notstandssystem bezüglich Einwirkungen infolge von Störfällen in Industriebetrieben und auf Transportwegen kann das ENSI folgen.

Im Unterschied zu den Angaben des KKG zur PSÜ 2008 sowie zur PSÜ 1998 werden im Rahmenbewilligungsgesuch der KKN AG zusätzlich folgende Störfälle betrachtet (in der GPSA werden einige Angabe zu diesen Störfälle gemacht):

- Eindringen von Chemikalien ins Kühlwassersystem durch Verschmutzungen des Oberflächenwassers
- Chlorfreisetzung auf der Bahnstrecke Olten–Aarau und den umliegenden Kantonsstrassen
- grössere Brand- oder Explosionsereignisse aufgrund der Tatsache, dass seit Januar 2005 auch 40-t-LKW auf Schweizer Strassen zugelassen sind und daher die involvierten Mengen an Benzin oder Propan grösser sein können als bei früheren Analysen berücksichtigt
- zeitlich verzögerte Zündung einer sich in der Umgebung ausbreitenden Gaswolke kombiniert mit dem Eindringen von Gas in sicherheitsrelevante Gebäude

Da für den Standort des KKG die gleichen potenziellen Gefährdungen existieren wie für das in direkter Nachbarschaft geplante KKN, stützt sich das ENSI bei der Beurteilung auf die detaillierten Überprüfungen im Gutachten zum Rahmenbewilligungsgesuch der KKN AG¹⁴. Diese Überprüfung hatte gezeigt, dass die oben genannten externen Störfälle in den Industriebetrieben und auf Verkehrswegen in der Umgebung nicht zu einer unzulässigen Gefährdung des KKN führen. Eine vertiefte Störfallanalyse ist wegen des vernachlässigbaren Beitrags zum Gesamtrisiko aufgrund der genügend grossen Distanzen solcher Anlagen zum KKG und aufgrund der Auslegung des KKG nicht gerechtfertigt.

2.1.2 Neue Erkenntnisse bezüglich meteorologischer Bedingungen

Angaben des KKG

Die meteorologischen Bedingungen, wie sie im Sicherheitsbericht des KKG dargestellt sind, haben sich gemäss Zusammenfassung der Ergebnisse der PSÜ KKG 2008 im Überprüfungszeitraum nicht sicherheitstechnisch relevant geändert. Das KKG hat eine statistische Auswertung der meteorologischen Bedingungen bezüglich der Ausbreitungs- und Ablagerungsgrössen für den Standort Gösgen-Däniken in Auftrag¹⁹ gegeben und hieraus die sichere Einhaltung der Dosisgrenzwerte durch die von der HSK vorgegebene Beschränkung der Kühlmittelaktivität bestätigt.

Andererseits haben gemäss dem Betriebserfahrungsbericht⁷ extreme Wetterbedingungen mit starken Winden, heftigen Regenfällen, Hagel, Schneefall, extreme Kälte, extreme Hitze und Blitzeinschlägen im Überprüfungszeitraum den Anlagenbetrieb einer Vielzahl von Kernkraftwerken weltweit beeinträchtigt.

tigt und auch zu sicherheitstechnischen Problemen geführt, da die Schwere der Unwetter in Einzelfällen sogar die Auslegungsbasis übertraf. Das KKG gibt hierfür einige Beispiele für derartige Ereignisse an. Das KKG hat eine umfassende Prüfung der Auslegung der Anlage mit Hinblick auf den Eintritt vergleichbarer Ereignisse durchgeführt und, wie auch von WENRA gefordert, im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse behandelt. Aufgrund der Auslegung der Anlage tragen sie nur unwesentlich zur Kernschadenshäufigkeit des KKG bei.

Die eigenen Betriebserfahrungen bei Starkwinden (Sturm Kyrill, Januar 2007, Lothar, Dezember 1999) oder Gewittern (Blitzeinschläge im Bereich des Kraftwerksareals am 5. September 2002) haben bestätigt, dass die Anlage bezüglich derartiger Witterungseinflüsse gut gerüstet ist.

Gegen Witterungs- und Natureinflüsse, die in einigen Kernkraftwerken zur Nichtverfügbarkeit der Wasserfassung(en) geführt haben, ist KKG gut ausgelegt, da es über zwei Wasserfassungen und über ein autarkes Notstandssystem inklusive Grundwasserbrunnen verfügt. Dessen ungeachtet wurden bereits in der Vergangenheit technische Massnahmen zur Verbesserung der Verfügbarkeit der Wasserfassung durchgeführt.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI teilt die Ansicht des KKG, dass die meteorologischen Bedingungen sich nicht relevant geändert haben. Das ENSI begrüsst, dass das KKG die Erkenntnisse aus Vorkommnissen in anderen Kernanlagen, die durch extreme Wettersituationen verursacht wurden, zum Anlass genommen hat, die eigene Anlagensicherheit zu überprüfen und die Verfügbarkeit der Wasserfassung nachzubessern.

2.1.3 Neue Erkenntnisse bezüglich Hydrologie

Angaben des KKG

Im Zeitraum seit dem Abschluss der PSÜ 1998 gab es keine sicherheitsrelevanten Änderungen an den Standortdaten zur Hydrologie. Diese Betrachtung schloss u. a. ein:

- Aktualisierung der hydrologischen Daten zur Bewertung des Überflutungsrisikos
- Bewertung der Anlagenauslegung für erhöhte Grundwasserstände und dabei der Möglichkeit von Wassereintritten in Gebäude

Die Überflutungen am Standort wurden bereits bei der Standortauswahl berücksichtigt und bei PSÜ überprüft. Das Areal des KKG wurde während der Bauzeit so aufgeschüttet, dass die sicherheitsrelevanten Gebäude des KKG von einem externen Hochwasser infolge von Dammbrochen nicht betroffen sind, da die Geländeoberkante (382,10 m ü. M.) von der entstehenden Flutwelle nicht erreicht wird.

Untersuchungen für den Standort des geplanten Kernkraftwerks Niederramsthal haben hingegen gezeigt, dass bei einer Extrapolation von Durchflussdaten der Aare auf ein 10 000-jährliches Ereignis mit einer partiellen Überflutung des Areals des KKG zu rechnen wäre. Das KKG hat sich bezüglich der Risikobewertung sicherheitsgerichtet verhalten und ein konservativ abdeckendes Szenario für ein externes Hochwasser infolge starker Niederschläge (abnormaler Flusswasserspiegel) in die PSA aufgenommen. Der Beitrag zum Gesamtrisiko ist dennoch gering.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat bei der Begutachtung des Rahmenbewilligungsgesuchs der KKN AG¹⁴ das von der KKN AG entwickelte Überflutungsmodell bestätigt. Dieses Modell erlaubt eine belastbare Bestimmung des zu erwartenden Wasserstands sowie der Strömungsbedingungen für die verschiedenen betrachteten Überflutungsursachen. Die Ergebnisse der Gefährdungsanalyse des KKN zeigen, dass das Gelände des KKG im Falle eines 10 000-jährlichen Hochwassers überflutet wird. Der permanente Schutz des KKG gegen Hochwasser basiert demgegenüber auf dem Auslegungsgrundsatz, dass das Kraftwerksgelände und damit alle Gebäude und Anlagen durch Aufschüttung auf 382,1 m mindestens 1 m über dem höchsten zu erwartenden Hochwasserpegel liegen. Die Erkenntnisse aus den neu durchgeführten Untersuchungen zur Hochwassergefährdung des Kraftwerksstandortes verdeutlichen, dass sich die Gefährdungsannahmen gegenüber den Annahmen zum Zeitpunkt der Auslegung des KKG verschärft haben. Das KKG hat diese Erkenntnisse in die PSA einfließen lassen (siehe Kapitel 7.2.6.4) und die Auswirkungen auf das Risiko bewertet. Da aus Sicht des ENSI die im Rahmen der PSÜ durchgeführte Bewertung der Auswirkungen der verschärften Gefährdungsannahmen auf die Sicherheit der Anlage nicht ausreichend war, hat es mit Brief vom 11. August 2010 hierzu eine Forderung gestellt. Das KKG wurde aufgefordert, ein Konzept zur Nachweisführung zum ausreichenden Hochwasserschutz bis zum 31. Dezember 2010 einzureichen. Das KKG ist dieser Forderung fristgerecht nachgekommen²⁰. Vor dem Hintergrund der Ereignisse in Japan hat das ENSI KKG aufgefordert, den Nachweis für die Beherrschung eines 10 000-jährlichen Hochwassers durchzuführen. Das KKG hat diesen Nachweis mit Bericht²¹ am 28. Juni 2011 eingereicht. Im Gegensatz zum KKG geht das ENSI bei einem 10 000-jährlichen Hochwasser von einer deutlichen Überflutung des Kraftwerksgeländes aus. Es stützt sich für seine Beurteilungen deshalb einzig auf die Ausführungen des KKG zur Hochwasserbeherrschung mit Hilfe der notstandgesicherten Systeme ab²² (s. Kapitel 6.1.3).

2.1.4 Neue Erkenntnisse bezüglich Geologie und Erdbeben

Angaben des KKG

Über Erkenntnisse bezüglich seismisch aktiven Brüchen oder Verwerfungen aufgrund neuer geologischer Untersuchungen innerhalb des Überprüfungszeitraums wird in den KKG-PSÜ-Unterlagen nicht berichtet.

Im der Zusammenfassung³ werden die Bemessungsgrundlagen zu Erdbeben aus den Jahren 1975 – 1977, die für die Projektierung und den Bau des KKG angenommen wurden, dargestellt und erläutert. Ein aufgrund neuer Erkenntnisse aus der PSÜ 1999 verändertes Bemessungsspektrum wurde im Rahmen der Umsetzung der PSÜ 1998 allen nachfolgenden Nachrüstungen an EK-I-klassierten Strukturen und Komponenten (diese Klassierung wurde nach der PSÜ 1998 im KKG eingeführt) als Minimalauslegungsanforderung zugrunde gelegt.

Zusätzlich wurden auf Veranlassung der HSK bei allen grösseren Nachrüstungen, die seit 2003 durchgeführt wurden, zusätzliche Sicherheitsfaktoren berücksichtigt, da eine weitere Erhöhung der zu berücksichtigenden Erdbebenanforderungen im Ergebnis des Projekts PEGASOS nicht auszuschliessen war. Im Zeitraum von 2000 bis 2004 führte die Nagra im Auftrag des Unterausschusses Kernenergie der schweizerischen Stromverbundunternehmen UAK (heute swissnuclear) das Projekt PEGASOS durch. Dieses Projekt war die Antwort der Kernkraftwerke auf die Forderung der HSK, die Erdbebengefährdung mittels PSA neu zu berechnen.

Aufgrund der aktuellen Diskussion zur Erdbebengefährdung von KKW schenkte das KKG entsprechenden Ereignissen eine besondere Aufmerksamkeit. Von besonderem Interesse waren das Chuetsu-Oki-Erdbeben in Japan vom 16. Juli 2007 und seine Auswirkungen auf das Kernkraftwerk Kashiwazaki-Kariwa.

Beurteilung des ENSI

Im Rahmen des Projekts PEGASOS wurden die regionalen geologischen Strukturen bereits beurteilt und ihre Bedeutung für die seismische Gefährdung diskutiert¹⁵. Die entsprechenden Resultate sind in den Expertenberichten zum PEGASOS-Projekt aufgeführt. Eine zusammenfassende Darstellung der geologischen und seismischen Gesichtspunkte findet sich im Bericht²³. Das ENSI hatte die Ergebnisse des PEGASOS-Projekts als gute Grundlage für die Analyse von Erdbeben und deren Störfallauswirkungen bewertet.

Die vom KKG durchgeführten seismischen Analysen sind aus Sicht des ENSI nicht belastbar, um als Grundlage für die Störfallanalyse angewendet werden zu können. Genauere Ausführungen finden sich in den Kapiteln 6 und 7 dieser Stellungnahme.

2.1.5 Änderungen bezüglich Bevölkerungsverteilung und Notfallschutz-Vorsorgemassnahmen am Standort des KKG

Angaben des KKG

Im Zeitraum seit dem Abschluss der PSÜ 1998 haben sich die Standortdaten bezüglich Bevölkerungsverteilung, wie sie im Sicherheitsbericht des KKG dargestellt, nicht wesentlich geändert.

Im Überprüfungszeitraum sind keine relevanten Änderungen an den Notfallschutz-Zonenplänen erfolgt. Die Daten sind im Sicherheitsbericht des KKG dargestellt.

Beurteilung des ENSI

Die Bewertung der Angaben zum anlageexternen Notfallschutz erfolgt in diesem Kapitel anhand der in der Notfallschutzverordnung (NFSVO) und der Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (VEOR) festgehaltenen Anforderungen. Ferner werden die Bestimmungen des Konzepts für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen²⁴ sowie die Anforderungen der IAEA²⁵ bei der Beurteilung berücksichtigt.

Trotz der Zunahme der Bevölkerungsdichte in der Umgebung des KKG, wie in den Gesuchsunterlagen zum Rahmenbewilligungsgesuch der KKN AG dargelegt, erfüllt die Vorsorge zu den im Dosis-massnahmenkonzept der VEOR genannten Schutzmassnahmen in den Kantonen Aargau und Solothurn die Anforderungen der NFSVO, der VEOR und des Notfallschutzkonzepts der KomABC und umfasst insbesondere bestehende Schutzeinrichtungen, Vorkehrungen für die Warnung und Alarmierung der Behörden und der Bevölkerung sowie Vorverteilung von Jodtabletten in den bestehenden Zonen 1 und 2.

Die Verantwortung für die Planung, Vorbereitung und Durchführung einer vorsorgliche Evakuierung in den Zone 1 und 2, wie sie im Notfallschutzkonzept verankert ist, liegt nach dem Inkrafttreten der revidierten NFSVO (1. Januar 2011) bei den Kantonen. Die hierfür notwendigen Vorgaben werden gemäss der NFSVO durch das Bundesamt für Bevölkerungsschutz erarbeitet. Die umliegenden Ge-

meinden des KKG weisen günstige Verkehrsanbindungen auf, weshalb davon auszugehen ist, dass eine Evakuierung als generell durchführbar angesehen wird.

2.2 Anlagentyp und Sicherheitskonzept

2.2.1 Grundsätzlicher Aufbau des KKG

Beim Kernkraftwerk Gösgen (KKG) handelt es sich um eine Druckwasserreaktoranlage des Herstellers Kraftwerk Union AG (heute AREVA NP). Die bewilligte thermische Reaktorleistung beträgt 3002 MW.

Eine Druckwasserreaktoranlage (s. Abb. 2.2-1) ist dadurch charakterisiert, dass die Dampferzeugung zum Antreiben der Turbinengruppe über zwei voneinander getrennte Kreislaufsysteme, dem Primär- und dem Sekundärkreislaufsystem erfolgt. Die im Reaktor erzeugte Wärme wird über Dampferzeuger vom primären Reaktorkühlkreislauf an den sekundären Wasser-Dampf-Kreislauf abgegeben. Dem Primärkreislauf wird durch einen Druckhalter ein ausreichend hoher Druck aufgeprägt, um ein Verdampfen des Kühlmittels im Reaktor und dadurch mögliche Schäden an den Brennstäben durch Filmsieden sicher zu vermeiden.

Im KKG besteht das Reaktorkühlsystem aus drei primären Reaktorkühlkreisläufen, in denen jeweils eine Hauptkühlmittelpumpe das Kühlmittel zwischen Dampferzeuger und Reaktordruckbehälter umwälzt, und einem Druckhalter, der über eine Volumenausgleichsleitung mit dem Reaktorkühlsystem verbunden ist. Als Kühlmittel dient entgastes, vollentsalztes, boriertes Wasser. Die Reaktorleistung wird über die Stellung der Steuerstäbe und über die Änderung der Borkonzentration des Kühlmittels geregelt. Die zu regelnde Grösse ist dabei die mittlere Kühlmitteltemperatur, deren Sollwert in Abhängigkeit von der vorgegebenen Generatorleistung gebildet wird.

Der in den drei Dampferzeugern erzeugte Satttdampf wird direkt dem Hochdruckteil der aus einer Hochdruckturbinen- und drei Niederdruckteilturbinen bestehenden Turbinengruppe zugeführt. In dem Hochdruckteil wird der Dampf entspannt und anschliessend über Wasserabscheider und Zwischenüberhitzer in die Niederdruckteilturbinen geleitet. Dort wird der Dampf weiter entspannt und mithilfe des Hauptkühlwassersystems kondensiert. Das Kondensat gelangt mittels der Kondensatpumpen aus dem Kondensator über eine Niederdruckvorwärmung und eine Filteranlage in den Speisewasserbehälter. Aus diesem wird das Speisewasser mit den Speisewasserpumpen über eine Hochdruckvorwärmung in die Dampferzeuger zurückgefördert. Die Hochdruckturbinen- und die Niederdruckteilturbinen liegen auf einer gemeinsamen Welle und treiben so den Generator an, dessen elektrische Leistung über die Freiluftschaltanlage in das 400-kV-Netz gespeist wird (s. Abb. 2.2-1).

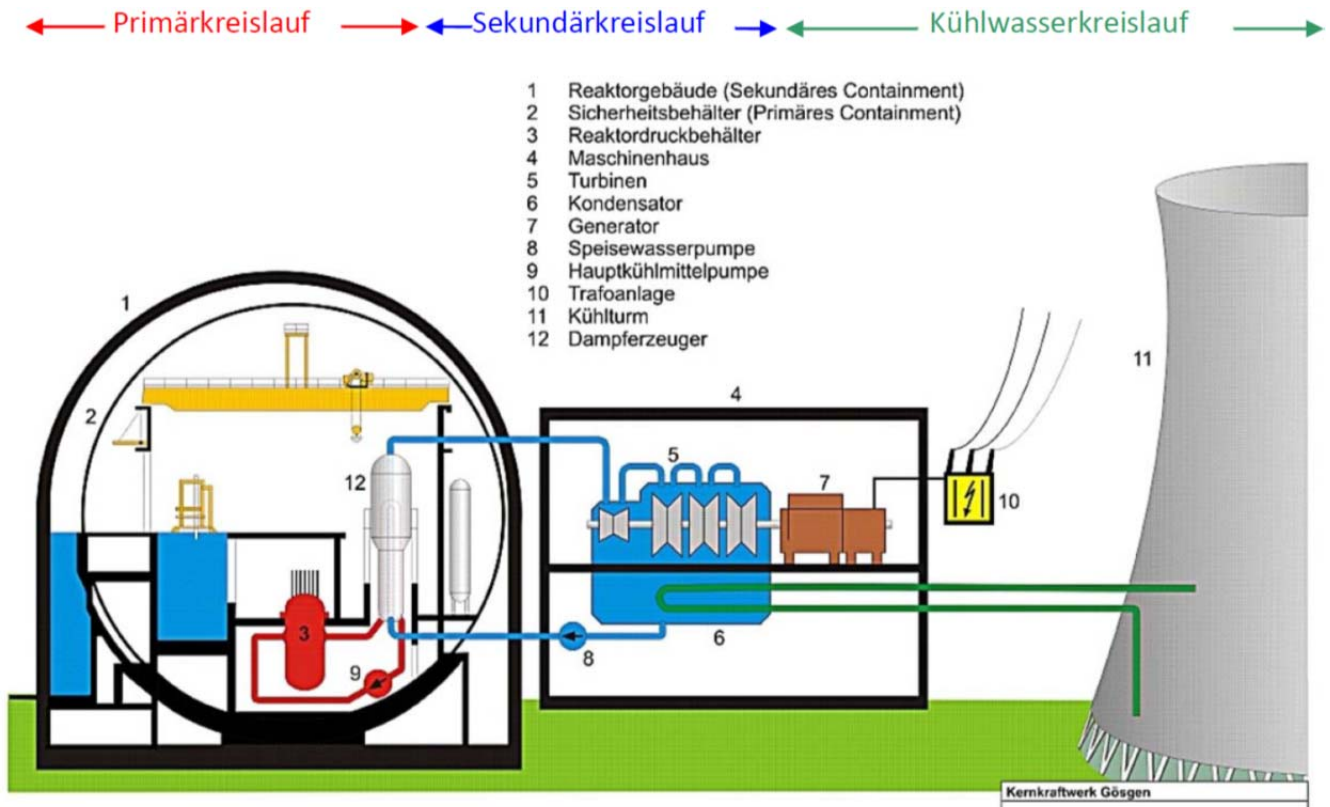


Abbildung 2.2-1: Prinzipdarstellung des KKG

Der gesamte, unter hohem Druck stehende Primärkreislauf sowie sämtliche, ebenfalls unter hohem Druck stehenden Reaktorhilfsanlagen sind im primären Containment untergebracht. Dieses primäre Containment besteht aus einem 30 mm starken kugelförmigen Sicherheitsbehälter aus Stahl (52 m im Durchmesser), den durchführenden Leitungen und deren Isolationsarmaturen sowie einer Personen-, einer Not- und einer Materialschleuse. Reaktorhilfsanlagen, die nicht unter dem hohem Primärkreisdruck stehen und Sicherheitsfunktionen zugeordnet sind, sind im Ringraum zwischen dem primären Containment und der äusseren Betonabschirmung (sekundäres Containment) angeordnet. Weitere nicht sicherheitsrelevante Reaktorhilfsanlagen befinden sich im Reaktorhilfsanlagegebäude.

Bei einem Leck im Primärkreislauf werden über das Reaktorschutzsystem alle Durchdringungen des primären Containments automatisch geschlossen und so radioaktive Substanzen weitgehend zurückgehalten. Mögliche Leckagen an den Durchdringungen werden mit einem hierfür ausgelegten System gesammelt und in das primäre Containment zurückgeführt. Das primäre Containment ist als Voll-druckcontainment konzipiert. Bei dessen Auslegung wurde das gleichzeitige Ausdampfen des gesamten Primärkreisinventars und des sekundärseitigen Inventars eines Dampferzeugers unterstellt. Die hochdruckführenden Anlagenteile des Primärsystems sind von einem Splitterschutzzyylinder aus Stahlbeton umschlossen, um die Integrität des primären Containments bei deren Versagen nicht zu gefährden. Das sekundäre Containment sorgt für einen ausreichenden Schutz des primären Containments sowie der sicherheitstechnisch relevanten Reaktorhilfsanlagen gegen Einwirkungen von aussen, wie z. B. Explosionsdruckwelle oder Flugzeugabsturz, und dient der Strahlenabschirmung bei einem Reaktorunfall.

Die zentralen Gebäude der Kraftwerksanlage sind das Reaktorgebäude, direkt anschliessend das Reaktorhilfsanlagegebäude und das Notspeisegebäude sowie das Schaltanlagegebäude. Räum-

lich getrennt von diesem Gebäudekomplex befinden sich weitere Gebäude, in denen sich sicherheitsrelevante Hilfssysteme wie die Notstrom- und die Kühlwasserversorgung sowie das Nasslager für abgebrannte Brennelemente befinden. Die einzelnen Gebäude sind so zueinander angeordnet, dass möglichst kurze Verbindungswege für Rohrleitungen und Kabel resultieren und gleichzeitig Kreuzungen vermieden werden. Die Kabelkanäle und Rohrleitungen von sicherheitstechnisch wichtigen, redundanten Systemen sind konsequent getrennt geführt und möglichst dezentralisiert in die Gebäude eingeführt. Gebäude, die sicherheitstechnisch wichtige Systeme beherbergen, erfüllen spezifische Auslegungsanforderungen. So sind das Reaktorgebäude, das Notstandsgebäude und das Nasslager für abgebrannte Brennelemente durch massive, stahlbewehrte Betonmauern besonders geschützt, um auch bei Einwirkungen von aussen die Anlage in einen sicheren Zustand überführen und dort halten zu können. Der Zustand der sicherheitsrelevanten Gebäude wird insbesondere im Kapitel 5.2 dieser Stellungnahme bewertet.

Aus Gründen des Strahlenschutzes gehören das Reaktor- und das Reaktorhilfsanlagengebäude sowie das Nasslager zur kontrollierten Zone. Im Reaktorhilfsanlagengebäude und im Reaktorgebäude wird durch Unterdruckhaltung gegenüber der Atmosphäre eine gerichtete Luftströmung von Räumen mit niedriger zu Räumen mit höherer Luftaktivität erreicht. Im Schadensfall wird zur Sicherstellung des Unterdrucks im Ringraum die möglicherweise kontaminierte Raumluft mit der Ringraumabsaugung gezielt abgesaugt und über hochwirksame Filterstrecken zum Abluftkamin geleitet.

2.2.2 Das Sicherheitskonzept des KKG

Barrierenkonzept

Der gemäss Art. 4 KEG und Art. 1 StSG übergeordnete Grundsatz bei der Nutzung der Kernenergie, Mensch und Umwelt vor Gefährdungen durch ionisierende Strahlen zu schützen, wird im KKG in erster Linie durch den aus mehreren, weitgehend voneinander unabhängigen Barrieren bestehenden sicheren Einschluss der radioaktiven Stoffe gewährleistet. Die erste Barriere umfasst die Brennstoffmatrix, über die ca. 99 % des Aktivitätsinventars des Reaktorkerns gebunden sind, und die Brennstabhüllrohre aus duktilem und wärmebeständigem Material, die die flüchtigen, aus der Brennstoffmatrix entweichenden radioaktiven Stoffe zurückhalten. Die zweite Barriere stellt die aus massivem Stahl gefertigte druckführende Umschliessung des Reaktorkühlsystems dar. Das primäre Containment bildet die äussere, dritte Barriere.

Als genereller Auslegungsgrundsatz gilt, dass bei allen Betriebs- wie auch Störfallbedingungen das Versagen einer einzelnen Barriere nicht zu einer gefährdenden Freisetzung radioaktiver Stoffe führen darf und das Versagen mehrerer Barrieren äusserst unwahrscheinlich sein muss. Die der Auslegung der Barrieren zugrunde liegenden Belastungen sind anhand von Analysen ermittelt worden, die ein breites Spektrum von Betriebsstörungen und Störfällen umfassen, wobei hohe Sicherheitsmargen berücksichtigt wurden. Zum Erhalt der Funktionsfähigkeit (Integrität) der Barrieren sind umfassende Instandhaltungs- und Alterungsüberwachungsprogramme entwickelt worden. Der Zustand der Barrieren wird insbesondere in den Kapiteln 4.4, 5.3 und 5.4.9 dieser Stellungnahme bewertet.

Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge

Das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge umfasst voneinander unabhängige Schutzmassnahmen auf mehreren Sicherheitsebenen. Die Massnahmen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 dienen hauptsächlich der Vermeidung und Beherrschung von Störfällen, die die Barrierenfunktion gefährden. Damit wird eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in gefährdendem Umfang verhindert. Mit den Mass-

nahmen der Sicherheitsebene 4 soll verhindert werden, dass ein auslegungsüberschreitender Anlagenzustand zu einem Kernschaden führt (präventiver Notfallschutz), oder es soll im Falle eines Kernschadens die Freisetzung radioaktiver Stoffe begrenzt werden (mitigativer Notfallschutz).

Auf der Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb) gewährleisten die Betriebssysteme die Kritikalitätssicherheit, die Kühlung der Brennelemente und letztendlich den Erhalt der Barrieren. An diese Systeme wurden hohe Anforderungen bezüglich Herstellungsqualität und Werkstoffauswahl gestellt. Die Betriebssysteme sind so ausgelegt und werden anhand von Betriebsvorschriften so betrieben, dass eine Abweichung vom Normalbetrieb möglichst verhindert wird. Die Betriebsvorschriften sowie die Zuverlässigkeit wichtiger Betriebssysteme werden insbesondere in den Kapiteln 3.5.4 und 5 dieser Stellungnahme bewertet.

Weitere Schutzmassnahmen der Sicherheitsebene 1 dienen der Begrenzung der Strahlenexposition, wie z. B. die Kühlmittelreinigung zur Minimierung der Aktivierung und Reduktion des Radioaktivitätsinventars, gerichtete Unterdruckhaltung in den Behältern der an das Abgassystem angebotenen betrieblichen Reaktorhilfsanlagen sowie die Optimierung von strahlenrelevanten Tätigkeiten (Kapitel 4.5 und 4.6.3).

Für den Fall einer Abweichung vom Normalbetrieb verfügt das KKG über sogenannte Begrenzungssysteme, die automatisch eingreifen und Laständerungen so abfangen, dass keine Sicherheitssysteme angefordert werden (Massnahmen der Sicherheitsebene 2). So wird z. B. bei Störungen in der Speisewasserpumpe die Reaktorleistung gezielt über Steuerstabeinwurf (STEW) dem momentanen Speisewasserdurchsatz angepasst. Bei einem Ausfall der Turbinengruppe wird die Reaktorleistung ebenfalls über die STEW-Funktion abgesenkt und automatisch auf den Mindestlastpunkt geführt. Die gesamte noch erzeugte Wärme wird in diesem Fall über die Frischdampf-Umleitstation direkt in den Kondensator (Hauptwärmesenke) abgeführt. Darüber hinaus gibt es Überwachungssysteme, insbesondere zur Leckage- und Aktivitätsüberwachung, die dem Betriebspersonal den Verlust der Integrität einer Barriere anzeigen und dadurch ein frühzeitiges Eingreifen ermöglichen. Die Zuverlässigkeit der Begrenzung- und Überwachungssysteme im KKG wird insbesondere in den Kapiteln 5.5, 5.6 und 5.8.4 dieser Stellungnahme bewertet.

Bei einem Störfall werden über den Reaktorschutz Sicherheitssysteme angefordert, mit denen die Anlage in einen sicheren Zustand überführt wird (Massnahmen der Sicherheitsebene 3). Entweder haben in diesem Fall die Begrenzungssysteme versagt oder das den Störfall auslösende Ereignis führte zu einer direkten Überschreitung von Grenzwerten und damit zur automatischen Anregung der Sicherheitssysteme. Die Sicherheitssysteme zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen sind soweit möglich redundant und diversitär ausgeführt sowie räumlich voneinander getrennt. Die Anregung der Sicherheitssysteme erfolgt automatisch, so dass keine Eingriffe des Betriebspersonals innerhalb der ersten 30 Minuten erforderlich sind. Bei Versagen der automatischen Anregung können die Sicherheitssysteme zusätzlich auf Basis ereignis- und symptomorientierter Stör- und Notfallvorschriften von den Operateuren manuell gestartet und betrieben werden. Für die Verfolgung und Überwachung der ordnungsgemässen Funktion der Sicherheitssysteme steht den Operateuren die sogenannte Störfallinstrumentierung zur Verfügung.

Die Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme wird durch umfassende Instandhaltungs- und Alterungsüberwachungsprogramme sichergestellt. Um Instandhaltungsarbeiten durchführen zu können, sind Freischaltungen (Ausserbetriebnahmen) einzelner Stränge der Sicherheitssysteme erforderlich. Aufgrund der mehrfach redundanten Ausführungen und der konsequenten Trennung der Sicherheits-

stränge kann eine Strangrevision auch während des Leistungsbetriebs erfolgen. Zur Sicherstellung der ausreichenden Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme im Anforderungsfall sind in der Technischen Spezifikation des KKG für das Instandhaltungsverfahren entsprechende Vorgaben festgelegt. Zur Beherrschung von Störfällen, die aus Einwirkungen von aussen resultieren, verfügt das KKG über das aus zwei besonders gesicherten Redundanzen bestehende Notstandssystem, das unabhängig von den anderen Sicherheitssystemen über den Notstand-Reaktorschutz automatisch angeregt wird und keine Eingriffe des Betriebspersonals innerhalb der ersten 10 Stunden erfordert. Die Zuverlässigkeit der Sicherheitssysteme einschliesslich deren Hilfs- und Versorgungssysteme wird insbesondere in dem Kapitel 5.4 dieser Stellungnahme bewertet.

Sollten Sicherheitssysteme bei einem Störfall versagen, stehen im KKG sogenannte Notfallmassnahmen zur Verfügung, um einen Kernschaden zu verhindern oder die Folgen eines Kernschadens zu begrenzen (Massnahmen der Sicherheitsebene 4). Im Gegensatz zu den weitgehend automatisch ausgelösten Massnahmen der Sicherheitsebenen 2 und 3 werden Notfallmassnahmen ausschliesslich durch die Operateure oder den Notfallstab auf Basis von Notfallvorschriften eingeleitet. So kann z. B. bei Ausfall aller Dampferzeuger-Bespeisungssysteme der Druck in den Dampferzeugern durch manuelle Eingriffe abgesenkt werden, so dass mit Ersatzmassnahmen bei niedrigem Druck Wasser in die Dampferzeuger gefördert werden kann.

Anhand dieses Sicherheitskonzepts hat der Betreiber in deterministischen und probabilistischen Störfallanalysen die Einhaltung der Schutzziele unter Berücksichtigung der Gefährdungsannahmen gemäss UVEK-Verordnung SR 732.112.2 nachzuweisen. Dies wird in der Kapitel 6 und 7 dieser Stellungnahme bewertet.

Kommt es in der Folge eines auslegungsüberschreitenden Störfalls zu einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen in einem gefährdenden Umfang, greifen Notfall-Massnahmen zur Reduktion von Strahlenexpositionen (Massnahmen auf der Sicherheitsebene 5), für deren Anordnung nicht der Betreiber zuständig ist. Dennoch hat der Betreiber dafür zu sorgen, dass die hierfür zuständigen Behörden die notwendigen Informationen rechtzeitig erhalten (Kapitel 8).

Neben den Schutzmassnahmen der einzelnen Sicherheitsebenen gehören zum Sicherheitskonzept eines Kernkraftwerks schutzzielübergreifende Massnahmen und Vorkehrungen, mit denen sichergestellt wird, dass die Schutzmassnahmen im Anforderungsfall bestimmungsgemäss funktionieren. Dazu gehören z. B. die Instandhaltungsprogramme. Zu den passiv wirkenden Vorkehrungen sind neben der Verwendung von qualitativ hochwertigen Komponenten (Qualitätssicherung) auch die Ausführungen von Bauwerksteilen zu zählen. Des Weiteren gibt es Massnahmen, welche die fehlerfreie Ausübung von für den Betrieb und die Sicherheit notwendigen Tätigkeiten gewährleisten. Zum Schutz des Personals und der Anlage sind dabei das Absicherungsverfahren und der operationelle Strahlenschutz zu erwähnen, wozu beispielsweise Ergonomie, Ausbildung und Strahlenschutzplanungen wichtige Bestandteile sind.

2.3 Stand der Massnahmen und Pendenzen aus der PSÜ 1998

Die Durchführung der ersten sicherheitstechnischen Gesamtbeurteilung im Sinne einer PSÜ für das KKG, nachfolgend als PSÜ 1998 bezeichnet, wurde mit Schreiben vom 25. Februar 1994 von der HSK eingeleitet. Das KKG wurde aufgefordert, alle für die Erstellung einer Sicherheitsbeurteilung notwendigen Unterlagen der HSK einzureichen. Die Überprüfung bestätigte, dass im KKG ein hohes Mass an technischer Sicherheitsvorsorge besteht. Dennoch stellte die HSK einige Abweichungen

zum damaligen Stand von Wissenschaft und Technik fest, die sich aufgrund von Veränderungen in der Strahlenschutzgesetzgebung, im technischen Regelwerk und neuer Erkenntnisse aus der Sicherheitsforschung seit der Inbetriebnahme des KKG ergeben hatten.

Im November 1999 veröffentlichte die HSK dazu den Bericht HSK 17/400. Kapitel 10.2 dieses Berichts führt die Massnahmen zur weiteren Verbesserung der Anlagensicherheit auf, die mit Brief vom 25. November 1999 von der HSK formell verfügt wurden. Gegen diese Verfügung reichte die Kernkraftwerk Gösgen-Däniken AG Verwaltungsbeschwerde am 7. Januar 2000 beim Eidgenössischen Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation UVEK ein. Am 12. Oktober 2000 zog die Kernkraftwerk Gösgen-Däniken AG die Beschwerde in den Punkten 1.1 bis 1.7 sowie 4.1 bis 4.3 der HSK-Verfügung vom 25. November 1999 formell zurück, worauf das UVEK mit Zwischenentscheid vom 20. Oktober 2000 die Beschwerde in den genannten Punkten für gegenstandslos erklärte. Nachdem sich die Parteien in den noch strittigen Punkten geeinigt hatten, änderte das UVEK mit Verfügung vom 30. Mai 2001 die Punkte 1.8, 1.9, 1.10 und 3.1 der HSK-Verfügung vom 25. November 1999.

In Kapitel 10.3 des Berichts HSK 17/400 sind die Verbesserungsmassnahmen, die KKG im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung bereits eingeleitet hat, die aber bei Fertigstellung des vorliegenden Berichtes noch nicht abgeschlossen waren, als Pendenzen zusammenfassend dargestellt.

2.3.1 Massnahmen aus der PSÜ 1998

Alle verfügten Massnahmen wurden vom KKG bis zum Abschluss der PSÜ 2008 umgesetzt. Die Umsetzung der technischen und organisatorischen Änderungen wurde durch die HSK im Rahmen des Aufsichtsprozesses verfolgt und, wo nötig, freigegeben. Nachfolgend werden die einzelnen verfügten Massnahmen und deren Erfüllung kurz diskutiert. Die Nummern M 101 bis M 116 wurden von der HSK für die Verfolgung der Umsetzung der Massnahmen verwendet. Die Referenzen aus der HSK-Verfügung vom 25. November 1999 und der UVEK-Verfügung vom 30. Mai 2001 sind in Klammern angegeben. Die Bezeichnungen M 101 bis M 116 entsprechen der Reihenfolge der Massnahmen in Kapitel 10.2 des Berichts HSK 17/400.

Massnahme M 101 (1.1): Blitzschutz

Die HSK hatte festgehalten, dass die im KKG vorhandenen Massnahmen zum Schutz gegen blitzbedingte Überspannungen die damaligen Auslegungsanforderungen für die zu schützenden Sicherheitsfunktionen nicht erfüllten. Deshalb wurde verlangt, dass KKG eine Überprüfung der Blitzschutzmassnahmen und nötigenfalls daraus abgeleitet notwendige Verbesserungsmassnahmen vornimmt. Die vom KKG eingereichte Nachweise zur ausreichenden Spannungsfestigkeit der elektrischen Einrichtungen wurden von der HSK positiv bewertet.

Massnahme M 102 (1.2): Primärseitige Druckentlastung (PDE) – Projekt PISA

Aufgrund der damals vorliegenden Erkenntnisse aus der anlagenspezifischen PSA-Studie war eine Notwendigkeit zur Nachrüstung einer primärseitigen Druckentlastung (PDE) im KKG nicht zwingend gegeben. Die HSK hatte sich jedoch vorbehalten, Massnahmen zu verlangen, sollte sich aufgrund neuer sicherheitstechnischer Erkenntnisse eine primärseitige Druckentlastung als sinnvoll erweisen. In Machbarkeitsstudien sollte vom KKG die Wirksamkeit einer möglichen Nachrüstung dargestellt und der zu erwartende Sicherheitsgewinn im Zusammenhang mit verschiedenen Störfallannahmen nach-

gewiesen werden. Dabei war insbesondere der Nutzen auf Basis der zu erwartenden Reduktion der Kernschadenshäufigkeit zu beurteilen.

Im Verlaufe des Projektes schlug das KKG dann vor, einen Umbau der Druckhalterarmaturenstation durchzuführen, um einer möglichen Forderung der HSK zuvorzukommen.

Die technische Umsetzung erfolgte im Rahmen des Projektes PISA und konnte 2005 erfolgreich abgeschlossen werden. Die Anlagenänderung wurde von der HSK in einem mehrstufigen Verfahren nach den damals gültigen Richtlinien freigegeben, welches einem Verfahren gemäss den heute massgeblichen Art. 40 Abs. 1 und 2 KEV entspricht. Mit Brief vom 21. April 2006 bestätigte die HSK den Abschluss der Massnahme M 102. Eine detaillierte systemtechnische Beschreibung wird in Kapitel 5.3.3 vorgenommen.

Massnahme M 103 (1.3): Sekundärseitiges „feed and bleed“

In Massnahme M 103 wurde eine Detailstudie gefordert, die eine Bewertung und Validierung der Notfallmassnahmen für ein so genanntes sekundärseitiges „*feed and bleed*“ ermöglichen sollte. Dabei sollte unter anderem nachgewiesen werden, wie durch geeignete Handmassnahmen vor Ort eine fremdenergielose Druckentlastung der Dampferzeuger bei einem vier Stunden dauernden so genannten „*station-blackout*“ realisiert werden kann. Bei der Nachweisführung mussten alle für das KKG anlagenspezifisch relevanten und auslegungsüberschreitenden Störfallszenarien, die zu einem Hochdruckkernschaden führen könnten, berücksichtigt werden. Das KKG hatte zunächst für die zu unterstellenden Störfallannahmen den Nachweis der Übertragbarkeit von grossmassstäblichen Versuchen (PKL-Versuche²⁶) auf das KKG vorgelegt und anschliessend den Nachweis der Übertragbarkeit der Ergebnisse vorgenommen. Hierbei wurde im Speziellen die Wirksamkeit einer sekundärseitigen Druckentlastung („*bleed*“) mit nachfolgender passiver Bespeisung („*feed*“) bei einem Totalausfall der Dampferzeugerbespeisung nachgewiesen. Es konnte nachgewiesen werden, dass die im KKG getroffenen sekundärseitigen Notfallmassnahmen zweckmässig sind, bei den zu unterstellenden Störfallannahmen einen Hochdruckkernschaden zu verhindern. Mit Brief vom 5. Februar 2003 nahm die HSK zustimmend von den vom KKG vorgelegten Nachweisen Kenntnis und schloss die Massnahme M 103.

Massnahmen M 104a bis M 104e (1.4): Verbesserung der baulichen Sicherheit

Zur Verbesserung der baulichen Sicherheit der Anlage bei Erdbeben hatte das KKG die bisherigen Nachweise für einzelne Gebäude, verschiedene Gebäudeteile und Tragwerkstrukturen neu zu bewerten. Nach Prüfung der von KKG eingereichten Nachweise wurden in einigen Gebäudeabschnitten Verstärkungen der bestehenden Tragwerksstrukturen gefordert. Hierzu gehörten die im Folgenden aufgeführten baulichen Änderungen:

- Verstärkungsmassnahmen durch drei neue Wandscheiben im Untergeschoss, eine neue Wandscheibe im Erdgeschoss sowie Verstärkungsmassnahmen im Dachgeschoss des Notspeisegebäudes ZV (Massnahme M 104a)
- Ertüchtigung von insgesamt 58 Mauerwerkswänden bzw. Wandabschnitten im Schaltanlagengebäude ZE für den Anforderungsfall Sicherheitserdbeben (SSE) zum Schutz von klassierten Komponenten gegen Einsturz (Massnahme M 104b)
- Erneuerung und Verstärkung der im Kommandoraum abgehängten Decke zur Ableitung der Lasten in die vorhandene Bauwerksstruktur im Erdbebenfall (Massnahme M 104c)

- Verstärkung der oberen auf Biegung beanspruchten Profilen für Schaltschränke im Schaltanlagegebäude ZE mit Tragsicherheitsnachweis der Abstützung und Nachweis des Lastabtrages über den Doppelboden in die Betondecke im Erdbebenfall (Massnahme M 104d)
- Nachweis und Dokumentation der relativen Gebäudeverschiebungen und der daraus resultierenden Verschiebungen von Komponentenbefestigungspunkten (insbesondere Rohrhalterungen) infolge SSE und OBE: Aus den Nachweisen ergab sich die Notwendigkeit der baulichen Modifikation von Rohrhalterungen im TF-System zur Verringerung der zu erwartenden Rohrquerschnittsspannungen im Erdbebenfall. (Massnahme M 104e)

Die baulichen Änderungen wurden von der HSK in einem mehrstufigen Verfahren nach den damals gültigen Richtlinien freigegeben, welches einem Verfahren gemäss den heute massgeblichen Art. 40 Abs. 1 und 2 KEV entspricht. Mit Brief vom 17. November 2008 erklärte die HSK die letzte Teilmassnahme für abgeschlossen.

Massnahme M 105 (1.5): Nachrüstung Safety Parameter Display System (SPDS)

Die HSK hatte die Nachrüstung eines Safety Parameter Display Systems (SPDS) gefordert, welches den üblichen internationalen Anforderungen, wie sie zum damaligen Zeitpunkt beispielsweise im Standard IEC 960 festgelegt waren, zu entsprechen hatte. Das KKG hatte daraufhin in mehreren Schritten ein neues Prozessvisualisierungssystem PROVIS/SPDS installiert, das den Vorgaben der internationalen Norm IEC 60960 als SPDS für den Normalbetrieb und bei Störfällen entsprach. Die HSK hatte im Oktober 2002 einen zweijährigen provisorischen Probetrieb freigegeben. Nach eingehender Prüfung und einer positiven Gesamtbewertung wurde das System PROVIS/SPDS 2004 endgültig freigegeben.

Massnahme M 106 (1.6): Erweiterung Notstandleitstand zu Notsteuerstelle

Die HSK hatte gefordert, den Notstandleitstand in Übereinstimmung mit dem damaligen Stand von Wissenschaft und Technik zu einer echten Notsteuerstelle zu erweitern. Die geforderten Massnahmen betrafen neben einer Installation zur Handauslösung einer Reaktorabschaltung verschiedene Anzeigen sicherheitstechnischer Anlagenparameter und die Erweiterung der Kommunikationsmittel im Notsteuerleitstand. Die Änderungen wurden bis 2003 vollständig umgesetzt. Mit Brief vom 19. Dezember 2003 wurde die Massnahme M 106 durch die HSK geschlossen.

Massnahmen M 107a bis M 107d (1.7): Verbesserung der Störfallinstrumentierung

Die HSK hatte die Verbesserung der Störfallinstrumentierung in verschiedenen Punkten gefordert:

- störfallfeste Druckmessung der Dampferzeuger (Massnahme M 107a)
- Messwerte für Füllstand und Temperatur im Containmentsumpf (Massnahme M 107b)
- qualifizierte Weitbereichsmessung der Kernaustrittstemperatur (Massnahme M 107c)
- Prüfung der Messwerte für die Temperatur des Sumpfwassers und von Druck und Temperatur im Ringraum (Massnahme M 107d)

Das KKG reichte alle zur Umsetzung der geforderten Massnahmen notwendigen Unterlagen der HSK termingerecht ein. Der Abschluss aller Teilmassnahmen wurde dem KKG mit Brief vom 10. November 2003 bestätigt.

Massnahme M 108 (1.8): Reaktordruckbehälter-Füllstandmessung

Das UVEK hatte verfügt, das KKG habe nachvollziehbar aufzuzeigen, dass

- die weltweit eingesetzten RDB-Füllstandsmessungen in Druckwasserreaktoren keine zweifelsfreien Messergebnisse unter den Extrembedingungen eines schweren Unfalls liefern würden, und
- die Störfallbeherrschung im KKG ohne direkte RDB-Füllstandsmessung in jedem Fall möglich sei und zwar auch bei primärseitigem „feed und bleed“-Betrieb und dass in diesen Fällen die vorhandenen RDB-Füllstandsmesssysteme keine Vorteile brächten. Es war zudem aufzuzeigen, ob durch Nachrüstung/Verbesserungen anderer Anzeigen die indirekte RDB-Füllstandsanzeige verbessert werden könnte.

Das KKG hatte in der Folge die Westinghouse Reaktor GmbH beauftragt, eine Studie zu diesem Thema zu erarbeiten. Die Ergebnisse sind der HSK in einem Technischen Bericht zur Beurteilung vorgelegt worden. Die HSK hat die Dokumente geprüft und sich von der sachlichen Richtigkeit der dargestellten Sachverhalte überzeugt. Die Ergebnisse der Überprüfung durch die HSK wurden in einer Aktennotiz ausführlich dokumentiert. Die Massnahme M 108 wurden von der HSK mit Brief vom 10. Juli 2003 geschlossen.

Massnahme M 109 (1.9): Nachrüstung eines RESA-Signals „Speisewasserdruck hoch“

Die HSK hatte die Nachrüstung eines RESA-Signals „Speisewasserdruck hoch“ gefordert. Sowohl die Montage der Hardwareergänzungen als auch die Inbetriebnahme des zusätzlichen RESA-Signals wurden von der HSK freigegeben und bis September 2002 vom KKG umgesetzt.

Massnahme M 110 (1.10): Wasserstoffbeherrschung bei schweren Unfällen

Das UVEK hatte verfügt, das KKG habe eine Neubeurteilung der Containmentgefährdung durch Wasserstoff und Kohlenmonoxid einzureichen. Das KKG legte der HSK daraufhin mehrere Studien und Stellungnahmen zur Beherrschung der Wasserstoffproblematik vor. Das KKG konnte nachweisen, dass durch eine Nachrüstung von passiven autokatalytischen Rekombinatoren nur eine marginale Risikoverminderung resultieren würde und sich deshalb eine entsprechende Nachrüstung nicht rechtfertigen würde. Die vom KKG vorgelegten Untersuchungen wurden im September 2004 von der HSK zustimmend bewertet, auf den Einbau von Rekombinatoren verzichtet und die Massnahme M 110 geschlossen

Massnahme M 111 (1.11): Elektrische Anspeisung der Türsteuerungen

Das KKG hatte die Zweckmässigkeit der Nachrüstung der elektrischen Anspeisung der Türsteuerungen ab zuverlässigeren Schienen zu untersuchen. Es konnte nachgewiesen werden, dass bei einem Ausfall der elektrischen Einspeisung der Türsteuerungen die auftretenden Verzögerungen von Interventionsmassnahmen keinen Einfluss auf die Störfallbeherrschung haben. Nach positiver Beurteilung wurde dem KKG mit Brief vom 6. September 2000 der Abschluss der Massnahme mitgeteilt.

Massnahme M 112 (2.1): Aerosol- und Jodfreisetzungen über ungefilterte Lüftungsanlagen

Das KKG musste nachweisen, dass durch geeignete technische, operative und organisatorische Massnahmen sichergestellt ist, dass keine Aerosol- und Jodfreisetzungen über die ungefilterten Lüftungspfade aus dem Reaktorhilfsanlagegebäude erfolgen können. Die hierfür notwendigen Massnahmen wurden in einer KKG-internen Vorschrift festgehalten und der HSK zur Bewertung vorgelegt.

Der Abschluss der Massnahme wurde nach positiver Prüfung des Sachverhalts durch die HSK mit Brief vom 12. März 2001 dem KKG mitgeteilt.

Massnahme M 113 (3.1): Ferngesteuerte und zeitverzugslose Auslösung der RABE-Sirenen in Zone 1

Im Bereich der Notfallorganisation hatte die HSK vom KKG gefordert, dass die ferngesteuerte und zeitverzugslose Auslösung aller Sirenen der Zone 1 (RABE-Warnung) umzusetzen ist. Das KKG hat daraufhin die technischen und organisatorischen Anforderungen an die ferngesteuerte und zeitverzugslose Auslösung der Sirenen den Anforderungen angepasst. Die HSK konnte sich anlässlich einer Inspektion von der Funktionsfähigkeit der Auslösung überzeugen und hat die Massnahme M 113 am 26. September 2002 geschlossen.

Massnahme M 114 (4.1): Konzept der Datenerhebung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA)

Das KKG hatte ein taugliches Konzept für die Datenerhebung aller im PSA-Modell (probabilistische Sicherheitsanalyse) verwendeten Komponenten zu entwickeln und der HSK zur Beurteilung einzureichen. Die HSK hat nach Prüfung der von KKG eingereichten Unterlagen mit Brief vom 31. Januar 2005 festgehalten, dass die von KKG eingesetzten Datenerhebungskonzepte den Ansprüchen zur Erfüllung der Massnahme M 114 entsprechen. Die Massnahme wurde damit abgeschlossen.

Massnahme M 115 (4.2): Aktualisierung der PSA

Die HSK hatte das KKG aufgefordert, die Volllast-Stufe-1-PSA bis Mitte 2003 und die Stufe-2-PSA bis 2005 zu aktualisieren. Weiterhin hatte die HSK gefordert, dass nach 2003 eine Aktualisierung resp. Überprüfung der PSA periodisch alle 5 Jahre vorzunehmen ist. Die aktualisierte PSA der Stufe 1 wurde 2003 eingereicht. Mit Schreiben vom 19. Dezember 2005 reichte das KKG die entsprechend überarbeitete PSA der Stufe 2 für Volllast bei der HSK ein. Die des Weiteren in der Massnahme M 115 geforderte periodische Aktualisierung der PSA-Studien ist mit der im Jahre 2005 in Kraft getretenen Kernenergieverordnung (Art. 34) aufgenommen worden. Art und Periodizität der Aktualisierung der PSA-Studien sind weiterhin auch in einer internen Verfahrensanweisung des KKG geregelt. Der Abschluss der Massnahme wurde dem KKG mit Brief vom 9. Januar 2006 bestätigt.

Massnahmen M 116a bis M 116e (4.3): Arbeiten für die Aktualisierung der PSA

Die HSK hatte festgelegt, dass für die Aktualisierung der PSA (Massnahme M 115) folgende Arbeiten durchzuführen sind:

- Überarbeitung der Erfolgskriterien und Dokumentation durch entsprechende thermohydraulische Analysen (Massnahme M 116a)
- Vervollständigung der KKG-spezifischen Brandausbreitungsanalyse (Massnahme M 116b)
- Ausdehnung der in Zusammenarbeit mit dem PSI vorgenommenen Neubestimmung der Fehlerwahrscheinlichkeiten von Operateurhandlungen auf sämtliche wichtigen Operateurhandlungen in der PSA (Massnahme M 116c)
- vermehrte Abstützung auf anlagenspezifische Analysen bei der Quantifizierung des Containment Event Trees (CET) (Massnahme M 116d)
- Verbesserung der Bestimmung der Quellterme aus der Gesamt-PSA entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik (Massnahme M 116e)

M 116a bis M 116c betrafen die Stufe-1-PSA, M 116d und M 116e die Stufe 2. Die vom KKG eingereichten Unterlagen wurden durch die HSK geprüft und positiv beurteilt. Mit Brief vom 3. Juli 2006 wurden die letzten beiden Teile der Massnahme M 116 durch die HSK geschlossen.

2.3.2 Pendenzen aus der PSÜ 1998

Zusammenfassend sind in diesem Abschnitt die Verbesserungsmassnahmen aufgelistet, die von KKG im Rahmen der eigenen Erkenntnisse aus der PSÜ und dem laufenden Betriebsgeschehen bereits eingeleitet waren, die aber bei Fertigstellung der Zusammenfassung und Bewertung der Ergebnisse der HSK im November 1999 noch nicht abgeschlossen waren. Die Bezeichnungen P 120 bis P 146 wurden von der HSK für die Verfolgung der Erledigung der Pendenzen verwendet. Sie entsprechen der Reihenfolge, in der die Pendenzen in Kapitel 10.3 der Berichts HSK 17/400 aufgeführt wurden.

Pendenz P 120

Die HSK hatte die schweizerischen Kernkraftwerksbetreiber aufgefordert, dass die Qualifizierung von zerstörungsfreien Prüfverfahren für sicherheitsklassierte drucktragende Komponenten und von Prüfern nach deren Priorität durchzuführen sei. Die Priorität richtete sich nach der Bedeutung der Prüfung für die Sicherheit und bereits bestehenden Qualifikationen. Das KKG hat durch Vorlage der entsprechenden Prüfpläne der Forderung der HSK entsprochen.

Mit der Richtlinie HSK-B07 „Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen“, die im September 2008 in Kraft trat, erfüllte die HSK ihren diesbezüglichen Auftrag aus der VBRK (SR 732.13). Die schweizerischen Kernkraftwerksbetreiber sind somit seit Inkrafttreten der Richtlinie HSK-B07 im Jahre 2008 an die Einhaltung der in ihr festgehaltenen Anforderungen für die zerstörungsfreien Prüfungen gebunden. Die Umsetzung der Anforderungen der Richtlinie HSK-B07 in den KKW erfolgt durch Vorgaben der GSKL. Änderungen dieser Vorgaben müssen vom ENSI zur Anwendung freigegeben werden.

Pendenz P 121

Das KKG hatte die Einteilung von Systemen und Komponenten der Sicherheitsklasse 2 in die Kategorien 2.1 und 2.2 entsprechend der Festlegung NE-14 des SVTI im Hinblick auf die Übereinstimmung des Stands von Wissenschaft und Technik zu überprüfen. Diese Überprüfung fand im Rahmen der Überarbeitung der Komponentenprüfpläne schrittweise über ein 10-Jahres-Intervall der Wiederholungsprüfungen statt. Die einzureichenden Unterlagen wurden dem von der HSK beauftragten Sachverständigen (SVTI-N) vor ihrer Anwendung zugestellt. Damit wurde die Pendenz im Sinne der HSK erfüllt.

Pendenz P 122

Gegenstand der Pendenz waren die vom KKG zu erarbeitenden und der HSK einzureichenden Dokumente des Alterungsüberwachungsprogramms in den Bereichen Maschinen-, Elektro- und Bautechnik. Die HSK hat die eingereichten Dokumente laufend geprüft und am 13. April 2007 den letzten Teil der Pendenz formell geschlossen.

Pendenz P 123

Zur Überprüfung des im KKG vorhandenen Verankerungskonzeptes hatte die HSK gefordert, dass die Ergebnisse der bisherig durchgeführten Wiederholungsprüfungen im Bereich Bautechnik der HSK

in einem Bericht vorzulegen sind. Der vom KKG eingereichte Bericht wurde durch die HSK geprüft. Nach Durchführung der in der Folge von der HSK verlangten Zugversuche und den daraus abgeleiteten punktuell erforderlichen Verbesserungsmassnahmen im Bereich Dübel wurde die Pendenz am 30. September 2002 durch die HSK geschlossen.

Pendenz P 124

Das KKG hatte bis Mitte 2000 eine Stellungnahme zur Zweckmässigkeit der Einführung eines dreidimensionalen Kernsimulator-Computerprogramms bei der Kernüberwachung zu erarbeiten und der HSK vorzulegen. Nach Prüfung der vom KKG dargestellten Sachverhaltslage kam die HSK im September 2000²⁷ zum Schluss, dass die zum damaligen Zeitpunkt im KKG vorhandenen Methoden zur sicheren Kernüberwachung geeignet sind. Der Einsatz eines 3D-Kernsimulators könnte zwar aus betrieblichen Gründen vorteilhaft sein, würde aber keinen Gewinn in Bezug auf die Sicherheit bringen. In der abschliessenden Stellungnahme der HSK wurde vereinbart, dass KKG die HSK regelmässig über den Fortschritt auf diesem Gebiet informiert.

Pendenz P 125

Im Rahmen der Stellungnahme zur PSÜ hatte die HSK von KKG verlangt, der HSK einen Vorschlag zu unterbreiten, wie die Abweichung zwischen den Annahmen beim Sicherheitsnachweis für die Brennelementstruktur bei einem Kühlmittelverluststörfall und denjenigen gemäss des Sicherheitsberichts für die Kerneinbauten behoben werden kann. In diesem Zusammenhang hatte das KKG auch den Sicherheitsnachweis für die übrigen Einbauten im Reaktordruckbehälter unter Berücksichtigung moderner Rechenmethoden zu aktualisieren. Das KKG reichte am 12. April 2001 ein Konzept zu den von der HSK geforderten Nachweisen und Berechnungen ein. Die Umsetzung dieses Konzepts wurde von der HSK überwacht. Mit Brief vom 27. September 2006 stellte die HSK fest, dass die oben genannte Abweichung behoben und der Sicherheitsnachweis für die übrigen Einbauten im Reaktordruckbehälter aktualisiert worden waren.

Pendenz P 126

Das KKG hatte den sicherheitstechnischen Nachweis zu erbringen, dass gedämpfte Speisewasser-Rückschlagklappen nicht erforderlich sind. Für den Nachweis hatte das KKG verschiedene Berechnungen für die zu unterstellenden Lastfallannahmen bei einem Bruch der Speisewasserleitungen der HSK zur Bewertung vorgelegt. Aufgrund der Ergebnisse der Bewertungen hat das KKG anschliessend festgelegt, dass die am höchsten beanspruchten Stossbremsen einschliesslich Verankerungen im Speisewassersystem zu ertüchtigen sind. Nach Freigabe durch die HSK wurden acht DN450-Rohrhalterungen in der Hauptrevision 2003 ertüchtigt, worauf die HSK die Pendenz am 26. August 2003 formell für erledigt erklärte.

Pendenz P 127

Die HSK hatte einen Unbedenklichkeitsnachweis für eine bereits bekannte Anzeige (Ultraschallprüfung) im YPS-Stutzen (Surgeline-Stutzen Druckhalter) vom KKG gefordert. Für den Fall, dass der Nachweis nicht erbracht werden kann, wurden Massnahmen in Absprache mit der HSK verlangt. Nach Vorliegen der Freigabe der HSK wurde der betroffene Stutzen in der Hauptrevision 2005 ausgetauscht, womit sich Nachweise für eine Unbedenklichkeit der Anzeige erübrigten und die Pendenz am 21. Juli 2005 formell durch die HSK geschlossen wurde.

Pendenz P 128 und P 129

Die zum damaligen Zeitpunkt vorliegenden Klassierungen der Ringraumabsaugung im B-Gebäude (UV-System) und die der Lüftungsanlage im Kontrollbereich (TL-System) entsprachen nur teilweise der damals gültigen Richtlinie HSK-R-06. Das KKG hatte daher für das betroffene System der Ringraumabsaugung der HSK eine angepasste Komponentenliste einzureichen und einen Umklassierungsvorschlag für das TL-Lüftungssystem vorzulegen. Nach erfolgreicher Prüfung der eingereichten Unterlagen wurden die Pendenzen P 128 und P 129 mit HSK-Brief vom 22. Mai 2001 geschlossen.

Pendenz P 130

Das KKG hatte eine Liste der 1E-Komponentenliste zu erstellen und der HSK zu übergeben, in der die elektronischen Komponenten aufgelistet sind, die für Sicherheitsfunktionen oder deren Bedienung und Überwachung notwendig sind. Dabei sollten zusätzlich die Umgebungsbedingungen (Normal- und Störfall) am Einsatzort (Containment oder Ringraum) aufgelistet sein. Die Qualifikation der 1E-Komponenten musste erbracht und die entsprechenden Qualifikationsnachweise der HSK eingereicht werden. Die HSK konnte anhand der eingereichten Unterlagen in einer abschliessenden Stellungnahme vom 3. September 2004 festhalten, dass die geforderten Qualifikationsnachweise bezüglich der 1E-Komponenten erbracht werden konnten.

Pendenz P 131

Das KKG wurde aufgefordert, den Sicherheitsbericht periodisch alle 2 Jahre zu überprüfen und bei Bedarf zu aktualisieren. Das KKG ist dieser Pflicht regelmässig nachgekommen. Die letzten Änderungen wurden im Rahmen der Erstellung der Unterlagen für die vorliegende PSÜ 2008 vorgenommen und betrafen u. a. die Einbindung des externen Nasslagers und die Erweiterung des Reaktorhilfsanlagengebäudes in den Sicherheitsbericht.

Pendenz P 132

Die Erfüllung der Pendenz 132 verlangte eine vollständige Dokumentation des QM-Systems, die Etablierung der organisatorischen Strukturen und die ihren Aufgaben entsprechende Ausbildung der Inhaber von Q-relevanten Funktionen im System. Gefordert war auch die Durchführung von Audits und die Behandlung der dabei festgestellten Abweichungen. Mit Brief vom 22. Dezember 2003 hatte das KKG hierzu eine Selbsteinschätzung bezüglich des Qualitätsmanagements eingereicht, wobei insbesondere auf die in den Jahren 2001 bis 2003 durchgeführten Audits verwiesen wurde. Das KKG gab weiterhin an, die in den Audits festgestellten Abweichungen zur nachhaltigen Verbesserung von Prozessen verwendet zu haben. Das Kader des KKG hatte Ende 2002 hierzu ein Management-Self-Assessment durchgeführt.

Auf Grundlage der eingereichten Dokumente kam die HSK in ihrer abschliessenden Stellungnahme zur Pendenz P 132²⁸ zum Schluss, dass im KKG ein geeignetes QM-System existiert und die Forderungen der Pendenz erfüllt sind.

Pendenz P 133

Das KKG hatte Defizite im Betriebshandbuch (BHB) und im Notfallhandbuch (NHB) erkannt und eine Überarbeitung eingeleitet. Die HSK forderte im Zusammenhang mit der Anpassung der Technischen Spezifikation (TS) ein eigenständiges Dokument, welches unabhängig von den Betriebsvorschriften zu sein hat. Zusätzlich wurde die Verbesserung der Störfallvorschriften gefordert. Die bei der Überarbeitung der genannten Dokumente zu berücksichtigenden Aspekte wurden von der HSK in zehn Teil-

pendenzen spezifiziert. Mit Brief vom 29. November 2005 hielt die HSK fest, dass die in der Pendenz P 133 geforderten Änderungen des BHB, des NHB und der TS durch das KKG vorgenommen worden waren.

Pendenz P 134

Das KKG hatte das vorhandene Störfallprobenahmesystem (PASS) schrittweise zu verbessern. Nachdem die geforderten Änderungen durch die Aufnahme der entsprechenden Vorschriften in das Betriebshandbuch sowie den Einsatz verbesserter Probenahmeleitungen umgesetzt und die Nachweise zur Leistungsfähigkeit des Störfallprobenahmesystems erbracht worden waren, wurde die Pendenz P 134 mit HSK-Brief vom 18. März 2002 geschlossen.

Pendenz P 135

Das KKG hatte zur Verbesserung der Probenahme bei Unfällen folgende Massnahmen durchzuführen:

- Ertüchtigung der Probenahmestelle zur Bilanzierung der Jod- und Aerosolabgaben im Gesamfortluftkanal, so dass auch während eines Störfalls eine Probenahme mit nuklidspezifischer Laborauswertung im Stundentakt möglich ist
- Einbau eines Systems zur stündlichen Bilanzierung der Jod- und Aerosolabgaben während der Containment-Druckentlastung, falls die von der GSKL in Auftrag gegebene Studie für die Umsetzung eines solchen Systems spricht

Die HSK hat in ihrer Stellungnahme vom 27. Februar 2002 festgehalten, dass die im KKG vorhandenen Massnahmen und Einrichtungen in der Lage sind die Jod- und Aerosolabgaben in der Phase einer gefilterten Containment-Druckentlastung vollumfänglich zu bilanzieren. Damit wurde die Pendenz P 135a geschlossen. Mit Brief vom 16. August 2007 hat die HSK zur Kenntnis genommen, dass die GSKL keinen Bedarf für ein System gemäss Punkt b sieht, was den Abschluss der Pendenz P 135b impliziert.

Pendenz P 136

Die HSK hatte gefordert, dass das Nuklidgemisch der Edelgasabgaben mit der Kaminfortluft bestimmt werden muss, wenn die Edelgasabgaben bei einer Toleranzzeit von 24 Stunden einen Wert von $1 \cdot 10^6 \text{ Bq/m}^3$ erreichen. Bei der anschliessenden Bilanzierung der Edelgasabgaben sei dieser Nuklidvektor zu benützen und seien die entsprechenden Vorschriften (Strahlenschutzhandbuch oder BHB) anzupassen. Nach Anpassung der massgeblichen Vorgaben des Betriebshandbuches BHB durch das KKG konnte die Pendenz P 136 mit HSK-Brief vom 14. März 2001 geschlossen werden.

Pendenz P 137

In Ergänzung des Abgabereglements hatte das KKG eine Bilanzierung von Kohlenstoff-14 und Tritium in der Kaminfortluft während eines Jahres vorzunehmen. Nachdem die entsprechenden Probe-sammelstellen in Betrieb genommen worden waren, schloss die HSK die Pendenz mit Brief vom 21. Juni 2001. Die Ergebnisse der Bilanzierungen wurden vom KKG in den Monatsberichten aufgeführt. Ergänzend zur in der Pendenz verlangten Bilanzierung des Kohlenstoff-14 wurde anschliessend während eines Jahres zusätzlich noch der Anteil des in Form von CO_2 abgegebenen Kohlenstoff-14 bestimmt.

Pendenz P 138

Die HSK hatte das KKG aufgefordert, einen radiologisch geschützten Ersatznotfallraum im KKG festzulegen, der entsprechend den Anforderungen der damaligen HSK-Empfehlung E-04 ausgestattet wird. Anlässlich einer Inspektion des Ersatznotfallraums stellte die HSK fest, dass der Ersatznotfallraum die massgeblichen Anforderungen erfüllt und erklärte die Pendenz mit Brief vom 27. September 2002 für erledigt.

Pendenz P 139

Das KKG hatte eine Abschätzung der potenziellen Strahlenexposition des Personals durch luftgetragene Aktivität nach auslegungsüberschreitenden Störfällen (Post-LOCA-Studie) in wichtigen Anlagenteilen (Notfallraum, Hauptkommandoraum und vorgesehener Ersatznotfallraum) vorzulegen. Die von KKG eingereichten Unterlagen wurde geprüft und die Pendenz P 139 mit HSK-Brief vom 17. April 2000 abgeschlossen.

Pendenz P 140

Das KKG hatte bis zur geplanten Notfallübung im Dezember 1999 eine verbesserte Lösung in Bezug auf die Signalisation einer Kontaktaufnahme über das KKW-Mietleitungsnetz im Hauptkommandoraum einzuführen. Nachdem das KKG die Vorgehensweise bei der Kontaktaufnahme im Bedarfsfall der HSK dargestellt hatte, konnte die Pendenz geschlossen werden.

Pendenz P 141

Die HSK hatte verlangt, dass die Notfallausbildung der Belegschaft mit Hilfe eines Ausbildungsplanes zu systematisieren sei. Das KKG hatte daraufhin im Bereich der Notfallorganisation eine interne Weisung zur Erstellung des Ausbildungsplans verfasst und der HSK mit Brief vom 19. April 2000 den Plan für die Notfallausbildung der Jahre 2000 bis 2002 zugesandt. Auf Grundlage der eingereichten Dokumente wurde die Pendenz P 141 mit HSK-Brief vom 17. Mai 2000 geschlossen.

Pendenz P 142

Das KKG hatte die Arbeitsweise des internen Sicherheitsausschusses (ISA) hinsichtlich der Möglichkeit des Einbezugs eines externen Experten zu überprüfen. KKG beschloss, den internen Sicherheitsausschuss mit einem externen Experten aus dem Kernkraftwerk Beznau zu ergänzen. Die HSK hat daraufhin mit Brief vom 25. Januar 2001 die Pendenz P 142 geschlossen.

Pendenz P 143

KKG hatte im Zusammenhang mit einer Überarbeitung der Verfahrensvorschrift „Vorkommnisbewertung“ organisatorische Regelungen für die systematische Untersuchung von Beinahe-Ereignissen zu treffen und die geänderten Vorschriften der HSK einzureichen. Die Pendenz P 143 konnte mit HSK-Brief vom 28. September 2001 geschlossen werden, nachdem KKG die erforderlichen Massnahmen für eine systematische Bewertung von Beinahe-Vorkommnissen umgesetzt hatte.

Pendenz P 144

KKG hatte für die Bestimmung der Folgen eines möglichen Bruchs einer Leitung des Not- und Nachkühlsystems (TH-System) eine Spezifikation für die durchzuführenden Störfallanalysen (Aufgabenstellung) zu erarbeiten und der HSK einzureichen. Auf Grundlage der von der HSK akzeptierten Aufgabenstellung hatte das KKG anschliessend eine entsprechende Störfallanalyse vorzunehmen. Mit Brief vom 28. November 2001 wurde diese Analyse der HSK eingereicht. Die HSK hat in einer ab-

schliessenden Stellungnahme²⁹ die radiologischen Aspekte zusammengefasst und die Pendenz P 144 mit Brief vom 17. Juli 2002 geschlossen.

Pendenz P 145

Die HSK hatte das KKG aufgefordert, eine Beurteilung der radiologischen Folgen eines Sicherheits-erdbebens (SSE) auf der Basis einer von der HSK akzeptierten Arbeitsgrundlage durchzuführen. Im Gegensatz zu anderen schweizerischen Kernanlagen lag für das KKG zum damaligen Zeitpunkt keine Beurteilung der radiologischen Folgen für zu erwartende Schäden an nicht gegen SSE ausgelegten Behältern und Rohrleitungen vor. Das KKG legte hierzu mit Brief vom 3. Mai 2002 eine revidierte Aktennotiz („Radiologische Folgen eines Sicherheitserdbebens“) zur Bewertung vor. Die HSK hat die Unterlagen geprüft und mit Brief vom 9. Juli 2002 zusammenfassend festgestellt, dass im KKG keine Komponenten eingebaut sind, die im Falle eines Sicherheitserdbebens zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe mit relevanten radiologischen Konsequenzen in der Umgebung des KKG führen würde. Die Pendenz wurde geschlossen.

Pendenz P 146

Das KKG hatte die Erdbebenanalyse der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (GPSA) der HSK einzureichen. Bei der Auswahl der untersuchten Komponenten war zu berücksichtigen, dass die Erdbebengefährdung in den nächsten Jahren gegebenenfalls neu bestimmt werden muss. Die HSK hat die eingereichten Unterlagen geprüft und mit Brief vom 24. Juli 2003 die Pendenz geschlossen.

2.4 Neubau Nasslager

Die Kernkraftwerk Gösgen-Däniken AG hatte am 26. Juni 2002 dem Bundesamt für Energie (BFE) ein Gesuch³⁰ zur Erteilung einer Bewilligung zum Bau und Betrieb eines Brennelement-Nasslagers auf dem Areal des Kernkraftwerks Gösgen eingereicht. Der Schweizerische Bundesrat hatte am 7. Juli 2004, gestützt auf die Stellungnahme der HSK und die Beurteilung des Antrages durch die KSA und der Sektion Kernenergie des BFE, die atomrechtliche Bewilligung für den Bau und den Betrieb des Brennelement-Nasslagers auf dem Areal des Kernkraftwerk Gösgen erteilt.

Unter Berücksichtigung der Ergebnisse der Stellungnahme der HSK zum Bewilligungsgesuch wurde zusätzlich verfügt, dass die Bewilligung nur unter den im Abschnitt 5 der Verfügung aufgeführten Bedingungen und Auflagen erteilt wird.

Als wesentliche technische Bedingungen zum genehmigten Betrieb des Nasslagers verfügte der Bundesrat auf Grundlage des Gutachtens der HSK, dass die totale Wärmeleistung aller im Nasslager befindlichen Brennelemente 1 MW nicht überschreiten darf (Punkt 5.3), wobei die HSK in der Betriebsfreigabe zunächst eine maximale Wärmeleistung von 440 kW zugelassen hatte und für die Freigabe höherer Leistungen zusätzliche Nachweise verlangte. Einen Nachweis für eine ausreichende Wärmeabfuhr bis 500 kW wurde vom KKG erbracht und vom ENSI mit Brief vom 11. April 2011 freigegeben³¹. Die totale Wärmeleistung aller sich im Nasslager befindlichen Brennelemente darf 500 kW erst dann überschreiten, wenn die dafür erforderlichen Änderungen von der HSK für den Betrieb freigegeben sind. Das KKG hat bis Ende September 2011 noch keinen Freigabeantrag für mehr als 500 kW eingereicht.

2.5 Aktuelle oder geplante Projekte zur Ertüchtigung der Anlage

In den nächsten Jahren stehen mehrere umfassende Modernisierungs- und Ersatzmassnahmen an. Die geplanten Massnahmen sollen die Anlagenverfügbarkeit weiterhin zuverlässig gewährleisten und das Sicherheitsniveau weiter verbessern. Einige der Arbeiten haben bereits begonnen und werden in absehbarer Zeit abgeschlossen sein.

Zu diesen Massnahmen gehören insbesondere:

- Austausch und Erweiterung der Brandmeldeanlagen
- Erneuerung der Sicherungsanlagen
- Ersatz elektrischer Grosskomponenten im Maschinenhaus
- Austausch und Ersatz der analogen durch eine digitale Leittechnik (Projekt LETA, siehe auch Kapitel 5.6.4 dieser Stellungnahme)

Aufgrund des grossen Umfangs und der langen Realisierungsdauer des Projekts LETA reicht das KKG die zur Erteilung der Freigabe notwendigen Unterlagen dem ENSI gestaffelt ein.

3 Organisation, Personal und Sicherheitskultur

3.1 Organisation

3.1.1 Übergeordnete Organisation und Eigentumsverhältnisse

Das Kernkraftwerk Gösgen (KKG) ist eine Aktiengesellschaft mit dem Namen Kernkraftwerk Gösgen-Däniken AG. Die Aktien sind im Besitz von fünf Aktionären: ALPIQ AG (40 %), Axpo AG (25 %), Stadt Zürich (15 %), Centralschweizerische Kraftwerke (CKW) (12,5 %) und Energie Wasser Bern (ewb) (7,5 %). Die Geschäftsleitung des KKG wird durch die ALPIQ wahrgenommen.

Angaben des KKG

Gemäss Kraftwerksreglement³² liegt die übergeordnete Verantwortung für einen sicheren, geordneten und wirtschaftlichen Betrieb des KKG bei der Geschäftsleitung der ATEL (jetzt ALPIQ). Die Kompetenzen und Pflichten der Geschäftsleitung sind im Organisationsreglement (Ausgabe 1994) zwischen der ATEL (jetzt ALPIQ) und dem KKG festgelegt. Gemäss Kraftwerksreglement unterstützt und überwacht sie die Kraftwerksleitung des KKG bei der Führung des Werkes. Die Geschäftsleitung hat die Verantwortung für die Führung der Geschäfte des KKG und hat insbesondere folgende Aufgaben wahrzunehmen:

- Führung sämtlicher Geschäfte, die nicht in den Aufgabenbereich der Kraftwerksleitung des KKG fallen
- Genehmigung des Kraftwerks-, Notfall-, Strahlenschutz- und Sicherungsreglements
- Bereitstellung bzw. Beschaffung der von ihr in Übereinstimmung mit der Kraftwerksleitung notwendig erachteten finanziellen und personellen Mittel im Hinblick auf einen sicheren und wirtschaftlichen Betrieb
- Unterstützung und Kontrolle der Kraftwerksleitung in ihrem Bestreben, das Unternehmensziel zu erreichen

Das Unternehmensziel ist ebenfalls im Kraftwerksreglement festgelegt. Das Unternehmensziel liegt in der sicheren und zuverlässigen Erzeugung elektrischer Energie, unter Wahrung des Schutzes von Menschen, fremden Sachen und wichtigen Rechtsgütern ausserhalb und innerhalb des Werkareals, unter Berücksichtigung wirtschaftlicher Grundsätze in dem von den Partnern gewünschten Umfang.

Gemäss Kraftwerksreglement besteht die Kraftwerksleitung aus dem Kraftwerksleiter und seinem Stellvertreter. Die Kompetenzen und Pflichten der Kraftwerksleitung sind im Organisationsreglement (Ausgabe 1994) zwischen der ATEL (jetzt ALPIQ) und dem KKG festgelegt. Gemäss Kraftwerksreglement hat die Kraftwerksleitung des KKG insbesondere folgende Aufgaben:

- Sicherstellung des Vorranges der nuklearen Sicherheit vor allen anderen Interessen und Zielen
- Gewährleistung der Voraussetzungen für einen zuverlässigen Betrieb, unter Beachtung der Wirtschaftlichkeit in Betrieb und Instandhaltung mit Kosten- und Terminüberwachung
- Betreiben einer aktiven Sicherheitspolitik
- Gewährleistung eines optimalen Ausbildungsstandes der Belegschaft

- Umsetzung des zertifizierten Managementsystems
- Vertretung der Gesellschaft nach aussen in Koordination mit der Geschäftsleitung
- Information der Öffentlichkeit (bei besonderen Ereignissen) im Einvernehmen mit der Geschäftsleitung

Der Kraftwerksleiter ist gegenüber der Geschäftsleitung und dem Verwaltungsrat sowie den zuständigen Behörden für eine sichere und wirtschaftliche Betriebsführung verantwortlich. Gemäss Organisationsreglement ist dem Kraftwerksleiter eindeutig die Verantwortung für die Sicherheit des Kernkraftwerkes übertragen.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Bei der Beurteilung der Organisation, insbesondere bezüglich Kompetenzen, Mittel und Entscheidungsbefugnis der Kraftwerksleitung, stützt sich das ENSI auf Art. 30 KEV. Des Weiteren gelten die Anforderungen gemäss Kapitel 4.3 der Richtlinie ENSI-G07 bezüglich des Einsatzes personeller, finanzieller und materieller Mittel, um der Sicherheit bei allen Aktivitäten in der Anlage Vorrang einräumen zu können als Bewertungsmaßstab.

Beurteilung des ENSI

Die Kompetenzen und Pflichten der Geschäftsleitung sind im Organisationsreglement (Ausgabe 1994) zwischen der ATEL (jetzt ALPIQ) und dem KKG festgelegt. Das ENSI hat das Organisationsreglement eingesehen und sich überzeugt, dass gemäss Kraftwerksreglement die Geschäftsleitung für den sicheren und wirtschaftlichen Betrieb übergeordnet verantwortlich ist und dem Kraftwerksleiter die direkte Verantwortung für einen sicheren und wirtschaftlichen Betrieb übertragen ist.

Die Anforderungen bezüglich des Einsatzes personeller, finanzieller und materieller Mittel, um der Sicherheit bei allen Aktivitäten in der Anlage Vorrang einräumen zu können, konnte durch Einsicht in das Organisationsreglement überprüft werden. Die Anforderungen aus dem Kapitel 4.3 der Richtlinie ENSI-G07 sind erfüllt.

3.1.2 Interne Organisation, Aufgaben und Kompetenzen

Angaben des KKG

Das Kraftwerksreglement regelt Organisation, Verantwortlichkeiten, Aufgaben und Kompetenzen zur Gewährleistung hervorragender Leistungen in allen für die nukleare Sicherheit und für einen sicheren, geordneten und wirtschaftlichen Kraftwerksbetrieb wichtigen Belangen. Es beschreibt die Aufbauorganisation des KKG, die Aufgaben der verschiedenen Fachabteilungen und die Aufgaben und Kompetenzen wichtiger Stellen. Das Kraftwerksreglement wird von der Geschäftsleitung genehmigt.

Die Aufbauorganisation ist in Linien- und Stabsfunktionen unterteilt. Sie besteht aus der Kraftwerksleitung mit dem Stab der Kraftwerksleitung, der QS-Fachstelle, dem Ressort Nukleartechnik sowie dem Ressort Informatik und sieben Abteilungen: Betrieb, Kernbrennstoff, Personal und Dienste, Chemie und Strahlenschutz, Elektrotechnik, Kommunikation sowie Maschinenteknik. Die Abteilungen sind weiter in Ressorts unterteilt. Die Organisation ist so aufgebaut, dass für den Beauftragten für die Notfallorganisation, den Sachverständigen für Strahlenschutz, den Sicherungsbeauftragten, den Beauftragten für Arbeitssicherheit und Brandschutz ein direkter Interventionszugang zum Kraftwerksleiter gewährleistet ist.

Im Jahr 2000 entschied die Kraftwerkleitung, ein Managementsystem nach den internationalen Normen ISO 9001 „Qualitätsmanagementsysteme“ und 14001 „Umweltmanagementsysteme“, der Spezifikation OHSAS 18001 „Arbeitssicherheitsmanagementsysteme“ sowie des IAEA Safety Standards 50-C/SG-Q „Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and other Nuclear Installations“ aufzubauen und als Führungssystem zu nutzen. Durch die Ausrichtung auf ein prozessorientiertes Management kann sich die Kraftwerkleitung nicht nur an Funktionen oder Einzeltätigkeiten orientieren, sondern auch an der Leistungsfähigkeit von Prozessen. Ziel des KKG-Managementsystems ist eine dauerhafte Verbesserung der Qualität der Prozesse. Das Managementsystem KKG beschreibt die Methodik und liefert das Werkzeug, damit die Unternehmensleitung im Unternehmen ihre individuellen Verfahren zur Sicherstellung eines sicheren und zuverlässigen Betriebs, zur Wahrung der gesellschaftlichen und unternehmerischen Verantwortung, zum Ermöglichen einer geringen Umweltbeeinflussung und zur Einhaltung der gesetzlichen Vorschriften erstellen und anwenden kann. Im Jahr 2004 erfolgte die Zertifizierung durch die Schweizerische Vereinigung für Qualitäts- und Management-Systeme (SQS) für den Nachweis der Konformität mit den Vorgaben der Normen. Gemäss Aussage des KKG wird heute die Entscheidung zum Einsatz eines Managementsystems als richtig beurteilt und die Kraftwerkleitung und das Kader nutzen das System als Führungsinstrument.

Zur Gewährleistung eines 24-Stunden-Betriebs sind der Schichtbetrieb des Betriebspersonals und ein Pikettdienst eingerichtet. Die Betriebsführung ist im Kraftwerksreglement unter Kraftwerksbetrieb detailliert festgehalten. Die Unterkapitel „Personelle Mindestbestände“ und „Präsenzvorschriften“ regeln darüber hinaus den Mindestbestand für zulassungspflichtiges Betriebspersonal, Wachpersonal und Strahlenschutzmitarbeiter sowie die minimale Besetzung des Kommandoraums und die Präsenz der Pikettingenieure in der Anlage.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Zur Beurteilung der Organisationsstruktur und der Verantwortungsdelegation stützt sich das ENSI auf:

- Art. 30 KEV: Anforderungen an die Organisation, insbesondere bezüglich Kompetenzen, Mittel und Entscheidungsbefugnis der Kraftwerkleitung
- Art. 31 KEV: Qualitätsmanagement-System für den Betrieb
- Art. 7 KEV: Anforderungen an Organisationsstrukturen und -abläufe
- IAEA NS-R-2: Safety of Nuclear Power Plants, Operation³³
- Kap. 5.1 der Richtlinie ENSI-G07: Anforderungen bezüglich der Aufbauorganisation, der Zuteilung von Verantwortlichkeiten (Pflichten) und Kompetenzen (Rechte und Befugnisse), der Informations- und Kommunikationswege (d. h. Verbindungsstellen) für Organisationseinheiten und Personal und der Stellvertreter für wichtige Funktionen
- Kap. 5.2 der Richtlinie ENSI-G07: Anforderungen bezüglich des Kraftwerksreglements
- Kap. 5.3 der Richtlinie ENSI-G07: Anforderungen bezüglich der Pflichten des Kraftwerksleiters zur Bereitstellung von genügend kompetentem Eigenpersonal
- Kap. 5.4 der Richtlinie ENSI-G07: Anforderungen bezüglich Anzahl und Personalbestand der Schichtgruppen

Beurteilung des ENSI

Die Aufbauorganisation des KKG ist übersichtlich gestaltet, mit klar festgelegten und geregelten Verbindungsstellen und Verantwortlichkeiten. Das Eigenpersonal ist in eine zweckmässige Anzahl von Fachabteilungen mit klar zugeordneten Aufgabenbereichen eingeteilt. Übergeordnete Aufgaben werden in Arbeits- oder Projektgruppen und Kommissionen bearbeitet. Aufgaben und Zuständigkeiten von Fachbereichen, des leitenden Personals und deren Stellvertretungen sind im Kraftwerksreglement sowie im Managementsystem geregelt.

Die Schichtorganisation und die Anwesenheitspflicht (Präsenzvorschrift) des Personals in der Anlage und im Kommandoraum sind für jeden Anlagenzustand geregelt. Die Regelungen betreffen das gemäss VAPK zulassungspflichtige Personal und die Anlagenoperateure.

Die Verantwortung des Schichtchefs für den sicheren Betrieb der Anlage ist im Kraftwerksreglement festgehalten. Die Ermächtigung des Schichtleiters, die Anlage abzuschalten, falls er dies als notwendig erachtet, ist ausdrücklich aufgeführt. Die Pflicht, den Pikettingenieur bei Störungen und in Notfällen anzubieten ist im Kraftwerksreglement festgeschrieben. Der in den Grundsätzen ausgedrückte Vorrang der Sicherheit im Sinn von Artikel 10 des Übereinkommens über nukleare Sicherheit (SR 0.732.020), wird im Kraftwerksreglement konkretisiert. Der in Artikel 2.9 gemäss IAEA Safety Standard NS-R-2 verlangte Vorrang der Sicherheit vor der Produktion wird durch das Recht des Schichtleiters, die Anlage abzuschalten, falls er dies für notwendig erachtet, praxisbezogen formuliert.

3.1.3 Führungsaufgaben

Angaben des KKG

Die Vorgesetzten aller Stufen zeigen ihre Verpflichtung zur Sicherheit, indem sie ihr unterstelltes Personal den Grundsätzen der Sicherheitskultur entsprechend schulen, informieren, führen, überwachen und sich bei ihrem Handeln vorbildlich verhalten. Dazu stehen den Vorgesetzten die im Managementsystem beschriebenen Führungsprozesse zur Verfügung. Gemäss dem Leitbild zur Sicherheitskultur³⁴ ergeben die periodischen Überprüfungen der Zielerreichung kontinuierlich ein Bild der gelebten Sicherheitskultur. Aus Abweichungen abgeleitete Korrekturmassnahmen und deren Umsetzung tragen zu einer kontinuierlichen Verbesserung der Organisation bei. Vor der Aufnahme von Arbeiten durch Fremdpersonal erfolgt entsprechend den vorgesehenen Arbeiten eine Einführung durch die jeweilig verantwortliche Kontaktperson. Dabei werden alle notwendigen Kenntnisse bezüglich Unternehmenszielen, Grundsätzen, Pflichten, Sicherheitsvorkehrungen und Sicherheitsverhalten sowie besonderen Vorsichtsmassnahmen vermittelt. Dazu wird dem Fremdpersonal die Broschüre „Wegweiser“³⁵ als Nachschlagewerk abgegeben. Sie enthält alle wichtigen Hinweise für alle Mitarbeitenden im Kernkraftwerk. Das Fremdpersonal wird verpflichtet, die internen Sicherheitsstandards zu übernehmen und einzuhalten. Während der Arbeiten wird das Fremdpersonal durch die verantwortliche Kontaktperson überwacht.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Zur Beurteilung der Führungsaufgaben stützt sich das ENSI auf Art. 30 Abs. 2 KEV sowie Kapitel 6.3 der Richtlinie ENSI-G07.

Beurteilung des ENSI

Die Ziele der Sicherheitsstrategie sind in den Führungsprozessen im Managementsystem beschrieben. Diese Prozesse unterstützen die Vorgesetzten bei der Umsetzung der Strategie und der Zielerreichung. Dabei wird die Sicherheit (und insbesondere die nukleare Sicherheit) klar und eindeutig als oberste Priorität eingestuft. Die Anforderungen aus dem Kapitel 6.3 der Richtlinie ENSI-G07 sind mit der Anwendung der eingeführten Führungsprozesse erfüllt.

3.1.4 Interner Sicherheitsausschuss

Angaben des KKG

Die Aufgabe des internen Sicherheitsausschusses (ISA) ist im Kraftwerksreglement und im Managementsystem des KKG festgelegt. Im ISA werden alle sicherheitsrelevanten Anlagenänderungen, die technischen und organisatorischen Vorkommnisse in der Anlage sowie grundsätzliche Aspekte, die die Arbeitssicherheit und die Umwelt tangieren oder nennenswert beeinflussen, begutachtet und genehmigt. Im Weiteren werden die Ergebnisse der Auswertung eigener und fremder Erfahrungen und abgeleitete Massnahmenvorschläge ebenfalls dem ISA zur Begutachtung und Genehmigung vorgelegt. Der ISA wird vom stellvertretenden Kraftwerksleiter geleitet. Ständige Mitglieder des ISA sind der Kraftwerksleiter, die Abteilungsleiter, der Stab der Kraftwerksleitung sowie eine aussenstehende Fachperson. Eine bezüglich der Bewertung menschlicher und organisatorischer Faktoren ausgebildete Fachperson vertritt das Expertenpanel für Vorkommnisanalyse im ISA. Fallweise werden weitere Teilnehmer wie z. B. Sicherungs- oder Arbeitssicherheitsbeauftragte beigezogen. Nach der Einführung des ISA wurde dieser laufend optimiert und arbeitet heute mit einer Standard-Traktandenliste. Die Sitzungen finden mit einem festen Rhythmus von 6 Wochen statt und sind in den Führungsinstrumenten des Managementsystems fest integrierter Bestandteil. Die Sitzungen werden protokolliert, wobei auch abweichende Meinungen festgehalten werden.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Bei der Beurteilung des ISA bezieht sich das ENSI auf die Anforderungen an die Sicherheitskommission gemäss Kapitel 5.10 der Richtlinie ENSI-G07.

Beurteilung des ENSI

Der interne Sicherheitsausschuss (ISA) des KKG berät den Kraftwerksleiter in allen Belangen der Sicherheit. Die Aufgabenstellung, Zusammensetzung und Arbeitsweise des ISA entspricht den Vorgaben in Kapitel 5.10 der Richtlinie ENSI-G07.

3.1.5 Organisatorische und personelle Änderungen

Angaben des KKG

Die wichtigsten organisatorischen Änderungen im Überprüfungszeitraum waren die Bildung mehrerer fachspezifischer Stäbe zur Unterstützung der Kraftwerksleitung wie die Einführung einer QS-Fachstelle, des Stabs Kraftwerksleitung und des Ressorts Informatik. Auf Abteilungsebene erfolgte eine Verfeinerung der Aufbauorganisation. In der Abteilung Maschinentchnik wurde eine Gruppe für Sonderaufgaben geschaffen, welche die Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen (zfP) sowie spezifische Berechnungen vornimmt. In der Abteilung Elektrotechnik wurde ein Sicherheits-

Beauftragter für Elektrotechnik benannt und innerhalb der Abteilung Chemie und Strahlenschutz der Bereich „Entsorgung und Sonderaufgaben“ gebildet. In der Abteilung Personal und Dienste wurde die Stabsstelle des Ausbildungs- resp. Berufsbildungsverantwortlichen geschaffen.

Für die operative Umsetzung personeller Änderungen gelten die gleichen Kriterien wie für die weiterführende Personalbetreuung und -förderung. Auf der Basis dieser einheitlichen, sich aus der Unternehmensstrategie ergebenden Anteile, werden alle Personalprozesse, insbesondere Probezeitgespräche, die regelmässigen Mitarbeiterbeurteilungen, das Führen mit Zielen, die zielgerichtete Personalentwicklung sowie die Karriereentwicklung umgesetzt. Ein permanentes Coaching für mitarbeiterbezogene Änderungen hinsichtlich fachlicher, persönlicher und führungsspezifischer Prozesse ist durch die mit der temporären Doppelbesetzung von Stellen erreichte Überlappung sichergestellt.

Organisatorische Änderungen im KKG werden wie technische Änderungen mit einem Änderungsantrag entsprechend dem Prozess Anlagenänderungen im Managementsystem initialisiert. Organisatorische Änderungen wie z. B. Änderungen des Betriebshandbuchs (BHB) im Bereich der Überwachung der Anlage, des Störfall-BHB, der Notfallorganisation oder von Funktionsprüfungen, die Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage haben können, werden durch den internen Sicherheitsausschuss (ISA) beurteilt und genehmigt. Vorgängig wird in den jeweiligen Prozessen analysiert, ob und wie sich die Änderung unter Berücksichtigung technischer, sozialer und wirtschaftlicher Faktoren auf die Sicherheit auswirken wird. Änderungen personeller Art werden gemäss dem im Managementsystem beschriebenen Personalauswahlprozess und dem Personalbetreuungs- und Personalförderungsprozess abgewickelt.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Die Anforderungen an organisatorische Änderungen sind in Kap. 7 der Richtlinie ENSI-G07 festgelegt.

Beurteilung des ENSI

Bei grösseren organisatorischen Änderungen hat das ENSI die Vorgehensweise des KKG überprüft und festgestellt, dass diese gemäss den Vorgaben in Kapitel 7 der Richtlinie ENSI-G07 vorgenommen wurden. Eine der organisatorischen Änderungen, welche das KKG im Berichtszeitraum durchgeführt hat, wurde vom ENSI vertieft verfolgt. Das ENSI konnte dabei feststellen, dass der in der Richtlinie ENSI-G07 geforderte Prozess eingehalten wurde und dass darüber hinaus, das KKG zur Unterstützung und Begleitung der Änderung eine externe kompetente externe Organisation beigezogen hat. Das ENSI hat seit langem festgestellt, dass das KKG bei bevorstehenden Pensionierungen auf eine frühzeitige Rekrutierung der Nachfolger achtet, um grosse Überlappungszeiten für einen umfassenden Know-How-Transfer zu ermöglichen. Die eingeführten und umgesetzten Prozesse im Managementsystem, die kontinuierliche Bewertung des Managementsystems sowie die Überprüfung sicherheitsrelevanter Auswirkungen von personellen Änderungen erfüllen die Vorgaben der Richtlinie ENSI-G07.

3.2 Safety Policy

Angaben des KKG

Die Kernkraftwerk Gösgen-Däniken AG verpflichtet sich gemäss ihrem Unternehmensziel und Grundsätzen der Sicherheit, bei allen Aktivitäten in der Anlage den Vorrang zu geben und die Sicher-

heit kontinuierlich weiterzuentwickeln. Im Kraftwerksreglement ist dies wie folgt beschrieben: „Das Unternehmensziel liegt in der sicheren und zuverlässigen Erzeugung elektrischer Energie, unter Wahrung des Schutzes von Menschen, fremden Sachen und wichtigen Rechtsgütern ausserhalb und innerhalb des Werkareals, unter Berücksichtigung wirtschaftlicher Grundsätze in dem von den Partnern gewünschten Umfang.“

Das Streben nach dem Unternehmensziel hat unter Beachtung nachstehender Grundsätze zu erfolgen:

- Die nukleare Sicherheit hat jederzeit Vorrang vor allen anderen Zielen.
- Die gesetzlichen Vorschriften und behördlichen Auflagen sind einzuhalten.
- Die Sicherheit der Mitarbeiter am Arbeitsplatz und im Werkareal muss jederzeit gewährleistet sein.
- Die Strahlendosis der Einzelpersonen sowie der ganzen Belegschaft muss so tief wie vernünftig erreichbar gehalten werden.
- Die radioaktiven Abgaben nach aussen müssen so tief wie vernünftig erreichbar gehalten werden.
- Durch fachkundige technische Betreuung und Instandhaltung, vorschriftsgemässe Fahrweise sowie durch zuverlässige Funktions- und Bereitschaftskontrollen sind Sicherheit und Funktionsbereitschaft der Systeme und Komponenten zu gewährleisten.
- Der Stand von Wissenschaft und Technik ist zu verfolgen. Wo notwendig sind Anpassungen von Anlage oder Prozeduren vorzunehmen.
- Der sauberen und korrekten Handhabung, Verpackung und Lagerung radioaktiver Betriebsmittel und Rückstände ist besondere Aufmerksamkeit zu schenken.
- Die Führungsverantwortung ist auf jeder Stufe so wahrzunehmen, dass der Verantwortliche die richtige Auswahl des Personals mit entsprechender Qualifikation trifft, klare Aufgabenstellungen und Instruktionen herausgibt und gezielte Kontrollen durchführt.
- Das Fachwissen und das Sicherheitsbewusstsein des Personals sind durch gezielte Aus- und Weiterbildung auf einen hohen Stand zu bringen und zu halten. Neu eintretendes Personal ist sorgfältig in die Arbeit einzuführen.
- Auf allen Stufen und in allen Bereichen sind relevante interne und externe Betriebserfahrungen sorgfältig auszuwerten und wo nötig Verbesserungen vorzunehmen.

Das Unternehmen fördert Massnahmen zur Aufrechterhaltung einer hohen Sicherheitskultur.

Alle Angehörigen der Kraftwerksbelegschaft haben ihre Arbeit nach dem Unternehmensziel auszurichten und obige Grundsätze zu befolgen.

Dem Eigenpersonal werden die Unternehmensziele und Grundsätze stufengerecht in internen Aus- und Weiterbildungskursen, internen Informationsveranstaltungen und durch den Vorgesetzten am Arbeitsplatz vermittelt. Neueintretendem Eigenpersonal werden anlässlich von Einführungsveranstaltungen und Gesprächen mit den Verantwortlichen der massgebenden Bereiche innerhalb der Einführungsprogramme die Unternehmensziele und Grundsätze kommuniziert. Dem Fremdpersonal werden vor Aufnahme der Arbeit entsprechend den vorgesehenen Tätigkeiten alle notwendigen Kenntnisse

bezüglich Unternehmensziele und Grundsätze durch die jeweilige Kontaktperson vermittelt. Als Nachschlagewerk wird dem Eigen- und dem Fremdpersonal die Broschüre „Wegweiser“ abgegeben. Der Wegweiser enthält alle wichtigen Hinweise für alle Mitarbeitenden im Kernkraftwerk. Die im Führungsprozess innerhalb des Managementsystems beschriebenen Führungsinstrumente beinhalten regelmässige Führungssitzungen, Kadersitzungen, Sitzungen des internen Sicherheitsausschusses und Morgenbesprechungen, in denen die Sicherheit der Anlage unter den verschiedenen Themen besprochen wird.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI lehnt sich bei der Beurteilung der Safety Policy an den Grundsatz in Art. 5 Abs. 1 KEG: Bei der Auslegung, beim Bau und beim Betrieb der Kernanlagen sind Schutzmassnahmen nach international anerkannten Grundsätzen zu treffen, welche unter anderem die Förderung eines ausgeprägten Sicherheitsbewusstseins umfassen.

Gleichsam achtet das ENSI auf die Priorität der Sicherheit gemäss Kapitel 4.1 in Richtlinie ENSI-G07.

Beurteilung des ENSI

Die Grundsätze enthalten die Umsetzung der im Kraftwerksreglement beschriebenen Verpflichtung des KKG, der Sicherheit bei allen Aktivitäten in der Anlage den Vorrang zu geben und die Sicherheit kontinuierlich weiterzuentwickeln. Auch wird das Personal entsprechend den Anforderungen in Kapitel 4.1 der Richtlinie ENSI-G07 angehalten, der Sicherheit in allen Belangen die erste Priorität zu geben.

3.3 Sicherheitskultur

Die Sicherheitskultur betreffende Fragen werden in zahlreichen Kapiteln dieser Stellungnahme angesprochen und auch dort bewertet. Eine pauschale Bewertung der Sicherheitskultur ist nicht möglich, da es sich bei der Sicherheitskultur nicht um eine eindimensionale Grösse handelt. Es können lediglich einige beobachtbare Aspekte der Sicherheitskultur beschrieben und bewertet werden. Im vorliegenden Abschnitt wird also keine Gesamtbewertung der Sicherheitskultur des KKG vorgenommen, sondern eine Bewertung der Anstrengungen und Massnahmen des KKG zur Förderung einer guten Sicherheitskultur. Diese Bewertung basiert einerseits auf den durch das KKG eingereichten Dokumenten, andererseits auf den Ergebnissen und Erkenntnissen aus der Aufsichtstätigkeit des ENSI.

Angaben des KKG

Gemäss Kraftwerksreglement verpflichtet sich das Unternehmen zur Förderung von Massnahmen zur Aufrechterhaltung einer hohen Sicherheitskultur. Zur Gewährleistung der Sicherheit gibt das KKG in seinem Leitbild zur Sicherheitskultur für alle Tätigkeiten die Grundsätze „Kommunikativ, Kritisch und Gründlich“ vor. Dazu sind die Wirkungselemente Fachkompetenz, soziale Kompetenz, Transparenz, hinterfragende Haltung, Kommunikationsbewusstsein, Qualitätsbewusstsein, Einstellung zu Fehlern, Entwicklungsbereitschaft und Zukunftsbewusstsein beschrieben. Dieses Grundsatzdokument hilft allen Beschäftigten, ein gemeinsames Verständnis der Sicherheitskultur zu entwickeln und zu erhalten. Es zeigt auf, welches die Grundsätze der angestrebten Sicherheitskultur sind und wie die Wirksamkeit der Massnahmen zur Förderung eines guten Sicherheitsbewusstseins beurteilt werden kann. In den Führungsprozessen des Managementsystems ist zur Unterstützung des Kraftwerksleiters die Arbeitsgruppe Sicherheitskultur (ASiKu) etabliert. Als beratendes Organ schlägt sie dem Kraftwerks-

leiter Massnahmen zur Förderung der Sicherheitskultur im KKG vor. Die Arbeitsgruppe ist aus Vertretern jeder Abteilung zusammengesetzt und direkt dem Kraftwerksleiter unterstellt. Sie hat primär die Merkmale und Verhaltensweisen von Menschen und Organisation – die sogenannten „soft skills“ – im Fokus. Bei Themen bezüglich Verhaltensweisen von Menschen und Organisation im internen Sicherheitsausschuss (ISA) kann ein Vertreter der ASiKu fallweise beigezogen werden. Grundsätzliche Aufgaben der Arbeitsgruppe Sicherheitskultur sind:

- Orientierung der neuen Mitarbeiter über die Grundsätze der Sicherheitskultur des KKG
- periodische Sensibilisierung der Belegschaft hinsichtlich Sicherheitskultur
- Sammlung und Bearbeitung von Anliegen der Belegschaft, welche die Sicherheitskultur betreffen
- Ausführung von Aufträgen des Kraftwerksleiters
- Ausarbeitung von Vorschlägen für Massnahmen, Aktivitäten und Aktionen zu Händen des Kraftwerksleiters
- Vorbereitung und Durchführung von genehmigten Massnahmen, Aktivitäten und Aktionen
- Verfolgung von aktuellen Entwicklungen auf dem Gebiet der Sicherheitskultur
- Pflege und Austausch von Erfahrungen mit anderen Organisationen
- Erstellung eines Jahresprogramms mit Massnahmen und Aktivitäten
- Budgetierung der jährlichen finanziellen Aufwendungen
- Aktualisierung des SiKu-Intranetauftrittes (KKG-Informationportal)
- periodische Aktualisierung des Wegweisers

Als wichtige Massnahmen zur Förderung einer guten Sicherheitskultur gelten die periodischen Schulungen bezüglich Arbeitssicherheit, Schulungen bezüglich Sicherheit vor der Revision und die Arbeitsvor- und -Nachbesprechungen. In einem jährlichen Management Self Assessment wird das Sicherheitsverhalten der Belegschaft bewertet. Um eine unabhängige Bewertung der eigenen Sicherheitskultur zu erhalten, liess das Unternehmen durch die ETH Zürich im Jahr 2008 eine Analyse zur sicherheitsförderlichen Gestaltung flexibler Routinen im KKG durchführen.

Im Jahr 1999 fand eine OSART-Mission auf Einladung des Bundesrats statt. Diese ist ein aus Experten bestehendes Operational Safety Review Team (OSART) der internationalen Atomenergieorganisation (IAEA). Das Ziel der Mission bestand darin, die betrieblichen Praktiken des KKG in relevanten Bereichen zu untersuchen. Das OSART kam zum Schluss, dass die Führung des KKG bestrebt ist, die betriebliche Sicherheit und Zuverlässigkeit der Anlage ständig zu verbessern. Das Personal des KKG ist für die Arbeit gut qualifiziert, trainiert und erfahren. Das Team gab auch auf verschiedenen Gebieten Empfehlungen und Vorschläge. Aufgrund einer OSART-Empfehlung tagte am 1. Oktober 2001 zum ersten Mal ein Ausschuss Sicherheitskultur. Daraus entstand die Fachkommission mit dem Namen „Arbeitsgruppe Sicherheitskultur“ (ASiKu) diese wurde im Frühjahr 2002 anlässlich einer Führungssitzung offiziell ins Leben gerufen. Der Prozesseigner der Sicherheitskultur ist direkt dem Kraftwerksleiter unterstellt. Daher ist die Arbeitsgruppe Sicherheitskultur kein Exekutivorgan. Sie agiert als beratendes Medium und schlägt der Kraftwerksleitung Massnahmen zur Förderung der Sicherheitskultur im KKG vor. Um die neu gegründete Fachkommission „Arbeitsgruppe Sicherheitskultur“ im KKG-Umfeld zu positionieren und sich für eine aktiv gelebte Sicherheitskultur einzusetzen,

wurden in einem ersten Schritt Schulungsunterlagen mit dem Passus der Sicherheitskultur ergänzt und ein didaktisches Konzept für eine „Sensibilisierung der Belegschaft“ erarbeitet. In den Folgejahren lagen die Schwerpunkte in der Erstellung und Pflege des Taschendokumentes „Wegweiser“ für das Fremdpersonal. Zur gleichen Zeit wurde das Leitbild der Sicherheitskultur ratifiziert und als Weisung veröffentlicht. Seit Ende 2004 ist die Arbeitsgruppe auch dafür besorgt, dass auf der Startseite des Intranets jede Woche ein neuer Leitsatz erscheint, der zum Nachdenken anregen soll. Es folgte die Integration des Gedankengutes für Sicherheitskultur in die Videos für Arbeitssicherheit und Strahlenschutz.

Im Jahre 2007 wurde gemeinsam mit der Arbeitssicherheit ein Info-Tag für die Belegschaft organisiert. Nach einem Einstieg betreffend Erwartungen der Kraftwerksleitung an die Sicherheit wurde ein Referat über Sicherheitskultur gehalten. Ebenfalls im Herbst 2007 wurde das Leitbild der Sicherheitskultur durch die Arbeitsgruppe überprüft und modernisiert.

Im Jahr 2002 fand eine OSART Follow-up Mission der IAEA statt, um aufzuzeigen ob und wo die betriebliche Sicherheit im KKG verbessert wurde. Die Follow-up Mission zeigte, dass die Empfehlungen analysiert, zum Teil zur Zufriedenheit umgesetzt und zum Teil Verbesserungsmaßnahmen beschlossen wurden.

Im Jahr 2007 fand ein WANO Peer Review statt. Diese ist ein aus Experten bestehendes Review Team der World Association of Nuclear Operators. Alle Kernkraftwerkbetreiber weltweit sind Mitglied der WANO. Ziel solcher Reviews ist es, die eigene Sicherheitskultur permanent zu hinterfragen und zu verbessern und sich an den Besten der Branche zu messen sowie die internationale Zusammenarbeit und internationaler Erfahrungsaustausch weiter zu fördern. Anlässlich der Eröffnung des Review-Berichts seitens der WANO wurde erwähnt, dass das Kernkraftwerk Gösgen ein sehr gutes Resultat erzielt hat und keine gravierenden Mängel festgestellt wurden. Die aufgezeigten Verbesserungsmöglichkeiten werden sorgfältig analysiert und wo sinnvoll Massnahmen definiert und umgesetzt.

Insgesamt kommt das KKG zur Erkenntnis, dass die Überprüfungen durch professionelle Begutachter, Auditoren und Inspektoren externer Institutionen, Zertifizierungsgesellschaften und Behörden während den vergangenen zehn Jahren ermöglichten, aus Know-how und Erfahrungen Dritter zu lernen. Die Erkenntnisse lieferten einen bedeutenden Beitrag zum kontinuierlichen Verbesserungsprozess im KKG. Durch die daraus abgeleiteten eigenverantwortlichen Massnahmen konnten die Prozesse laufend optimiert und die Sicherheit verbessert werden.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Die ENSI-Beurteilung der Sicherheitskultur basiert auf:

- Art. 5 Abs. 1 KEG: Bei der Auslegung, beim Bau und beim Betrieb der Kernanlagen sind Schutzmassnahmen nach international anerkannten Grundsätzen zu treffen, welche unter anderem die Förderung eines ausgeprägten Sicherheitsbewusstseins umfassen.
- Art. 28 Abs. 1 Bst. a in Verbindung mit Anhang 3 KEV: Es ist ein Leitbild zur Sicherheitskultur gefordert, welches festlegt, wie die Führung der Kernanlage die Sicherheitskultur interpretiert und fördert und an welchen Merkmalen und Kriterien die Wirksamkeit gemessen wird.
- Richtlinie ENSI-G07 Kap. 4.1 und 4.2: In jedem Kernkraftwerk ist der Sicherheit erste Priorität zu gewähren und jedes Kernkraftwerk verfügt über ein Leitbild zur Sicherheitskultur, welches

als Leitlinie zur Förderung eines guten Sicherheitsbewusstseins und der Bewertung durchgeführten Massnahmen dient.

- IAEA GS-R-3³⁶: Gemäss der Forderung 2.5 soll das Managementsystem dazu eingesetzt werden, eine starke Sicherheitskultur zu fördern und zu unterstützen, indem es ein gemeinsames Verständnis der zentralen Aspekte der Sicherheitskultur im Unternehmen sicherstellt, die Verhältnisse schafft, durch welche das Unternehmen die Mitarbeitenden und Teams bei der sicheren und erfolgreichen Ausführung ihrer Aufgaben unterstützt, eine lernende und hinterfragende Haltung auf allen Ebenen des Unternehmens verstärkt und die Möglichkeiten schafft, durch welche das Unternehmen kontinuierlich die Entwicklung und Verbesserung seiner Sicherheitskultur anstrebt.

Beurteilung des ENSI

Das Leitbild und die Wirkungselemente im Dokument „Leitbild der Sicherheitskultur im Kernkraftwerk Gösgen“ spiegeln die übergeordnete Verpflichtung des KKG wider, der Sicherheit bei allen Aktivitäten in der Anlage den Vorrang zu geben und die Sicherheit kontinuierlich weiterzuentwickeln. Das KKG demonstrierte im Überprüfungszeitraum, insbesondere nach der OSART-Mission in 1999, ein zunehmendes Bewusstsein und Engagement bezüglich der Aufrechterhaltung einer guten Sicherheitskultur. Massnahmen wurden vom KKG getroffen, um den Grundsätzen einer guten Sicherheitskultur Nachdruck zu verleihen. Positiv hervorzuheben ist die im Überprüfungszeitraum vom KKG durch die ETH Zürich durchgeführte Analyse zur sicherheitsförderlichen Gestaltung flexibler Routinen im KKG. Das ENSI begrüsst, dass das KKG den Kontakt und Austausch mit anderen, unabhängigen Institutionen sucht. Durch die Analyse und den Vergleich sowie durch das „Feedback von aussen“ wird die Reflexion über die eigene Organisation und Kultur unterstützt. Aus Sicht des ENSI befasst sich das KKG mit den Themen der Sicherheitskultur. Dies zeigt sich auch darin, dass das Werk sein Leitbild der Sicherheitskultur in 2004 erstellt und in 2007 weiterentwickelt hat.

Das KKG besitzt ein Leitbild zur Sicherheitskultur gemäss Anhang 3 KEV. Dieses definiert, was das KKG unter dem Begriff der Sicherheitskultur versteht und es beschreibt die Grundsätze der vom KKG angestrebten Sicherheitskultur sowie die Massnahmen, durch welche es diese Grundsätze im Alltag in die Tat umsetzt. Das ENSI stellt fest, dass das Leitbild im KKG in allen relevanten Unterlagen und auch im Wegweiser des KKG, welcher Hinweise für alle Mitarbeitenden des Kernkraftwerk Gösgen gibt, verankert wurde. Die Arbeitsgruppe Sicherheitskultur ist auch dafür besorgt, dass auf der Startseite des Intranets jede Woche ein neuer Leitsatz erscheint, der zum Nachdenken anregen soll. Mit dem nächsten Schritt, im Rahmen der Neuverfilmung der bestehenden Videos für Arbeitssicherheit und Strahlenschutz das Gedankengut für Sicherheitskultur im Video zu integrieren, wird der systematische Ansatz des KKG in diesem Bereich konsequent weiterverfolgt. Das ENSI begrüsst die Auseinandersetzung des KKG mit seinem Sicherheitskulturleitbild und dessen systematische Integration in allen wesentlichen Unterlagen und Medien. Es wird im Rahmen seiner Aufsicht die Massnahmen des KKG zur weiteren Integration, Kommunikation und tieferen Verankerung des Leitbilds verfolgen.

Die Arbeitsgruppe Sicherheitskultur ist kein Exekutivorgan, sondern beratendes Organ, welches der Kraftwerksleitung Massnahmen zur Förderung einer guten Sicherheitskultur vorschlägt. Deshalb ist es aus Sicht des ENSI erforderlich, sicherzustellen, dass die Erkenntnisse der Arbeitsgruppe Sicherheitskultur systematisch in die Entscheidungsfindung des ISA einfliessen.

Forderung 3.3-1:

Das KKG hat sicherzustellen, dass die Erkenntnisse der Arbeitsgruppe Sicherheitskultur systematisch in die Entscheidungsfindung des internen Sicherheitsausschusses (ISA) einfließen. Das KKG hat dem ENSI bis zum 31. Dezember 2012 entsprechende Massnahmen vorzulegen.

3.4 Personal

3.4.1 Personalpolitik

Angaben des KKG

Für den Betrieb des Kernkraftwerkes KKG ist qualifiziertes und gut ausgebildetes Personal eine wichtige Voraussetzung. Dazu sind im Managementsystem³⁷ organisatorische Regelungen vorhanden, die das Vorgehen bei der Gewinnung, Betreuung, Förderung, Beurteilung, Vergütung und Entwicklung des Personals festlegen. Damit neu eintretende Mitarbeitende von den Erfahrungen vorangehender Mitarbeitende lernen können, werden angehende Personalablosungen je nach Funktion ein, zwei oder mehr Jahre überlappend vollzogen. Die Organisation hat dabei die notwendigen Fähigkeiten des Personals, das die Produktqualität beeinflussende Tätigkeiten ausübt, zu ermitteln und zur Deckung des Bedarfs für Ausbildung zu sorgen oder andere Massnahmen zu ergreifen sowie die Wirksamkeit der ergriffenen Massnahmen zu beurteilen. Generell ist festzuhalten, dass die Anforderungen an die Betriebsmannschaft des Kernkraftwerkes in den letzten zehn Jahren ständig erhöht wurden. Auf Kraftwerksleitungs- und auf Abteilungsleitungsstufe arbeiten heute praktisch ausnahmslos Hochschulabsolventen, auf Ressortleiter- und Fachbereichsleiterebene Ingenieure mit Fachhochschulabschluss.

Personalselektion

Die Einzelheiten der Stellenprofile werden in individuellen Stellenbeschreibungen gemäss dem Prozess „Personalbetreuung und Förderung“ im Managementsystem sowie der Weisung „Stellenbeschreibungen/Erstellung“³⁸ festgehalten. Die systematische Personalplanung wurde ständig verfeinert. Das KKG verfügt heute über eine vorausschauende Personalplanung bis ins Jahr 2022. Heute werden Reaktoroperateur-Anwärter ausnahmslos in standardisierten Assessments im Institut für angewandte Psychologie (IAP) Zürich getestet. Das KKG geht dabei davon aus, dass dank unabhängigen aussenstehenden Betriebspsychologen eine höhere Qualität der betriebspsychologischen Aussagen gewährleistet wird. Um den notwendigen Know-How-Transfer zu gewährleisten, wurden die Überlappungszeiten kontinuierlich erweitert. Seit 1999 wurden im KKG 21 neue Stellen geschaffen.

Personalbetreuung und -förderung

Im KKG wurde im Jahr 2003 das strukturierte Mitarbeitergespräch eingeführt. Dieses verlangt vom Führungskader, sich periodisch mit umfassenden Leistungsbeurteilungen einschliesslich Förder- und Betreuungsgesprächen zu befassen. Das System wird periodisch entsprechend den neusten Erkenntnissen angepasst. Zur laufenden Verbesserung der HR-Prozesse hat das KKG Checklisten eingeführt, die periodisch der neusten Praxis entsprechend angepasst werden. Die Förderung des Zusammenhalts erfolgt durch eine Vielzahl von Anlässen, die das KKG organisiert oder unterstützt (z. B. Revisionsanlässe, Sportanlässe oder kulturelle Anlässe). Die Gesundheitsförderung wurde im KKG ins interne Weiterbildungsprogramm aufgenommen (Self-Management-Seminare mit Schwerpunkten auf gesunder Ernährung und körperlicher Fitness). Die Arbeitsplätze – Infrastruktur und Arbeitsumgebung – werden laufend dem neusten Stand angepasst. Damit wird im KKG das Bewusstsein und Inte-

resse für Gesundheit, Sicherheit, Umwelt, soziale Verantwortung und die Zusammengehörigkeit aktiv gefördert.

Massnahmen zur Förderung und Sicherstellung der aktiven hinterfragenden Haltung und der Zufriedenheit der Mitarbeiter im KKG und somit zur Pflege und Verbesserung der Firmenkultur, Sicherheitskultur, Arbeitssicherheit, Gesundheit sowie zur Wahrung der gemeinsamen Werte werden übergeordnet durch das Personalwesen koordiniert.

Personalbeurteilung

Die Kriterien der Leistungsbewertung sind qualitative und quantitative Leistung, Fachwissen und berufliches Können, Arbeitstechnik und Einsetzbarkeit, Zusammenarbeit, Ordnungsverhalten und zusätzlich für die Vorgesetzten Verantwortungsbewusstsein, Entschlusskraft, Durchsetzungsvermögen, Einsatz des Personals und der technischen Mittel sowie der Personalführung.

Aus Sicht des KKG wurden die Personalprozesse im Überprüfungszeitraum laufend verbessert und weiter entwickelt. Zur laufenden Verbesserung der HR-Prozesse sind Checklisten eingeführt, die periodisch entsprechend den Anforderungen nachgeführt werden. Diese verbesserten Prozesse im Personalwesen haben einen Beitrag zur Mitarbeiterzufriedenheit geleistet.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Als Beurteilungsgrundlagen dienen dem ENSI:

- Art. 5 Abs. 1 KEG: Schutzmassnahmen: Aufbau einer geeigneten Organisation mit qualifiziertem Personal sowie die Förderung eines ausgeprägten Sicherheitsbewusstseins
- Art. 30 Abs. 1 Bst. j und k KEV: Aus- und Weiterbildung des Personals, Förderung des Sicherheitsbewusstseins
- Richtlinie ENSI-G07: Anforderungen an die Kraftwerksleitung, insbesondere bezüglich deren Verantwortung für die Bereitstellung von genügend geeignetem Eigenpersonal

Beurteilung des ENSI

Das KKG schafft mit seiner Personalpolitik die Voraussetzungen, um über qualifiziertes, kompetentes, motiviertes und zufriedenes Personal zu verfügen. Schon der Auswahlprozess bewirkt, dass neu eingestellte Personen über eine hohe Qualifikation verfügen und auch mit ihrer Persönlichkeit in das KKG passen. Besondere Beachtung schenkt das ENSI auch der weit voraus schauenden Personalplanung. Dies ist unter anderem auch deshalb wichtig, weil insbesondere Schlüsselstellen – z. B. zulassungspflichtiges Personal – lange Ausbildungszeiten benötigen, um ihre Aufgabe vollumfänglich wahrnehmen zu können. Der gesamte Personalentwicklungsprozess bewirkt einen positiven Beitrag zur Unternehmungskultur und zum sicheren Betrieb. Das ENSI kommt zu dem Schluss, dass die Kraftwerksleitung des KKG ihre Verantwortung für die Bereitstellung von qualifiziertem Personal mit einem ausgeprägten Sicherheitsbewusstsein wahrnimmt.

3.4.2 Aus- und Weiterbildung

3.4.2.1 Allgemeine Ausbildung

Angaben des KKG

Ziel der Aus- und Weiterbildung des KKG ist die Sicherstellung, dass das Fachwissen des Personals durch gezielte Aus- und Weiterbildung gefördert wird, um einen hohen Stand halten zu können und somit den sicheren Betrieb des Kraftwerkes zu gewährleisten. Dazu sind im Managementsystem organisatorische Regelungen vorhanden, die das Vorgehen für das gesamte KKG festlegen. Für die Aus- und Weiterbildung gilt als Grundsatz, dass der Ausbildungsbedarf ermittelt, geplant und die Wirksamkeit der Ausbildung beurteilt wird.

In einer Weisung³⁹ des KKG ist die Verantwortung für die fachliche, anlagenspezifische Aus- und Weiterbildung geregelt. Jede Abteilung koordiniert und organisiert die abteilungs- und funktionspezifische Ausbildung. Ausbildungsmassnahmen für einzelne Mitarbeitende werden in der Regel in den persönlichen Gesprächen mit den Vorgesetzten vereinbart.

Die Fachausbildung findet in den Fachabteilungen statt. Die Führungsausbildung wurde seit dem Jahr 2000 systematisiert und ausgeweitet. Sie erstreckt sich über alle Kaderstufen und wird zentral durch die Abteilung „Personal und Dienste“ koordiniert und organisiert. Die strahlenschutzbezogene Aus- und Weiterbildung ermöglicht es, einen hohen Stand an Fachwissen und Erfahrung zu erreichen. Die Ausbildung der Notfallequipen zur Notfallbereitschaft umfasst die Vermittlung der notwendigen Kenntnisse für die Ausübung der vorgesehenen Funktion. Die spezifischen Funktionen für den Transport gefährlicher Güter auf Strasse, Schiene und Gewässer sind im Qualitätssicherungsprogramm für den Transport radioaktiver Stoffe beschrieben. Im Jahr 1999 wurde eine Schulung des Schichtpersonals im Umgang mit Chemikalien durchgeführt. Es wurden dabei theoretische und praktische Aspekte behandelt sowie Rundgänge in der Anlage und Labordemonstrationen durchgeführt. Diese Schulung wurde anschliessend auch auf Mitarbeitende der Abteilungen Personal und Dienste, Elektrotechnik und Maschinenteknik ausgedehnt. Seit dem Jahr 2002 werden die Mitarbeitenden periodisch bezüglich Qualitäts- und Umweltmanagement geschult und informiert.

Seit 1999 wurde die Ausbildung gefördert, kontinuierlich weiterentwickelt und systematisiert. Die Bewertung der Ausbildung zeigt bezüglich Vorgehen, Umsetzung, Bewertung und Messung sowie Ergebnissen einen durchwegs hohen Reifegrad mit Schwerpunkt auf ständiger Verbesserung und umfassenden Nachweisen. Das KKG-Leitbild³⁴ unterstreicht den Stellenwert der Ausbildung im KKG.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI hat zur Beurteilung der Aus- und Weiterbildung Art. 7 Bst. a KEV herangezogen. Die detaillierten Anforderungen sind in der Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen (VAPK) enthalten.

Beurteilung des ENSI

Der fachübergreifenden, allgemeinen Ausbildung wird im KKG hohe Beachtung geschenkt. Die kontinuierliche Weiterentwicklung und Systematisierung sowie die gezielte Förderung der Ausbildung sind aus Sicht des ENSI wichtige Schritte zur kontinuierlichen Verbesserung der allgemeinen Ausbildung. Die Abbildung und Integration des Ausbildungsprozesses unter den Führungsprozessen des Mana-

gementsystems zeigt den Stellenwert der Ausbildung im KKG und trägt zur Systematisierung der Ausbildung bei.

3.4.2.2 Ausbildung des Betriebspersonals

Angaben des KKG

Die für die Ausbildung des Betriebspersonals beschriebenen Prozessabläufe im Managementsystem umfassen die Stufen Anlagenoperateure, Anlagenoperateure mit Berufsprüfung, Reaktoroperateure (B- und A-Zulassung), Schichtchefs und Pickettingenieure. Seit 1998 wurden die Bedingungen für die Auswahl, die Ausbildung, die Erstausbildung und die Wiederholungsschulung sowie die fachliche Requalifikation für alle Ausbildungsstufen verfeinert strukturiert und entsprechend umgesetzt.

Als Grundlage für diese Entwicklung dienten der Erfahrungsaustausch durch die Arbeit in Fachkommissionen, die systematischen Auswertungen der Trainingssequenzen, die Auswertung der besonderen Vorkommnisse in der eigenen und in fremden Anlagen und die Rückmeldungen der Referenten und Kursteilnehmer. Der Bereich der externen und internen Wiederholungsschulung wurde thematisch und teilweise inhaltlich neu gestaltet und zweckorientierter strukturiert. Es betrifft dies die Grundlagenausbildung, die praxisorientierte Ausbildung und die Periodizität der Ausbildungsaktivitäten. Zur Persönlichkeitsentwicklung werden die Ausbildung im Bereich der Personalführung und der Teamentwicklung verstärkt gefördert.

Die Ausbildungsunterlagen werden im Rahmen des etablierten Änderungsverfahrens für alle auszubildenden Stufen laufend angepasst. Inhaltliche Verbesserungen werden durch stetige Überarbeitung vollzogen. Damit kann im Unterricht in der Erstausbildung und in der Wiederholungsschulung laufend auf den aktuellsten Stand der Ausbildungsunterlagen zurückgegriffen werden. Alle Ausbildungsaktivitäten werden themen- und personenbezogen dokumentiert und jährlich aktualisiert.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Die Auswahl, Ausbildung und Prüfung des zulassungspflichtigen Betriebspersonals von Kernkraftwerken ist auf der Basis von Art. 7 Bst. a KEV und in der Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen (VAPK) sowie in der Richtlinie HSK-R-27 detailliert festgelegt.

Beurteilung des ENSI

Die Aus- und Weiterbildungsmaßnahmen des KKG sind im Überprüfungszeitraum beträchtlich weiterentwickelt worden und werden auch in Zukunft weiterentwickelt. Das im Rahmen der Selbstbewertung erreichte Leistungsniveau des KKG zeigt, dass das KKG hohen Wert auf eine gute Ausbildung des Betriebspersonals legt. Bei der Erstellung des jährlichen Ausbildungsprogramms berücksichtigt das KKG die aus Sicht des ENSI notwendigen Informationsquellen. Die durchgeführten Inspektionen sowie die Teilnahme an den Zulassungsprüfungen bestätigen das hohe Niveau der Ausbildungsaktivitäten beim zulassungspflichtigen Personal. Die Aus- und Weiterbildung des Betriebspersonals im KKG erfüllt die Anforderungen der KEV, der VAPK sowie der Richtlinie HSK-R-27 (ersetzt im Januar 2010 durch die Richtlinie ENSI-B10).

3.4.3 Simulatoreausbildung

Angaben des KKG

Im Jahr 2000 erfolgte die Inbetriebnahme des KKG-eigenen anlagenspezifischen Trainingssimulators. Damit war es möglich, den Kenntnisstand des Personals im Bereich der Systemfahrweisen, der transienten Abläufe und der Störfallmassnahmen wesentlich zu verbreitern und zu vertiefen. In den Jahren 2005 und 2006 erfolgte die Entwicklung und Inbetriebnahme eines Softpanel-Simulators. Als modelltechnische Basis diente der KKG-eigene anlagenspezifische Trainingssimulator. Die Ausbildung am Softpanel-Simulator ermöglicht dem zulassungspflichtigen Betriebspersonal, die Kenntnisse und das Verständnis reaktorphysikalischer und thermodynamischer Prozesse anlagenbezogen aufzuarbeiten und zu vertiefen. Damit wurde es möglich, die Kenntnisse der theoretischen Grundlagen praxisorientierter umzusetzen. Die technischen Nachrüstungen am anlagenspezifischen Simulator und am Softpanel-Simulator sind in das etablierte KKG-Anlagenänderungsverfahren einbezogen.

Das ereignisorientiert beschriebene Störfallbetriebshandbuch wurde in den Jahren 2003 und 2004 durch das neu entwickelte symptom-basierte Störfallbetriebshandbuch abgelöst. Im Jahr 2005 erfolgte bei dessen Einführung die Ausbildung des zulassungspflichtigen Personals. In Kombination mit dem anlagenspezifischen Simulator konnte damit ein wesentlicher Fortschritt im Hinblick auf die Verbesserung des Störfallmanagements erreicht werden.

Im Jahr 2006 wurde eine Arbeitsunterlage mit dem Thema „Kriterien und Merkmale für eine sichere und erfolgreiche Arbeit auf der Warte“ entwickelt. Sie beinhaltet das Arbeitsverhalten des Einzelnen, das Führungs- und Teamverhalten und die Kommunikation. Es ist das Ziel, diese Elemente noch besser zu fördern und systematischer im täglichen Arbeitsprozess umzusetzen. Die Ausbildung erfolgt mit geeigneten Szenarien beim Simulatortraining und für das gesamte Betriebspersonal zusätzlich an externen Seminaren. Das Konzept für die periodische fachliche Beurteilung als Grundlage für die Requalifikation des zulassungspflichtigen Betriebspersonals konnte dank Einbezug des Erfahrungsrückflusses verbessert werden. Die Leistungs- und Verhaltensmerkmale wurden tätigkeitsorientierter formuliert. Das Erreichen der geplanten Übungszielsetzungen kann somit griffiger überprüft werden. Damit gelingt es, ausbildungsrelevante Schwachstellen besser zu erfassen und personenbezogen geeignete Förderungsmassnahmen konkreter umzusetzen.

Der Umfang der Wiederholungsschulung am Simulator betrug im Überprüfungszeitraum für das zulassungspflichtige Schichtpersonal ca. 9 Tage pro Jahr.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI bezieht sich bei der Beurteilung der Simulatoreausbildung auf:

- Art. 6, 7, 8 und Art. 35 Abs. 1 VAPK: Anforderungen an die Simulatoreausbildung des zulassungspflichtigen Personals
- Art. 34 VAPK: Anforderungen an die Requalifikation des zulassungspflichtigen Personals, insbesondere Überprüfungen der Fachkompetenz, Teamarbeit und Kommunikation am Simulator
- Art. 35 VAPK: Anforderungen an Wiederholungsschulung und Weiterbildung, insbesondere Umfang periodischer Übungen am Simulator des zulassungspflichtigen Personals

Beurteilung des ENSI

Das KKG misst dem Simulatortraining eine hohe Bedeutung zu. Dies zeigt sich insbesondere durch die Erstellung eines Softpanel-Simulators, um das Verständnis reaktorphysikalischer und thermodynamischer Prozesse anlagenbezogen vertiefen zu können. Durch die Integration in das KKG-Anlagenänderungsverfahren ist die Umsetzung von Anlagenänderungen am Simulator gewährleistet. Das ENSI hat die Einführung des neuen Störfallhandbuchs (Forderung aus der PSÜ 1998) verfolgt. Das KKG hat zu dessen Validierung verschiedene Szenarien am Simulator gefahren und das Störfallhandbuch auf seine Tauglichkeit überprüft und wo notwendig Verbesserungen vorgenommen. Nach dessen Einführung führte das KKG während des normalen Simulatortrainings weitere Befragungen der Schichtmannschaft durch, um Potenzial für weitere Verbesserungen zu ermitteln.

3.4.4 Fremdpersonal

3.4.4.1 Beauftragung

Angaben des KKG

Die Beauftragung externer Auftragnehmer für sicherheitsrelevante Aktivitäten in der Anlage, für die Durchführung von Analysen und Berechnungen, die Ausarbeitung von Prüfanweisungen etc. erfolgen entsprechend den Beschaffungsprozessen „Beschaffung ohne Kernbrennstoff“ und „Kernbrennstoff-Beschaffung“ im KKG-Managementsystem. Liefer- und Leistungsumfang, Geschäftsgeheimnisse und Vertraulichkeit von Dokumenten, Mitwirkungspflicht der KKG AG, Abnahme, Gewährleistung, Vorgehensweise, Vertragsbeendigung, Übertragung von Rechten und Pflichten sowie Anwendbares Recht, Verfahren, Gerichtsstand werden in Werkverträgen zusammen mit den allgemeinen Einkaufsbedingungen verpflichtend vereinbart. Der Einsatz von Fremdpersonal wird permanent durch die verantwortlichen Fachabteilungen überwacht. In den einschlägigen Werkverträgen wird jeweils auf die einzuhaltenden Lohn- und Arbeitsbedingungen hingewiesen. Die Einhaltung wird kontrolliert.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI bezieht sich bei der Beurteilung der Zusammenarbeit mit externen Auftragnehmern auf Kapitel 6.8 der Richtlinie ENSI-G07.

Beurteilung des ENSI

Das KKG-Managementsystem beschreibt den Beschaffungsprozess detailliert. Das im Rahmen der Selbstbewertung erreichte Leistungsniveau des KKG zeigt, dass das KKG grossen Wert auf den Einsatz von qualifiziertem Fremdpersonal legt. Dies wurde im Rahmen einer Inspektion des ENSI in 2005 zum Einsatz von Fremdpersonal überprüft und bestätigt. Durch den eingeführten Prozess und dessen Bewertung ist die Anforderungen aus Kapitel 6.8 der Richtlinie ENSI-G07 erfüllt.

3.4.4.2 Instruktion und Betreuung des Fremdpersonals

Angaben des KKG

Jedliches Fremdpersonal hat jeweils am ersten Tag einen generellen Unfallverhütungskurs (Belehrung zur Unfallverhütung) sowie – bei Arbeiten in der kontrollierten Zone – eine Strahlenschutzbelehrung zu absolvieren.

Jeder Mitarbeitende einer Fremdfirma erhält eine KKG-Kontaktperson. Diese ist für die gesamte Betreuung im Zusammenhang mit dem Aufenthalt im KKG verantwortlich. Das Fremdpersonal wird jeweils durch die Kontaktperson bezüglich der durchzuführenden Arbeiten angewiesen, betreut und überwacht. Sie ist für die Instruktion des Fremdpersonals vor dem jeweiligen Arbeitseinsatz verantwortlich.

Im KKG-Managementsystem ist unter den Führungsprozessen das Fremdpersonal aufgeführt. Das Fremdpersonal wird entweder als in Auftrag tätige Personen mit Werkvertrag beschäftigt oder als in Auftrag tätige Personen mit Personalverleihvertrag. Im ersten Fall werden die Arbeiten nach Vertragsbeschreibung in Verantwortung der Fremdfirmen durchgeführt. Das KKG führt die Abnahme durch und beurteilt das Arbeitsergebnis. Im zweiten Fall werden die Arbeiten nach Anweisung und Betreuung von KKG-Personal durchgeführt. Die Verantwortung für die Resultate der Arbeitsdurchführung verbleibt in jedem Fall beim KKG.

Die erforderliche fachliche Qualifikation für die vorgesehenen Arbeiten des Fremdpersonals wird durch die zuständige Fachabteilung des KKG festgelegt. Diese kann eine Überprüfung bei speziellen Anforderungen durchführen.

Die Arbeitsqualität und das Arbeitsergebnis des Fremdpersonals werden überwacht und beurteilt. Personal mit Personalverleihvertrag wird zusätzlich anhand folgender Kriterien bewertet: fachliche Qualifikation für die vorgesehenen Arbeiten, Zusammenarbeit, Zuverlässigkeit und Quantität. Das Beurteilungsergebnis wird aufgezeichnet und bei erneuter Rekrutierung mitberücksichtigt.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Die Anforderungen an die Qualifikation, die Einweisung und Betreuung von Fremdpersonal sowie an die Überwachung der vom Fremdpersonal geleisteten Arbeit sind aus Art. 13 VAPK (im Auftrag tätige Personen) sowie Kapitel 6.3 der Richtlinie ENSI-G07 abgeleitet.

Beurteilung des ENSI

Im KKG wurden umfangreiche Massnahmen zur Instruktion, Betreuung und Beurteilung von Fremdpersonal ergriffen. Durch die eingeführten Prozesse wird gewährleistet, dass zuverlässiges Fremdpersonal in der Anlage eingesetzt wird. Die Ausbildung für das Fremdpersonal im KKG erfüllt die Vorgaben der VAPK. Das ENSI hat im Überprüfungszeitraum eine Inspektion zu diesem Thema durchgeführt und festgestellt, dass die Anforderungen der Richtlinie ENSI-G07 erfüllt sind.

3.5 Managementsystem

Angaben des KKG

Das Managementsystem der Kernkraftwerk Gösgen-Däniken AG wurde unter Berücksichtigung der Unternehmenskultur, der Organisation, der Anforderungen der Safety Standards der IAEA als auch der internationalen Standards für Qualität, Umwelt, Arbeitssicherheit und Gesundheitsschutz sowie der behördlichen Anforderungen aufgebaut. Im Frühjahr 2004 wurde das Managementsystem erstmals durch die Schweizerische Vereinigung für Qualitäts- und Management-Systeme (SQS) zertifiziert. Das Managementsystem inklusive dem Hinweis auf die Detailbeschreibungen der Prozesse ist in einem Reglement³⁷ beschrieben.

Ende der 1990er Jahre hat das KKG damit begonnen, seine Qualitätssicherungsaktivitäten als System zu beschreiben. Übergeordnet sind Organisation, Verantwortlichkeiten, Aufgaben und Kompetenzen in allen für die nukleare Sicherheit und für einen sicheren, geordneten und wirtschaftlichen Kraftwerksbetrieb wichtigen Belangen im Kraftwerksreglement³² geregelt. Kontinuierlich wurde das Qualitätssystem zum Managementsystem für alle Belange weiterentwickelt. Die Wahl eines prozessorientierten Ansatzes ermöglicht der Unternehmensleitung, sich an der Leistungsfähigkeit von Prozessen und nicht nur an Funktionen oder Einzeltätigkeiten zu orientieren. Im Managementsystem wird die Unternehmenspolitik, die sich nach der Mission, Vision sowie der gesetzlichen und andern Anforderungen richtet, umgesetzt.

Die Grundidee des Managementsystems KKG basiert auf der bekannten Methode PDCA „Plan – Do – Check – Act“ („Planung – Umsetzung – Überwachung – Bewertung“).

Das Managementsystem KKG wird seit 2003 intern in jährlichen Abständen systematisch anhand der festgelegten Kriterien bewertet. Dadurch soll die fortdauernde Eignung, Angemessenheit und Wirksamkeit sichergestellt werden. Mit der Bewertung sollen Möglichkeiten zu Verbesserungen und der Änderungsbedarf für das Managementsystem aufgezeigt werden. Als Grundlagen dienen Auditberichte, der Auditbericht der SQS, der Jahresbericht des KKG, Inspektionsberichte der Behörde, der Zielerfüllungsbericht und Managementsystem-Verbesserungsvorschläge. Die Überprüfung des Managementsystems zeigte, dass alle Anforderungen des IAEA Safety Standards GS-R-3³⁶ erfüllt sind.

Das Managementsystem ist eine Kette von Geschäftsprozessen mit Elementen und Massnahmen, die auf die jeweiligen Prozesse ausgerichtet sind. Wie die Abbildung 3.5-1 zeigt, sind die Prozesse zur einfacheren Navigation in die drei Prozessgruppen Führungsprozesse, Kernprozesse und Supportprozesse unterteilt.

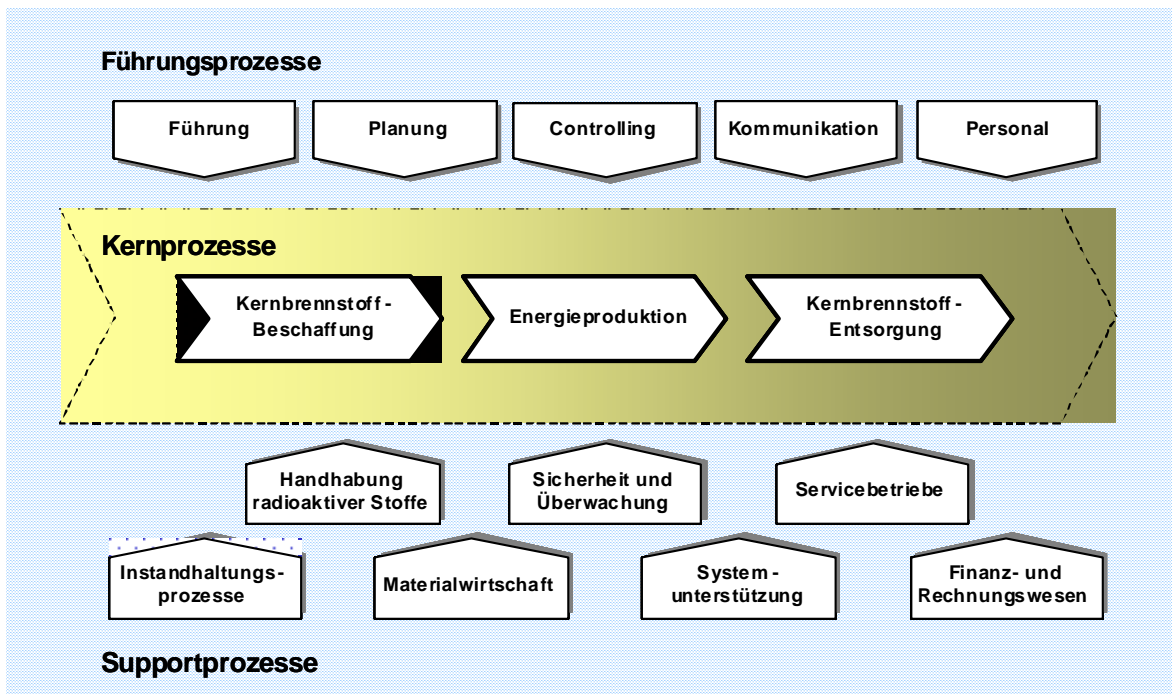


Abbildung 3.5-1: Prozessstruktur des KKG-Managementsystems

Die Führungsprozesse umfassen die Aufgaben und Abläufe, die das Unternehmen ausmachen und stellen die Entwicklung der Zukunft des KKG sicher. Wichtige Elemente der Führungsprozesse sind

Politik, Strategie, Ziele, Verfügbarkeit von Ressourcen, Umsetzungsaktivitäten, Überprüfung der Zielerreichung, allfällige Korrekturmassnahmen und somit eine kontinuierliche Verbesserung der Organisation.

Die Kernprozesse sind für die eigentliche Wertschöpfung im KKG definiert. Im Mittelpunkt der Kernprozesse steht der Kernprozess Energieproduktion mit den Prozessen Betriebsführung, Betrieb und Überwachung der Anlage, Prüfungen und Einsatz sowie Überwachung des Kernbrennstoffs. Im Prozess Betriebsführung werden alle Vorbereitungen zur fehlerfreien Ausführung sämtlicher Überwachungstätigkeiten und Schalthandlungen zum sicheren und störungsfreien Betrieb der Anlage getroffen. Der Prozess Betrieb und Überwachung der Anlage gewährleistet das Beherrschen von Störungen und Störfällen durch Massnahmen gemäss den Vorgaben unter Einhaltung der Sicherheitsbelange. Die Prüfungen wie Reaktorschutzprüfungen, Funktionsprüfungen und Ventilstellungschecks gewährleisten einen sicheren und zuverlässigen Betrieb der Anlage und dienen der Überprüfung des Anlagezustandes.

Der Prozess Einsatz und Überwachung des Kernbrennstoffs gewährleistet ein sicheres Betriebsverhalten des Reaktorkerns, der Brennelemente und der Brennelement-Einbauten unter Beachtung der sicherheitstechnischen Auflagen sowie der betrieblichen und wirtschaftlichen Randbedingungen.

Die beiden Kernprozesse Spaltstoffbeschaffung und die Kernbrennstoff-Entsorgung sind für die Wertschöpfung der eigentliche Input resp. Output. Mit ausreichender Abdeckung des Brennelementbedarfs, globaler Optimierung des Brennstoffkreislaufes und sicherer Zwischen- und Endlagerung abgebrannter Brennelemente wird die Produktion von Strom gewährleistet.

Die Arbeitsabläufe (Prozesse) sind im KKG-Managementsystem mit dem Verweis auf die jeweiligen Detailbeschreibungen beschrieben. Für jeden Prozess ist ein Verantwortlicher benannt. Er ist für die Festlegung der Prozessziele, der Prozesskenngrössen, die Überwachung und Verbesserung des Prozesses sowie für die Beschreibung des Prozesses verantwortlich. Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten werden entsprechend dem jeweiligen vorgegebenen Verfahren geplant, durchgeführt, gelenkt und überwacht. Dazu steht das integrierte Planungs- und Instandhaltungssystem (IPIS) zur Verfügung. Das Personal ist bestrebt, bei all seinen Aktivitäten dem Unternehmensziel „Sicher und zuverlässig elektrische Energie, unter Wahrung des Schutzes von Menschen und fremden Sachen zu erzeugen“, Rechnung zu tragen.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI stützt sich bei der Beurteilung des Managementsystems auf:

- Art. 31 KEV: Qualitätsmanagement-System für den Betrieb
- Richtlinie ENSI-G07 Kap. 4.4: Kompatibilität des Managementsystems mit den Anforderungen des IAEA Safety Standards GS-R-3

Beurteilung des ENSI

Das ENSI verlangt in Kapitel 4.4 der Richtlinie ENSI G07, dass die Managementsysteme der Kernkraftwerke die Vorgaben des IAEA Safety Standards GS-R-3 erfüllen. Dies bedeutet insbesondere, dass die Kernkraftwerke sog. Integrierte Managementsysteme etabliert haben müssen, welche alle Aspekte (Sicherheit, Qualität, Umwelt, Arbeitssicherheit, Finanzen, usw.) umfassen. Das KKG hat die Erfüllung der Anforderungen von GS-R-3 im Rahmen der PSÜ nachgewiesen.

Das KKG besitzt ein adäquates Audit- und Review-System, welches sicherstellt, dass die Sicherheitsstrategie des KKG wirksam umgesetzt wird. Dabei werden die Erfahrungen genutzt, um die Sicherheitsleistung kontinuierlich zu verbessern. Das KKG verfügt über ein ausreichend umfangreiches System von Indikatoren, welches dem KKG ein Bild seiner Sicherheitsleistung vermitteln und auf Trendentwicklungen hinweisen kann. Das Managementsystem des KKG wurde durch die Schweizerische Vereinigung für Qualitäts- und Management-Systeme (SQS) im Jahr 2004 zertifiziert und unterliegt dem kontinuierlichen Zertifizierungsprozess.

Aufgrund der seit 2003 jährlichen internen Bewertung und der externen Zertifizierung des KKG-Managementsystems konzentriert sich das ENSI im Rahmen seiner Aufsicht, namentlich bei Inspektionen, auf die Überprüfung, ob und wie die Anforderungen der IAEA Safety Standards GS-R-3 und insbesondere Aspekte der nuklearen Sicherheit im System berücksichtigt sind und eingehalten werden.

3.5.1 Vorschriften und Arbeitsunterlagen

Angaben des KKG

Vorschriften und Arbeitsunterlagen allgemein

Die Durchführung von sicherheitsrelevanten Aufgaben wie Reaktorschutzprüfungen, Funktionsprüfungen und Ventilstellungchecks zur Gewährleistung eines sicheren und zuverlässigen Betriebs der Anlage sowie Überprüfung des Anlagezustandes erfolgen anhand von Vorschriften, Checklisten, Anweisungen etc. entsprechend dem Prozess „Prüfungen“ im Managementsystem sowie der Weisung „Erstellung und Handhabung von Dokumenten“.⁴⁰ Die Vorgehensweisen zur Erstellung, Aktualisierung, Überprüfung, Genehmigung und Kommunikation von Vorschriften und Arbeitsunterlagen erfolgen entsprechend dem Prozess „Lenkung der Dokumente“ im Managementsystem sowie der Weisung „Erstellung und Handhabung von Dokumenten“ und dem Prozess „Technische Anlagendokumentation“ im Managementsystem sowie dazugehörige Detailbeschreibungen.

Betriebsvorschriften allgemein

Die Betriebsführung der Anlage bildet einen Kernprozess im integrierten Managementsystem. Die für die Betriebsführung verwendeten Vorschriften unterliegen einem kontinuierlichen Verbesserungsprozess. Mit der Inbetriebnahme des anlagenspezifischen Simulators im Jahr 2000 wurde der Abteilung Betrieb ein Werkzeug zur Verfügung gestellt, mit dessen Hilfe Betriebsvorschriften systematisch erprobt und in einem intensiven Ausbildungsprozess der Betriebsmannschaft vermittelt werden können. Im Überprüfungszeitraum der PSÜ wurde ausgehend von der Bearbeitung einer Pendenz aus der PSÜ 1998 die Technische Spezifikation des KKG systematisch weiterentwickelt und vervollständigt.

Betriebshandbuch (BHB), Stör- und Notfallvorschriften

Von besonderer Bedeutung für die Betriebsführung aus sicherheitstechnischer Sicht sind die Störfall- und Notfallvorschriften, auf deren Fortschreibung nachstehend im Detail eingegangen wird.

Die ersten Störfallvorschriften des KKG – als Bestandteil des BHB – waren ereignisorientiert aufgebaut. Dies entsprach dem Stand von Wissenschaft und Technik der 1970er Jahre und war von der Vorstellung geleitet, dass man den Typ eines Störfalls mittels einer entsprechenden Störfalldiagnose einfach identifizieren kann. Die Erfahrungen aus dem Reaktorunfall von Three Mile Island haben gezeigt, dass eine Störfalldiagnose unter Umständen erschwert sein kann. Der Einsatz von anlagenspe-

zifischen Simulatoren hat zudem verdeutlicht, dass man die Vielzahl möglicher Randbedingungen eines Störfallablaufs nur schwer ereignisorientiert beschreiben kann. Bei Anlagen des gleichen Reaktorlieferanten hat diese Erkenntnis zur Entwicklung des Schutzziel-BHB geführt. Im KKG wurde die Schutzzielüberwachung ebenfalls eingeführt und in das Notfallreglement und in das 1994 eingeführte Notfallhandbuch aufgenommen.

Nach der PSÜ 1998 wurde auch im KKG in enger Zusammenarbeit mit der Firma Westinghouse der Übergang von ereignisorientierten zu symptomorientierten Störfallvorschriften vollzogen. Die Schutzzielkontrolle ist in die Vorschriften integriert. Bei der Gestaltung der Vorschriften (Ergonomie, Handhabung, Aufgabenverteilung bei der Abarbeitung) wurde das Schichtpersonal umfassend einbezogen. Die Einführung des neuen Störfall-BHB ging einher mit einem umfangreichen Verifizierungs- und Validierungsprogramm, wobei das grundsätzliche Vorgehen mit einem Überprüfungsprogramm der US NRC⁴¹ übereinstimmte. Dieses Programm wurde von der Aufsichtsbehörde überwacht. Für die Verifizierung und Validierung des neuen Störfall-BHB wurde der 2000 in Betrieb genommene anlagenspezifische Simulator umfassend genutzt. Dazu wurden umfangreiche Operateurbefragungen in Schichtgruppen durchgeführt.

Die im KKG geltenden Notfallvorschriften wurden ebenfalls umfassend weiter entwickelt. Aufgrund der erhöhten sicherheitstechnischen Anforderungen entwickelte das KKG gemeinsam mit dem Anlagelieferanten FANP/KWU das Konzept des integrierten Notfallmanagements. Dieses Konzept beruht auf der Weiterführung des schutzzielorientierten Vorgehens im präventiven Bereich und der Einführung eines schadenszustandsorientierten Vorgehens im mitigativen Notfallbereich. Das integrierte Notfallmanagement wurde in Form eines überarbeiteten Notfallhandbuchs im KKG Vorschriftenwerk implementiert.

Bei der Neugestaltung des Vorschriftenwerkes wurde das Notfallreglement zur übergreifenden administrativen Vorschrift für alle Notfallsituationen ausgestaltet. Das Notfallhandbuch wurde umfassend überarbeitet und neu gestaltet. Aufgrund der Einführung des integrierten Notfallmanagements wurde es auch neu strukturiert und mit zahlreichen Schemata und Hilfsmitteln ergänzt. Eine unabhängige Begutachtung durch das Kernkraftwerk Neckarwestheim 1 führte zu einer positiven Bewertung dieser Struktur, die gut an die KKG-Notfallorganisation und den dort praktizierten Rhythmus der Stabsarbeit angepasst ist. Die Abbildung 3.5-2 zeigt die Struktur der Notfallvorschriften im KKG.

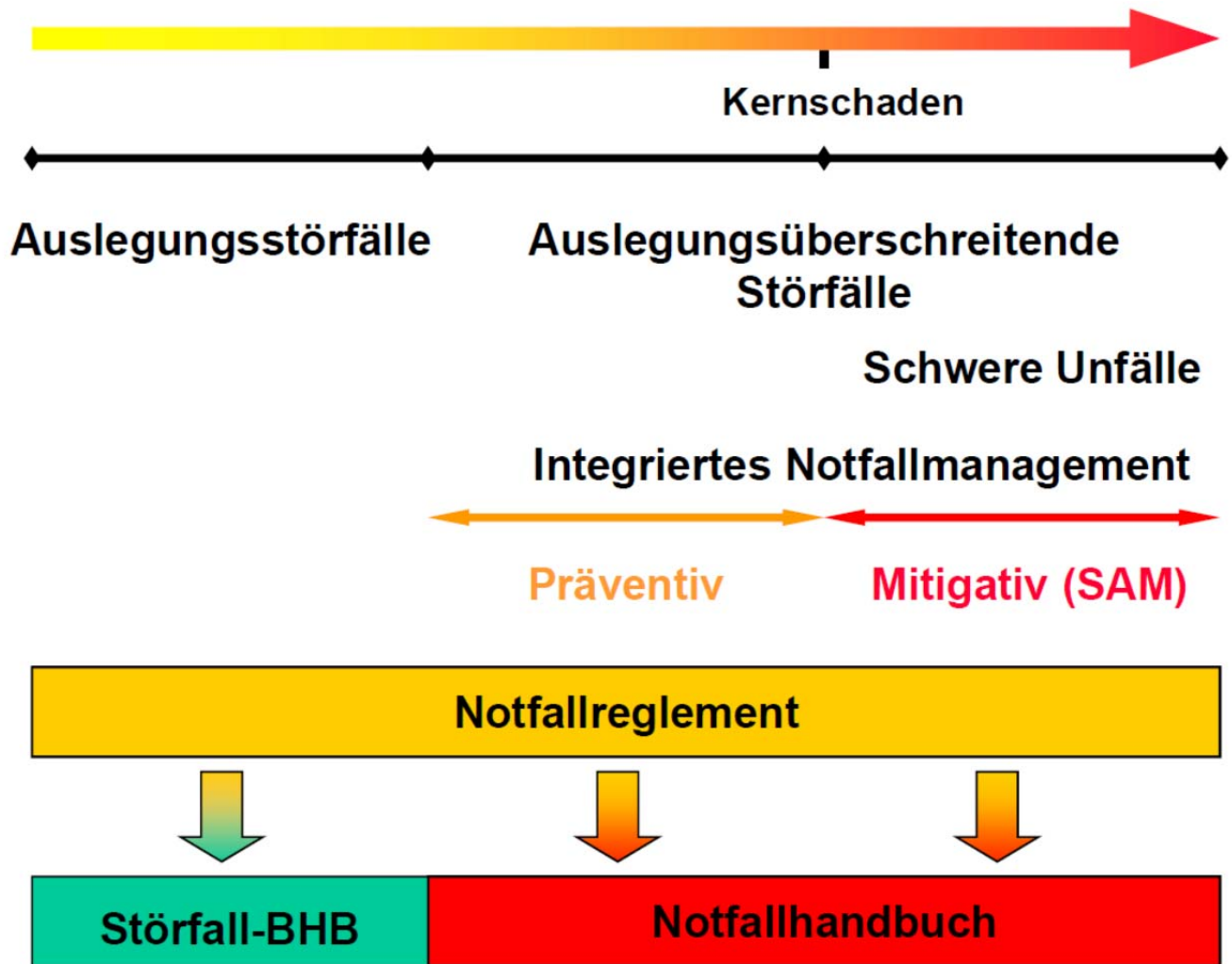


Abbildung 3.5-2: Struktur der KKG-Notfallvorschriften

Entsprechend dem gelebten Grundsatz der kontinuierlichen Verbesserung werden die für die Betriebsführung wichtigen Vorschriften bei Vorliegen neuer Erkenntnisse und unter Berücksichtigung von Erfahrungen aus der Verwendung der Vorschriften (z. B. in Simulator- oder Notfallübungen) weiter verbessert. In der Regel erfolgen jährliche Überprüfungen der Vorschriften.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Bezüglich der Anforderungen an Vorschriften bezieht sich das ENSI auf:

- Art. 31 KEV: Qualitätsmanagement-System für den Betrieb
- Richtlinie ENSI-G07 Kap. 6.1: Anforderungen an sicherheitsrelevante Arbeitsabläufe
- Richtlinie ENSI-G07 Kap. 6.2: Anforderungen an Vorschriften und Arbeitsunterlagen bezüglich Planung, Durchführung, Kontrolle spezieller Aufgaben sowie Erstellung und Überprüfung der Vorschriften gemäss dem Qualitätsmanagement-System

Bezüglich der Anforderungen an Betriebsvorschriften bezieht sich das ENSI auf:

- IAEA Safety Standard NS-R-2³³: insbesondere die Empfehlungen 5.10 bis 5.18 bezüglich der Betriebsvorschriften

- IAEA Safety Standard NS-G-2.2⁴²: insbesondere die Empfehlungen in 9 und Appendix II bezüglich der Entwicklung und Änderung von Betriebsvorschriften
- IAEA Safety Standard NS-G-2.4⁴³: insbesondere die Empfehlungen in 6.26 bezüglich Anforderungen an Betriebsvorschriften

Beurteilung des ENSI

Die Vorgehensweisen zur Erstellung, Aktualisierung, Überprüfung, Genehmigung und Kommunikation von Vorschriften und Arbeitsunterlagen ist standardisiert und durch administrative Vorgaben gemäss des KKG-Managementsystem und zugehörigen Unterlagen gewährleistet. Die Anwendung und Handhabung der für die Betriebsführung verwendeten Vorschriften können seit 2000 an einem anlagenspezifischen Simulator systematisch erprobt und auf Richtigkeit überprüft werden.

Die Umstellung von ereignisbasierten auf symptom-basierte Störfallvorschriften erforderte vom KKG einen grossen Aufwand und stellte hohe Anforderungen an die Qualität des Umwandlungsprozesses. Das ENSI hat diesen Prozess eng verfolgt. Die Neugestaltung wurde unter starkem Einbezug der Erfahrungen des Schichtpersonals durchgeführt. Dank der Verfügbarkeit des anlagenspezifischen Simulators zur Verifikation und Validierung der Vorschriften am Standort KKG konnte dieser Prozess mit der erforderten Qualität erfolgreich abgeschlossen werden. Die Umstellung stellte auch an das Ressort Betriebsausbildung und das betroffene Schichtpersonal hohe Anforderungen. Die anfängliche Skepsis des Schichtpersonals gegenüber den Neuerungen ist heute einer hohen Akzeptanz der neuen Vorschriften gewichen. Das Personal ist heute überzeugt, das ihm mit diesen Vorschriften zur Beherrschung von Störfällen ein wirksames Werkzeug zur Verfügung steht.

3.5.2 Technische Spezifikation

Angaben des KKG

Die Technische Spezifikation bildet den Rahmen für den analysierten Betriebsbereich der Anlage im Normalbetrieb.

Aufbau der Technischen Spezifikation

Die Technische Spezifikation des KKG ist Bestandteil des Betriebshandbuches (BHB). Entsprechend einer Forderung aus der PSÜ 1998 wurden zwecks besserer Unterscheidung der Technischen Spezifikation vom Rest des BHB die entsprechenden Kapitel speziell gekennzeichnet. Im Kommandoraum ist sie ausserdem in farblich gekennzeichneten Ordnern aufbewahrt, um den eigenständigen Charakter und die übergeordnete Bedeutung dieser Kapitel hervorzuheben.

Der aktuelle Aufbau und Inhalt der Technischen Spezifikation (TS) als Teile des Betriebshandbuches stellen sich wie folgt dar:

1. Grundsätze (TS)
 - 1.1 Handhabung des Betriebshandbuches
 - 1.2 Regelung über Eingriffe in Reaktorschutz- und Sicherheitssysteme
- 2.1 Auflagen und Bedingungen
 - 2.1.1 Abgabelimiten (TS)
 - 2.1.2 Bedingungen für das Anfahren der Anlage (TS)

- 2.1.3 Bedingungen und Einschränkungen für den Betrieb der Anlage (TS)
- 2.1.4 Auflagen und Bedingungen bei abgeschalteter Anlage (TS)
- 2.1.5 Spezifische Ausfallkriterien (TS)
- 2.1.6 Auflagen und Bedingungen bei Strangrevisionen und Kurzwartungen (TS)
- 2.2 Meldepflichtige Ereignisse (TS)
 - 2.2.1 Meldepflicht
- 2.3 Grenzwerte
 - 2.3.1 Reaktorschutzgrenzwerte ungesicherter Bereich (TS)
 - 2.3.2 Reaktorschutzgrenzwerte gesicherter Bereich (TS)
 - 2.3.3 Grenzwerte Raum- und Prozessüberwachung (TS)
- 2.6 Prüfungen (TS)

Änderungen der Technischen Spezifikation

Im Überprüfungszeitraum der PSÜ wurde ausgehend von der Bearbeitung der Pendeuz P133 aus dem HSK-Bericht zur PSÜ 1998¹ die Technische Spezifikation des KKG systematisch weiterentwickelt und vervollständigt.

Bei der Pendeuz P133 handelt es sich um vier Teile der PSÜ-Forderung 10.3.2-3. Die Erfüllung der Forderung 10.3.2-3 zur Technischen Spezifikation wird vom KKG wie folgt dargelegt:

- Forderung 10.3.2-3a: „Es sind spezifische Ausfallkriterien für Sicherheitssysteme und deren Komponenten in die Technische Spezifikation aufzunehmen, d. h. konkrete Angaben über Parameter, ab wann ein Sicherheitssystem resp. eine Komponente als unverfügbar anzusehen ist.“
- Das KKG hat diese Forderung mit der Erstellung des neuen BHB-Kapitels 2.1.5 „Spezifische Ausfallkriterien (TS)“ erfüllt. Die Freigabe zur Anwendung dieses Kapitels der Technischen Spezifikation wurde von der HSK (jetzt ENSI) mit Brief⁴⁴ erteilt.
- Forderung 10.3.2-3b: „Die Technische Spezifikation ist hinsichtlich des Vorhandenseins von Vorgaben zur Korrektur einer festgestellten Abweichung zu überprüfen. Dort wo Lücken festgestellt werden, ist die Technische Spezifikation um entsprechende Vorschriften zu ergänzen und es sind Kontrollmassnahmen festzulegen.“
- In der Bearbeitung der Pendeuz wurde von der HSK (jetzt ENSI) und dem KKG übereinstimmend festgehalten, dass Vorschriften zur Korrektur von festgestellten Abweichungen nicht Bestandteil der Technischen Spezifikation sein sollen. Die Technische Spezifikation stellt die verbindliche und aktuelle Dokumentation des sicherheitstechnisch genehmigten Rahmens für Zustand und Betriebweise der Anlage dar. Detaillierte Vorschriften und Schalthandlungen zur Korrektur von Abweichungen sind nicht dieser Hierarchiestufe zuzuordnen. Das KKG hat dies bei der Überarbeitung des Kapitels 2.1.5 „Spezifische Ausfallkriterien (TS)“ berücksichtigt und dies wurde durch die HSK (jetzt ENSI) mit Brief⁴⁵ formell bestätigt.
- Forderung 10.3.2-3c: „Alle Reaktorzustände, die vom Normalzustand abweichen und geänderte Schutzeinstellungen erfordern, sind in die Technische Spezifikation aufzunehmen.“
- Das Kapitel 2.3.1 der Technischen Spezifikation wurde dahingehend angepasst, dass Änderungen von Schutzeinstellungen, die in Abhängigkeit des Reaktorzustandes notwendig werden (2-Loop-Betrieb und Streckbetrieb) bei den entsprechend zu verstellenden Grössen wie

Kühlmitteldruck, korrigierte thermische Reaktorleistung und DNB-Verhältnis in Tabellenform aufgeführt sind. Die Freigabe dieser Änderung wurde von der HSK (jetzt ENSI) mit Brief⁴⁶ erteilt.

- Forderung 10.3.2-3j: „In die Technische Spezifikationen des KKG ist eine Festlegung zur Begrenzung der Betriebszeit aufzunehmen, falls ein festgelegter Grenzwert für die Reaktorkühlmittelaktivität erreicht wird.“
- Das KKG hat ins Kapitel 2.3.3 „Grenzwerte Raum- und Prozessüberwachung“ der Technischen Spezifikation zwei Grenzwerte der I-131-Aktivität im Primärkühlmittel aufgenommen. Zu jedem Grenzwert wurden entsprechende Massnahmen und eine zulässige Betriebszeit definiert. Die Freigabe dieser Festlegungen wurde von der HSK (jetzt ENSI) mit Brief⁴⁶ erteilt.

Zusätzlich verlangte die HSK (jetzt ENSI) in Abschnitt 4.3 des HSK-Berichts zur PSÜ 1998, dass die Technische Spezifikation im Zuge der Überarbeitung in ein eigenständiges Dokument überführt wird, welches unabhängig von den Betriebsvorschriften sei.

Das KKG hat diese Forderung erfüllt, indem die Kapitel der Technischen Spezifikation im Kommandoraum in farblich gekennzeichneten Ordnern aufbewahrt werden. Die bisherige Nummerierung der BHB-Kapitel wurde beibehalten. Die HSK (jetzt ENSI) zeigte sich mit dieser Lösung gemäss HSK-Brief vom 29. November 2005⁴⁵ einverstanden.

Im Rahmen der systematischen Weiterentwicklung und Vervollständigung der Technischen Spezifikation wurden vom KKG die folgenden weiteren wesentlichen Änderungen im Überprüfungszeitraum durchgeführt:

- Erweiterung des Geltungsbereichs der Technischen Spezifikation (zusätzliche Komponenten, Systeme und Einrichtungen sowie die Berücksichtigung aller Betriebszustände)
- systematische Einführung von Kriterien für die Beurteilung der Nichtverfügbarkeit von Komponenten und Systemen und zugehörige Massnahmen
- Einführung einer Kurzwartungsklausel unter Berücksichtigung von Risikoaspekten (Vermeidung von Risikospitzen und zu grosser Beiträge zu jährlichen kumulierten Kernschadenshäufigkeit resp. Häufigkeit einer grossen frühen Freisetzung)
- risikoinformierte Überprüfung der in der Technischen Spezifikation vorgesehenen zulässigen Reparaturzeiten

Bewertung des KKG

Die Technische Spezifikation des KKG wurde im Überprüfungszeitraum aufgrund behördlicher Forderungen grundlegend umgestaltet. Aus Sicht des KKG standen diese Forderungen insbesondere im Bereich der Strahlenschutzinstrumentierung nicht in einem direkten Zusammenhang mit der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit. Durch die damit verbundene zunehmende Erhöhung der Komplexität der Technischen Spezifikation wird ihre Nutzung im Alltag insbesondere ausserhalb der Abteilung Betrieb (z. B. bei der Planung präventiver Instandhaltungsmassnahmen im Leistungsbetrieb) erschwert.

Weiterhin wurden im Überprüfungszeitraum Anlagenänderungen mit Einfluss oder Rückwirkungen auf die Technische Spezifikation des KKG in diese eingearbeitet. Alle Änderungen wurden bezüglich ihrer Auswirkungen sicherheitstechnisch überprüft und durch den internen Sicherheitsausschuss verabschiedet.

Der Einfluss der in der Technischen Spezifikation festgelegten Nichtverfügbarkeiten sicherheitsrelevanter Ausrüstungen auf die Sicherheit der Anlage wird im KKG mit Hilfe der WANO-Indikatoren und mit Hilfe von probabilistischen Sicherheitsindikatoren systematisch bewertet. Das KKG befindet sich bezüglich der WANO-Indikatoren generell oberhalb des Medians der Werte der Sicherheitsindikatoren vergleichbarer Anlagen.

Zusammenfassend darf festgestellt werden, dass sich die Technische Spezifikation des KKG als Bestandteil des BHB in der heutigen Form bewährt hat. Inhaltlich und formell hat die Technische Spezifikation einen hohen Reifegrad erreicht. Änderungen an der Technischen Spezifikation werden nach bewährten Abläufen abgewickelt, die eine umfassende Sicherheitsüberprüfung, in die alle beteiligten Stellen einbezogen werden und eine Verabschiedung durch den internen Sicherheitsausschuss einschliesst.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Bezüglich der Anforderungen an die Technische Spezifikation bezieht sich das ENSI auf:

IAEA Safety Standard NS-G-2.2⁴²: insbesondere die Empfehlungen in 3.8 bis 3.16 bezüglich der Entwicklung von technischen Spezifikationen, in 10.3 und 10.4 bezüglich der Änderung der Technischen Spezifikation oder von Betriebsvorschriften

WENRA, Safety reference levels (SRL)⁴⁷: Diese enthalten europaweit harmonisierte Mindestanforderungen an die behördliche Regelung.

Tabelle 3.5-1: Referenzanforderungen der WENRA zu allgemeinen Betriebsbedingungen und speziell zur Technischen Spezifikation

SRL	Safety Reference Level
H/1.2	The operational limits and conditions (OLCs) shall define the conditions that must be met to prevent situations that might lead to accidents or to mitigate the consequences of accidents should they occur.
H/2.1	Each established OLC shall be justified based on plant design, safety analysis and commissioning tests.
H/3.1	The OLCs shall be readily accessible to control room personnel.
H/4.1	OLCs shall cover all operational plant states including power operation, shutdown and refuelling, any intermediate conditions between these states and temporary situations arising due to maintenance and testing.
H/5.1	Adequate margins shall be ensured between operational limits and the established safety systems settings, to avoid undesirably frequent actuation of safety systems.
H/5.2	Safety limits shall be established using a conservative approach to take uncertainties in the safety analyses into account.
H/6.1	Limits and conditions for normal operation shall include limits on operating parameters, stipulation for minimum amount of operable equipment, actions to be taken by the operating staff in the event of deviations from the OLCs and time allowed to complete these actions.
H/6.2	Where operability requirements cannot be met, the actions to bring the plant to a safer state shall be specified, and the time allowed to complete the action shall be stated.
H/6.3	Operability requirements shall state for the various modes of normal operation the number of systems or components important to safety that should be in operating condition or standby condition.

SRL	Safety Reference Level
H/7.1	If operating personnel cannot ascertain that the power plant is operating within operating limits, or the plant behaves in an unexpected way, measures shall be taken without delay to bring the plant to a safe and stable state.
H/7.2	Plant shall not be returned to service following unplanned shutdown until it has been shown to be safe to do so.

Beurteilung des ENSI

Inhaltliche Änderungen an der Technischen Spezifikation sind seit 1. Februar 2005 gemäss Art. 40 Abs. 1. Bst. c. Ziff. 4 KEV freigabepflichtig. Davor war die Freigabepflicht in der Richtlinie HSK-R-15 geregelt. Im Rahmen der Freigaben hat das ENSI die jeweiligen Änderungen hinsichtlich der nuklearen Sicherheit zu beurteilen. Diese umfasst bei Kernanlagen auch die radiologische Sicherheit. Die Anforderung an die Vollständigkeit der Technischen Spezifikation des KKG wurde in der PSÜ 1998 durch vier Forderungen konkretisiert. Weitere detaillierte Ausführungen zu den Forderungen an die Technische Spezifikation des KKG wurden in der Aktennotiz⁴⁸ des ENSI vom Dezember 2000 dargelegt. Ein Teil der Forderungen ist ebenfalls durch die Referenzanforderungen der WENRA abgedeckt (siehe Tabelle 3.5-1).

Mit der Freigabe des BHB-Kapitels 2.1.5 „Spezifische Ausfallkriterien (TS)“ 2005 wurde dieses Kapitel neu in das BHB als Teil der Technischen Spezifikation aufgenommen. Gemäss der damaligen Beurteilung des ENSI⁴⁴ sind damit alle Kriterien festgelegt, ab wann sicherheitstechnisch wichtige Systeme oder deren Komponenten als nicht mehr verfügbar betrachtet werden müssen. Gleichzeitig wurde damit die Forderung 10.3.2-3a der Pendenz P133 aus der PSÜ 1998 erfüllt. Die eindeutige Festlegung der Betriebsbereitschaft von Komponenten oder Systemen bzw. die eindeutige Festlegung von Ausfallkriterien ist die Voraussetzung zur Festlegung von bewilligten Betriebsbedingungen (operational limits and conditions, OLC) gemäss Referenzanforderung H/1.2 der WENRA. Die bewilligten Betriebsbedingungen (OLC) sind in der Betriebsbewilligung, der Technischen Spezifikation sowie dem Kraftwerksreglement festgelegt. Bewilligte Betriebsbedingungen umfassen Betriebsgrenzen, Auslösegrenzwerte für Sicherheitssysteme sowie begrenzende Betriebsbedingungen (limiting conditions for operation, LCO).

Entsprechend der Forderung 10.3.2-3b wurde verlangt, Vorgaben zur Korrektur festgestellter Abweichungen in der Technischen Spezifikation zu ergänzen. Diese Forderung wurde in der Aktennotiz⁴⁸ relativiert. Das ENSI und das KKG kamen übereinstimmend zu dem Ergebnis, dass Vorschriften zur Korrektur festgestellter Abweichungen nicht Bestandteil der Technischen Spezifikation sein sollen, sondern nur Hinweise auf die zutreffenden Systemkapitel des BHB in die Technische Spezifikation aufzunehmen waren. Mit den neu aufgenommenen Hinweisen in den als Technische Spezifikation geltenden Kapiteln wurde die Forderung 10.3.2-3b vom ENSI als erfüllt beurteilt.

Eine weitere Forderung (10.3.2-3c) aus der PSÜ 1999 verlangte die Berücksichtigung aller Rektorzustände, die vom Normalzustand abweichen und die geänderten Schutzeinstellungen erfordern. Dies betraf den stationären 2-Loop-Betrieb sowie den Streckbetrieb der Anlage. Mit der Ergänzung des BHB-Kapitel 2.3.1 „Reaktorschutzgrenzwerte ungesicherter Bereich (TS)“ um die vom Normalbetrieb abweichenden Reaktorschutzgrenzwerte für Primärdruck (Streckbetrieb), für das DNB-Verhältnis und für die korrigierte thermische Reaktorleistung (2-Loop-Betrieb) wurde die Forderung 10.3.2.-3c aus der PSÜ 1998 erfüllt.

Mit der Festlegung von zwei Grenzwerten für die Reaktorkühlmittelaktivität im BHB-Kapitel 2.3.3, bei dessen Überschreitung die Anlage innerhalb von 14 bzw. 3 Tagen abgefahren werden muss, hat das KKG die Forderung 10.3.2-3j aus der PSÜ 1998 nach Grenzwerten für die radiologische Sicherheit erfüllt.

Die Bereitstellung der Technischen Spezifikation in zwei farblich von den anderen Kapiteln des BHB abweichenden Ordnern im Kommandoraum des KKG beurteilt das ENSI als Erfüllung seiner Forderung nach einem eigenständigen Dokument, mit dem – in Verbindung mit der Bereitstellung des Kraftwerksreglements – auch die Anforderungen der WENRA-Referenzanforderung H/3.1 nach einem einfachen Zugang des Personals im Kommandoraum zu den bewilligten Betriebsbedingungen der Anlage erfüllt wird.

Insgesamt führte das KKG im Überprüfungszeitraum 34 Änderungen der Technischen Spezifikation durch, unter denen sich auch Anpassungen an Anlagenänderungen wie die Nachrüstung zur primärseitigen Druckentlastung (PISA) und die Nachrüstung eines zusätzlichen unabhängigen Brennelement-Beckenkühlstranges (UBEK) befinden.

Das ENSI ist zur Einschätzung gelangt, dass die KKG-internen Abläufe wie die Bewertung der Änderungen durch den internen Sicherheitsausschuss eine hohe Qualität der Änderungsanträge der Technischen Spezifikation gewährleisten. Alle vom KKG beantragten Änderungen der Technischen Spezifikation (siehe Tabelle 3.5-2) wurden vom ENSI hinsichtlich der nuklearen Sicherheit bewertet und teilweise nach Berücksichtigung von Stellungnahmen freigeben.

Im Überprüfungszeitraum wurden mit der systematischen Einführung von Kriterien für die Beurteilung der Nichtverfügbarkeit von Komponenten und Systemen, der Berücksichtigung aller Betriebszustände der Anlage sowie zusätzlicher Komponenten, Systeme und Einrichtungen Lücken in der Technischen Spezifikation geschlossen. Allerdings besteht bezüglich des Vorgehens bei Nichterfüllung der in der Technischen Spezifikation des KKG festgelegten begrenzenden Betriebsbedingungen eine Inkonsistenz gegenüber dem Vorgehen in den anderen Schweizer Kernkraftwerken. Gemäss der Technischen Spezifikation des KKG ist das Anstehen eines spezifischen Ausfallkriteriums „beim kurzen Anstehen eines spezifischen Ausfallkriteriums, wenn die Sicherheit nicht beeinträchtigt ist und die Korrektur (inkl. Nachweis der Verfügbarkeit) innerhalb 4 Stunden erfolgt“ nicht im Schichtbuch einzutragen. Als Korrektur gilt die betriebliche Wiederherstellung des Normalzustandes durch die Schichtmannschaft, z. B.:

- Anheben des Niveaus im Druckspeicher oder Flutbehälter
- Anheben des Druckes im Druckspeicher
- Ergänzen von Öl- oder Dieselvorräten sowie Auffüllen von Kühlwasser
- Entfernen von Geschwemmselgut in den Einlaufbauwerken

Nicht als Korrektur gelten Massnahmen wie das Auswechseln von Elektronikbaugruppen, der Einbau von Ersatzteilen, der Austausch von Komponenten und Arbeiten, welche über einen Arbeitsantrag durch die Fachabteilungen abgewickelt werden.

Aus diesen zusätzlichen Definitionen in der Technischen Spezifikation des KKG kann indirekt geschlossen werden, dass es sich bei den in Kap. 2.1.5 des BHB neu aufgenommenen Vorgaben nicht um Ausfallkriterien sondern mehrheitlich um Überwachungskriterien handelt, die über anstehende Alarme auf der Hauptwarte signalisiert werden und eine Bewertung des jeweiligen Alarms durch die

Schichtmannschaft erfordern. Im Gegensatz dazu beinhalten die Technischen Spezifikationen in den anderen Schweizer KKW konkrete Ausfallkriterien, die aus Festlegungen in den Sicherheitsanalysen folgen und direkt zu einer Nichterfüllung einer begrenzenden Betriebsbedingung führen. Da diese Nichterfüllung ein zentrales Kriterium für die Vorkommnismeldepflicht gemäss Richtlinie ENSI-B03 darstellt, bedarf es in diesem Punkt einer inhaltlichen Anpassung der Technischen Spezifikation des KKG.

Das ENSI wird die Anforderungen an die Technische Spezifikation demnächst für alle Schweizer Kernkraftwerke in einer Richtlinie präzisieren. Aus Gründen der Harmonisierung der Anforderungen an alle Schweizer Kernkraftwerke wird das ENSI deshalb Forderungen nach ergonomischen und inhaltlichen Verbesserungen der Technischen Spezifikation des KKG nach Inkraftsetzung dieser Richtlinie stellen.

Das ENSI weist überdies darauf hin, dass auch die Strahlenschutzinstrumentierung einen direkten Bezug zur nuklearen Sicherheit hat. Die nukleare Sicherheit stützt sich auf alle Vorkehrungen zum Schutz vor radioaktiver Strahlung und umfasst nicht nur die Reaktorsicherheit.

Tabelle 3.5-2: Änderungen der Technischen Spezifikation

Nr.	Datum KKG Dok.	BHB Kap.	TS-Änderung	Betroffenes System	ENSI-Brief/ Freigabe
1	08.03.1998	2.6	Prüfintervall Leckratenprüfung Sicherheitsbehälter	ZA	27.01.1998
2	24.03.1998	2.1.2 2.1.3 2.1.4 2.6	Anpassung der Unterkritikalitätskriterien für MOX- Einsatz, Erhöhung der B-10-Konzentration auf $\geq 28\%$	Gesamtanlage	03.04.1998
3	07.05.1998	2.1.2	Fahrweise der Anlage Streckbetrieb	Gesamtanlage	26.05.1998
4	30.06.1998	2.1.2 2.1.3 2.1.4	Anpassung hinsichtlich der Sicherstellung der Unterkritikalität (MOX Einsatz)	Gesamtanlage	26.04.1999
5	06.08.1998	2.3.1 2.3.1	Ergänzung Streckbetrieb, Korrekturen	YZ	10.09.1998
6	15.09.1998	2.1.2	Stabfallzeiten	YS	13.03.1999
7	31.05.1999	2.1.3 2.1.4	Ergänzung Unabhängiger Beckenkühlstrang (UBK)	TH	14.06.1999
8	18.06.1999	2.3.1	Drehzahl-Grenzwert Hauptkühlmittelpumpen	YZ	07.09.1999
9	13.07.1999	2.6	Gesamtüberarbeitung Kap. 2.6	Gesamtanlage	24.09.1999 (25.10.1999)
10	03.02.2000	2.1.1 2.3.1 2.6	Überarbeitung; Anpassung Grenzwerte	YZ, TD, YX	22.02.2000
11	15.02.2000	2.1.1 2.3.3 2.6	Änderung LE-Wert, Änderung Prüfintervall UV, Ergänzung Kaminaktivität	TL,UV	26.10.1999

12	04.04.2000	2.1.3	Verlängerung der zulässigen Reparaturzeit, Steuerstäbe	YS	12.05.2000
13	14.06.2000	2.1.3	DNB-Berechnung		20.06.2000
14	13.12.2000	1.1.2	Neuformulierung Kapitel 1		20.01.2001
15	13.12.2000	2.3.3	Ergänzungen von Filtern, Änderungen Chemiewerte	TL, TR, XQ	08.02.2001
16	29.01.2001	2.3.3	Festlegung von I-131-Grenzwerte im Reaktorkühlmittel	YA	05.07.2001
17	05.06.2001	2.1.4	Ergänzung Kennungen und Systemverfügbarkeiten im Stillstand	Gesamtanlage	29.06.2001
18	21.06.2001	2.3.3	Änderungen und Ergänzungen der Grenzwerte für Reaktorkühlmittelaktivität	YA	05.07.2001
19	28.11.2001	2.3.1	Ergänzung Einstellwerte für 2-Loop-Betrieb und Streckbetrieb, Anpassung GW Flutbehälter TH für Sumpfsignal	YZ, TH	09.01.2002
20	04.12.2001	2.2	Ergänzung Meldeanforderung gemäss Richtlinie HSK-R-15		20.06.2000
21	06.12.2001	2.1.3	Notspeisebecken ergänzt, Bedingungen für UBEK Kühler nachgetragen, Flutbehälter ergänzt, neue Festlegung der Reparaturzeiten	RS, TF, TH	18.01.2002
22	29.01.2004	2.1.5	spez. Ausfallkriterien für Sicherheitssysteme und von Komponenten	Gesamtanlage	31.01.2005
23	19.10.2004	2.3.3	neu allgemeiner Alarm	TL	17.11.2004
24	31.03.2005	2.1.2 2.1.3 2.1.5 2.3.2 2.6	Nachrüstung PISA	YA, YP, RX	18.04.2005
25	18.01.2005	2.1.5	spezifische Ausfallkriterien	BU, BV, BW, BX, EA, EB, EC, ED, EH, EJ, EK, EL, EP, EQ, ER, ES, EU, EV, EW, EX, EY, FL, FM, FN, FP, FQ, FR, FS, FU, FV, FW, FX, FY, HK, HP, HQ, HV, HW, JB, JC, RS, RX, TA, TB, TF, TH, TL, TX, UD, UV, VA, VE, VX, XC, XD, XL, XQ, YP, YQ, YR, YS, YZ	31.01.2005
26	25.05.2005	2.1.2	Gesamtüberarbeitung Richtigkeit und Verständlichkeit	Gesamtanlage	14.06.2005

27	19.10.2005	2.1.3 2.1.5	Temperaturgrenzwert, Überwachung DH-Entgasung	YP	18.04.2005
28	14.12.2005	2.1.4	Änderungen und Ergänzungen bei den Auflagen und Bedingungen bei abgeschalteter Anlage	Gesamtanlage	22.05.2007 (30.03.2006)
29	26.01.2006	2.1.6	Neuerstellung	Gesamtanlage	28.03.2006
30	28.02.2006	2.6	Ergänzungen im Zusammenhang mit der Revision der SVTI-Festlegung NE-14. Generelle Überprüfung auf Richtigkeit und Verständlichkeit	Gesamtanlage	14.06.2006
31	02.02.2007	2.1.4	Änderungen und Ergänzungen bei den Auflagen und Bedingungen bei abgeschalteter Anlage	Gesamtanlage	22.05.2007
32	17.07.2007	2.1.4	Festlegungen: minimale Impulsrate; Voraussetzungen zum Abheben des RDB-Deckels;	Gesamtanlage	29.11.2007 (12.09.2007)
33	10.10.2007	2.1.4	Änderungen in Abschnitt 9	TL, XQ	29.11.2007
34	19.12.2007	2.1.3 2.1.4 2.1.5 2.3.3 2.6	Berücksichtigung des Nasslagers in den Technischen Spezifikationen	TF, TL, PR, XQ, HP	13.02.2008

4 Betriebsführung und Betriebsverhalten

4.1 Betriebsablauf und Betriebskenngrössen

4.1.1 Methodik der Betriebsauswertung

Angaben des KKG

Im Rahmen der internen Betriebsauswertung wird im KKG der Betriebsverlauf systematisch erfasst und analysiert. Der im Managementsystem³⁷ des KKG beschriebene Hauptprozess der „Kontinuierlichen Verbesserung“ besteht aus mehreren Verbesserungsprozessen, die drei unterschiedlichen Regelkreisen zugeordnet werden können. Diese Regelkreise dienen dazu, Abweichungen von Sollzuständen zu erfassen, zu korrigieren sowie die Wiederholung von Abweichungen mit präventiven Massnahmen zu verhindern. Der Geltungsbereich dieser Methode zur Betriebsauswertung erstreckt sich über die gesamte KKG-Organisation und bildet somit einen wesentlichen Bestandteil der Unternehmenspolitik. Die einzelnen Methoden der Betriebsauswertung werden im folgenden Kapitel 4.1.2 dargelegt. Die dabei angewendete Vorgehensweise für die interne Betriebsauswertung entspricht im Wesentlichen den Methoden, wie sie auch bei der Auswertung von externen Betriebserfahrungen angewendet werden (vgl. Kap. 4.2.1).

4.1.2 Betriebsablauf, Verfügbarkeit, Arbeitsausnutzung und Performanceindikatoren

Angaben des KKG

Zur Beurteilung des Betriebsablaufs während des Überprüfungszeitraums wurden die jährlichen Lastdiagramme von 1998 bis 2007 dargestellt, sowie die geplanten und ungeplanten Lasttransienten aufgeführt. Um einen Vergleich mit typgleichen Druckwasserreaktoranlagen weltweit durchzuführen, hat das KKG die WANO-Performance-Indikatoren ermittelt und zusammenfassend dargestellt.³

Betriebsablauf

Das KKG wurde während des Überprüfungszeitraums als Grundlastproduzent im Rahmen der vorgesehenen thermischen Nennleistung weitgehend mit Volllast betrieben. Eine Erhöhung der thermischen Nennleistung fand zwischen 1998 und 2007 nicht statt. Auch kam es in dieser Zeit zu keiner ungeplanten Reaktorschnellabschaltung (RESA). Die in den Lastdiagrammen dargestellten Abweichungen vom Volllastbetrieb lassen sich den jeweiligen Betriebszuständen zuordnen. So gehören insbesondere der Streckbetrieb gegen Ende eines Betriebszyklus und der Brennelementwechsel zu den geplanten Abweichungen vom Volllastbetrieb. Bei ungeplanten Lasttransienten, hervorgerufen durch Betriebsstörungen, erfolgt die Lastreduktion entweder automatisch oder wird durch das Schichtpersonal eingeleitet.

Im Jahre 1998 kam es durch die externe Anregung eines Signals aus dem Blockschutz zu einem fehlerhaften Öffnen des 400-kV-Blockschalters. Die Energieableitung an das Verbundnetz wurde unterbrochen und es erfolgte auslegungsgemäss ein Lastabwurf auf Eigenbedarf.

Im Jahr 1999 wurde das KKG Ende August ausserplanmässig abgefahren. Aufgrund eines erhöhten Öldurchflusses an einem Dichtring des Hauptgenerators wurde davon ausgegangen, dass ein Scha-

den am Dichtring vorliegen musste. Die Anlage wurde auf den Zustand „unterkritisch kalt“ abgefahren. Nach dem Austausch des Dichtrings konnte die Anlage wieder mit Volllast betrieben werden.

Der Betriebsverlauf des Jahres 2000 war im Wesentlichen durch drei geplante Unterbrüche im August 2000 gekennzeichnet. Es handelte sich dabei um geplante Netztrennungen am 9., 11. und 12. August 2000, während denen die Anlage in den Zustand „unterkritisch heiss“ abgefahren wurde. Die Netztrennungen waren notwendig, um ein Nachwuchten des Turbosatzes des in der Revision 2000 getauschten Generators durchzuführen. Am 25. Februar 2000 musste die Last ungeplant reduziert werden, weil infolge des Ausfalls einer Nebenkondensatpumpe die Niederdruck-Vorwärmerstrasse umfahren werden musste.

Das Jahr 2001 war geprägt durch insgesamt vier ungeplante Leistungsreduktionen. Am 22. Januar 2001 wurde im Bereich einer Entwässerungsleitung des Frischdampfsystems eine Leckage festgestellt. Hervorgerufen wurde die Leckage durch eine Schalungsverschraubung, die einen direkten Kontakt mit der Entwässerungsleitung hatte. Durch Vibrationen kam es zu einer Beschädigung der Leitung und zu einem Dampfaustritt. Nachdem die Leckage beseitigt worden war, konnte die Anlage wieder auf Volllast gefahren werden. Im Mai 2001 kam es durch den Ausfall einer Hauptkühlwasserpumpe zu einer automatischen Lastabsenkung auf ca. 50 % der Nennleistung. Der Ausfall der Hauptkühlwasserpumpe wurde ausgelöst, weil infolge eines starken Algenbefalls des saugseitigen Rechens die Drucküberwachung der Pumpe angesprochen hatte. Nachdem die Ursache erkannt wurde, erfolgte eine Beurteilung des Gesamtzustandes im Kühlturmkreislauf. Danach wurde die Pumpe wieder gestartet und die Anlage auf Volllast gefahren. In den folgenden Tagen wurden die am Rechen angefallenen Algen mittels eines Unterwassersaugers entfernt und durch Beigaben von Bioziden das weitere Wachstum von Algen in der Kühlturmtasse unterbunden. Am 8. August 2001 wurde nach einem Ansprechen der Reaktorgesamtleistungs-Begrenzung (RELEB) infolge einer erhöhten Neutronenflussdichte die Leistung kurzzeitig reduziert. Nach erfolgter Ursachenabklärung konnte die Anlage wieder auf Volllast hochgefahren werden. Durch ein Fehlsignal in der örtlichen Steuerung der 400-kV-Schaltanlage der ATEL öffnet am 24. September 2001 der 400-kV-Blockschalter des KKG auslegungsgemäss. Durch die unterbrochene Energieableitung in das Verbundnetz kam es zu einem Lastabwurf auf Eigenbedarf. Nachdem die Störung im Verbundnetz beseitigt worden war, konnte die Anlage wieder mit Volllast betrieben werden.

In den Jahren 2002, 2003 und 2004 kam es jeweils zu einer ungeplanten Betriebsunterbrechung. Beim Anfahren der Gesamtanlage nach Abschluss der Revisionsarbeiten trat am 1. Juli 2002 bei einer Leistung von ca. 85 % eine Undichtigkeit an der inneren Deckeldichtung des Reaktordruckbehälters auf. Da zum Zeitpunkt des Auftretens der Leckage eine Ursache nicht eindeutig erkennbar war und um auch weitere Folgeschäden zu vermeiden, wurde die Anlage abgefahren. Als Ursache für den Defekt der Deckeldichtung wurde eine Korrosionsstelle im Bereich der Deckeldichtungsnut festgestellt, die zu einer partiellen Zerstörung des Dichtringes im betroffenen Bereich geführt hatte. Nach der Beseitigung mehrerer schadhafter Stellen in dem Bereich der Deckeldichtungsnut wurde eine neue Deckeldichtung eingesetzt und die Anlage konnte ohne weitere Undichtigkeiten im Bereich der Deckeldichtungen hochgefahren werden. Am 25. Dezember 2003 kam es infolge eines Fehlers der Stabstellungserfassung eines Steuerstabes zu einem Auslösen der D-Bank-Einfahrbegrenzung. In der Folge startete die Boreinspeisung und die Generatorleistung wurde automatisch von 1045 auf 555 MW reduziert. Nachdem als Störungsursache eine defekte Baugruppe zur Ansteuerung des betroffenen Steuerstabes ermittelt und ausgetauscht worden war, konnte die Anlage anschliessend wieder mit Volllast betrieben werden. Im Rahmen eines Anlagenrundgangs wurde am 12. Oktober 2004

an einem Magnet-Vorsteuerventil des Frischdampf-Isolationsventils RA01S001 eine Leckage festgestellt. Zum Austausch des Magnet-Vorsteuerventils wurde die Anlage in den Zustand „unterkritisch kalt“ abgefahren. Nach Austausch des Ventils wurde die Anlage am 13. Oktober 2004 wieder mit dem Netz synchronisiert.

Das Jahre 2005 war geprägt durch eine lange Revisionsdauer, die aufgrund der Erneuerung und erfolgreichen Inbetriebnahme der primärseitigen Druckbegrenzung und -entlastung (siehe auch die Beschreibung des Projekts PISA im Kapitel 5.3.3 dieser Stellungnahme) insgesamt 41 Tage dauerte. Am 4. Juli 2005 kam es infolge eines Fehlsignals der Sollwertführung des Turbinenreglers zu einer automatischen Absenkung der Generatorleistung. Da die Schichtmannschaft das fehlerhafte Signal schnell erkannte, wurde das weitere automatische Absenken der Leistung durch das Überbrücken des Wandtemperatur-Einflusses auf die Sollwertführung im Turbinenregler gestoppt. Durch die Erhöhung des Druckes auf der Sekundärseite gemäss Teillastdiagramm kam es zu einem vorzeitigen Ansprechen eines Sicherheitsventils im Nebenkondensatsystem (RK-System) verbunden mit einem Dampfaustritt in das Maschinenhaus. Nach einer schnellen Beurteilung der Lage vor Ort wurde beschlossen, ein Auslösen einer Turbinenschnellabschaltung (TUSA) von Hand einzuleiten. Die Anlagenleistung wurde primärseitig durch automatische Steuerstabbewegungen auf ca. 7 % reduziert. Dadurch konnte der Dampfaustritt vorzeitig unterbunden werden. Nachdem die defekte elektronische Baugruppe des Turbinenreglers ausgetauscht und das fehlerhaft ausgelöste Sicherheitsventil des Nebenkondensatsystems ausgebaut und geprüft worden war, wurde die Anlage wieder auf Volllast hochgefahren.

Nach einer Revisionsabstellung sind nach sechs Volllasttagen spezifische Physikmessungen notwendig. Als Vorbereitung für die Physikmessungen nach der Revisionsabstellung 2005 mussten am 7. Juli 2005 die Stäbe der Leistungs-Bank auf die erforderliche Sollstellung verfahren werden. Beim Verfahren von Hand ereignete sich ein Fehleinfall eines Steuerstabes aus der Doppler-Bank. Durch den Stabfehleinfall wurden automatische Massnahmen sekundär- wie primärseitig eingeleitet und die Reaktorleistung auf ca. 86 % reduziert. Nach Ablauf der automatischen Regelungsmassnahmen und der anschliessenden Durchführung von reaktorphysikalischen Messungen wurde der Steuerstab durch den Rückfahrregler wieder auf seine Position gefahren und die Reaktorleistung auf 100 % erhöht. Das KKG konnte keine Ursache für diesen Fehleinfall finden (siehe auch Kap. 4.2)

Am 12. Oktober 2005 wurde an einer Verschraubung eines Messumformers (3 YA 30 P051) des Primärkreisdruckes eine Leckage festgestellt. Um die Leckage zu unterbinden, wurden die betroffene Verschraubung nachgezogen und zusätzlich einige Erstabsperrarmaturen des entsprechenden Messkreises von Hand geschlossen. Die durch das Schliessen der Armaturen hervorgerufene Signaländerung führte zu einer einkanaligen Anregung der Reaktorleistungsbegrenzung „Brennstoffschmelzabstand“ (Departure from Nucleate Boiling, DNB-RELEB), und in der Folge zu einer Reduktion der Generatorleistung um ca. 175 MW. Nach Beseitigung der Leckage an der betroffenen Verschraubung konnte das anstehende Signal des DNB-Speichers quittiert und die Leistung wieder auf Volllast erhöht werden. Während einer Prüfung am 9. November 2005 wurde fälschlicherweise die Hauptkühlwasserpumpe VC20 D001, die das Hauptkühlwasser aus der Kühlturmtasse wieder den Kondensatoren im Maschinenhaus zuführt, abgeschaltet. Infolge der Abschaltung der Hauptkühlwasserpumpe wurde die Reaktorleistung automatisch auf ca. 50 % reduziert. Nachdem man sich ein Überblick über den Anlagenzustand verschafft hatte, wurde die Hauptkühlwasserpumpe wieder zugeschaltet und die Anlage auf Volllast hochgefahren.

Kurz nach dem Hochfahren der Anlage nach dem Revisionsstillstand 2006 musste die Anlage am 27. Juni 2006 wieder abgefahren und vom Netz getrennt werden. Ursache waren geringfügigere Arbeiten an einer Hilfserregermaschine des Generators, der Austausch eines Ventils in der Niederdruck-Vorwärmerstrasse und die Entfernung eines Fremdkörpers im konventionellen Zwischenkühlkreislauf (VH-System). Als Folge einer Anregung des Motor-Differenzialschutzes der Hauptkühlmittelpumpe YD30 D001 wurde die Pumpe am 15. Juli 2006 automatisch abgeschaltet. Es kam zu einer Reduzierung der Reaktorleistung auf 30 % und der Generatorleistung auf ca. 280 MW. Als Ursache wurde eine fehlerhafte Klemmverbindung im Messkreis des Motor-Differenzialschutzes ermittelt.

Am 4. November 2006 kam es infolge des Abschaltens einer Hochspannungsleitung in Norddeutschland zu einer gesamthaften Störung im europäischen Verbundnetz. Hervorgerufen durch diese Schwankungen reagierte die KKG-Ableitung in das 400-kV-Fremdnetz ebenfalls mit einem Frequenzeinbruch auf ca. 49 Hz. Hervorgerufen durch den Frequenzabfall stieg die abgegebene Generatorleistung kurzzeitig auf ca. 1110 MW an. Als Folge der Rückkopplungseffekte kam es primärseitig zu einer Anregung der Reaktorleistungsbegrenzung und zu einem automatischen Einfahren von Steuerstäben. Die Anlage wurde durch die Schicht mit Hilfe von Handmassnahmen bei einer Generatorleistung von ca. 990 MW stabilisiert und nach der Frequenznormalisierung im Verbundnetz wieder auf Vollast hochgefahren.

Im Jahre 2007 ergaben sich im KKG keine ungeplanten Lastreduktionen.

Zeitverfügbarkeit und Arbeitsausnutzung/Verfügbarkeitswerte

In einem ersten Schritt hat das KKG eine Beurteilung des Betriebsverhaltens der Anlage ohne Berücksichtigung der ermittelten WANO-Performance-Indikatoren gemäss Kapitel 3.3.1 im zusammenfassenden PSÜ-Bericht³ vorgenommen. Die Nichtverfügbarkeiten waren im Überprüfungszeitraum grösstenteils auf die Revisionsstillstände zurückzuführen (siehe Abbildung 4.1-1). Es ist zu erkennen, dass bis zum Ende des Überprüfungszeitraums keine Zunahme des Störanteils zu erkennen ist, obwohl über die Jahre hinweg – mit Ausnahme des Jahres 2005 – die Dauer der Revisionsabstellungen tendenziell abgenommen hat.

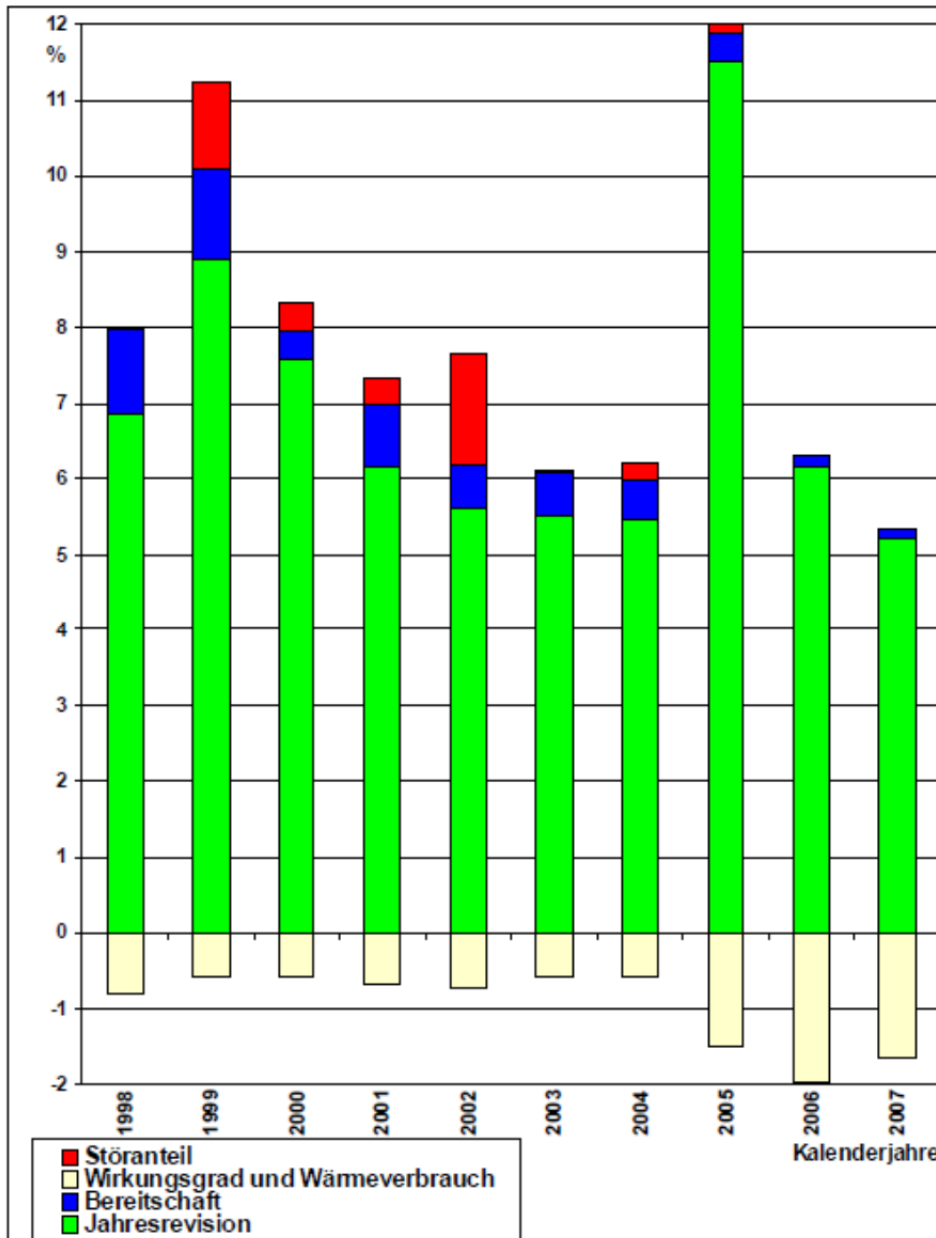


Abbildung 4.1-1: Aufteilung der Nichtverfügbarkeiten im KKG

Zeitverfügbarkeit und Arbeitsausnutzung des KKG (vgl. Abbildung 4.1-2) bewegten sich im Überprüfungszeitraum auf einem sehr hohen Niveau. Die Verfügbarkeitsverluste im Jahr 1999 sind auf die zusätzlichen Arbeiten am Generator, diejenigen im Jahr 2005 auf die Arbeiten im Rahmen des Projektes PISA (verlängerte Revisionsabstellung) zurückzuführen. Die hohe Verfügbarkeit und Ausnutzung der Anlage werden unter anderem auch durch die unverzüglichen Massnahmen zur Behebung von Betriebsstörungen begünstigt.

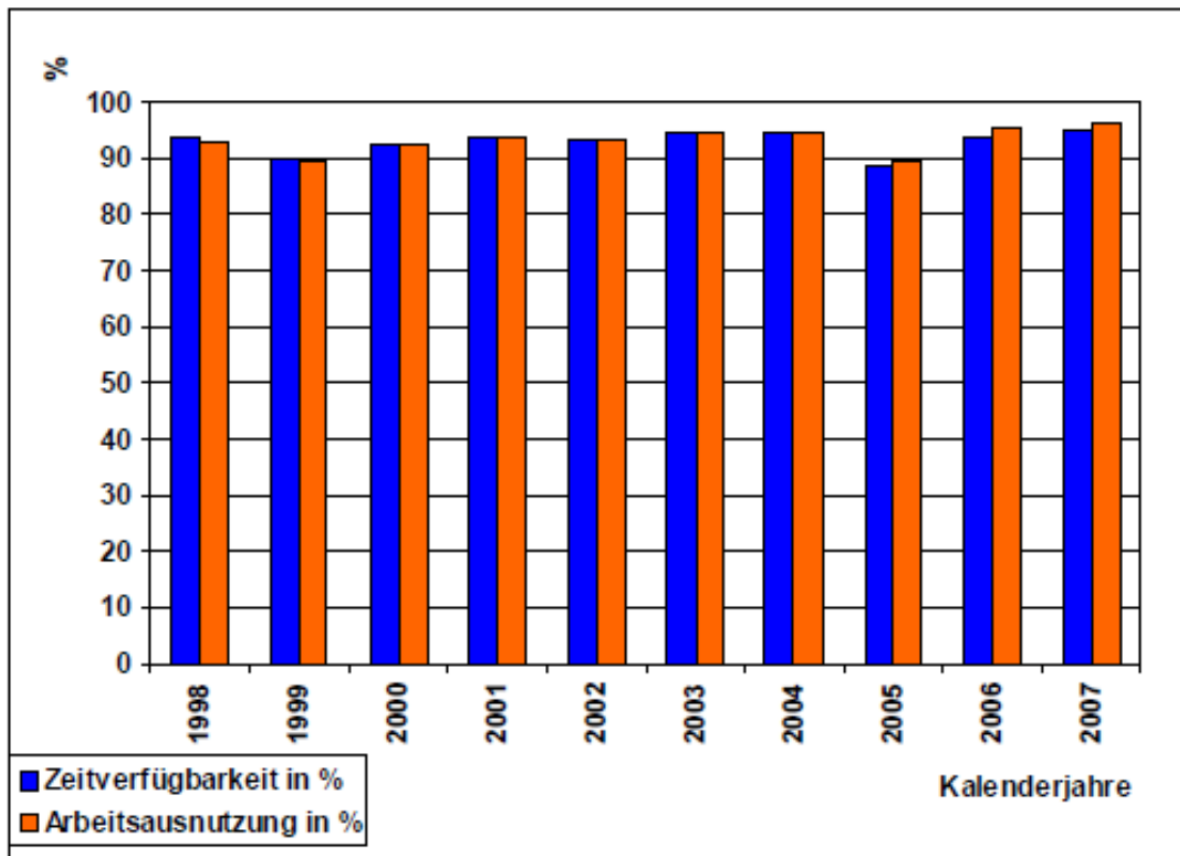


Abbildung 4.1-2: Zeitverfügbarkeit und Arbeitsausnutzung im KKG

Performanceindikatoren

Im Hinblick auf einen Vergleich der Zeitverfügbarkeit und der Arbeitsausnutzung mit anderen Druckwasserreaktoren weltweit ermittelt das KKG quartalsweise folgende WANO-Performance-Indikatoren:

- Arbeitsverfügbarkeit (UCF, unit capability factor)
- ungeplante Arbeitsnichtverfügbarkeit (UCLF, unplanned capability loss factor)
- ungeplante Reaktorschnellabschaltungen (ATR, unplanned automatic trip rate per 7000 hours operating)
- Nichtverfügbarkeit von Sicherheitssystemen

Die Werte der Arbeitsverfügbarkeit und der ungeplanten Arbeitsnichtverfügbarkeit werden stets unter der Annahme ermittelt, dass die Anlage ständig bei Referenzbedingungen, insbesondere auch in Bezug auf die jeweils herrschende Kühlwassertemperatur, betrieben wird. Die Arbeitszeitverfügbarkeit des KKG lag im Überprüfungszeitraum fast ausschliesslich oberhalb des 25 %-WANO-Wertes („best-quartile“). Lediglich im Jahre 2005, in dem eine längere Revisionsabstellung wegen der Umrüstmassnahme PISA stattfand, lag der UCF-Wert vom KKG leicht unterhalb des „best-quartile“-Wertes der WANO. Der fortwährende Anstieg dieses Wertes bestätigt gemäss den Angaben des KKG den ausserordentlichen Trend zu einer zuverlässigen und sicheren Betriebsweise der Anlage im Vergleich zu anderen vergleichbaren Kernanlagen weltweit.

Für den Wert der ungeplanten Arbeitsnichtverfügbarkeit wird der Teil der ausserplanmässig (ausserplanmässig bedeutet hier: 4 Wochen vorher nicht geplant) nicht verfügbaren Arbeit berücksichtigt und ins Verhältnis zur maximal möglichen Arbeit in einem bestimmten Intervall gesetzt. Dieser Wert entspricht in den Jahren 1999 (Reparatur des Generatorringes), 2001 (Reparatur Dampfleckage sekundärseitig, Lastabwurf auf Eigenbedarf) und 2002 (Leckage an innerer Deckeldichtung Reaktor-druckbehälter) nicht dem „best-quartile“-Wert der WANO. Die nukleare Sicherheit war durch die zu berücksichtigenden Ereignisse jedoch nicht betroffen. Aufgrund der Tatsache, dass zwischen dem 11. Dezember 1990 und dem 30. Juni 2012 im KKG keine Reaktorschnellabschaltung stattgefunden hat, liegt der Indikator für ungeplante Reaktorschnellabschaltungen während des Bewertungszeitraums stets innerhalb des „best-quartile“-Wertes der WANO.

Der Indikator für die Nichtverfügbarkeit von Sicherheitssystemen gibt einen Überblick über die Verfügbarkeit der wichtigsten Komponenten der Sicherheitssysteme und der mit ihnen abgedeckten Sicherheitsfunktionen. Er wird gebildet aus der Summe der Ausfälle einzelner Sicherheitssysteme während eines Jahres, geteilt durch die Anzahl redundanter Stränge. Das KKG wertet diese Indikatoren aus für die Sicherheitseinspeisesysteme TH15 bis TH45 (SP 1), die Notspeisewassersysteme RS01 bis RS04 (SP 2) und die Notstromsysteme EY11 bis EY41 (SP 3).

Die Abweichungen der Verfügbarkeiten im Vergleich zu den „best-quartile“-Werten der WANO für das Sicherheitseinspeisesystem (SP 1) kamen in den Jahren 2004, 2006 und 2007 infolge der Behebung der Leckagen an den nuklearen Zwischenkühlern (TF-System) zustande, weil zur Leckagebehebung die Sicherheitseinspeisepumpen ungeplant freigeschaltet werden müssen. Ansonsten stellt das KKG fest, dass die Sicherheitseinspeisepumpen während des Überprüfungszeitraums zuverlässig und sicher funktionierten.

Für den Indikator der Nichtverfügbarkeit des Notspeisewassersystems (SP 2) werden die Ausfallzeiten der Notspeisewasserpumpen (RS01 bis 04 D001) berücksichtigt. Zusätzlich zu den für den Indikator berücksichtigten vier RS-Notspeisepumpen stehen im KKG mit dem RX-Notstandsspeisesystem und dem An- und Abfahrssystem (RR-System) vier weitere Pumpen zur Verfügung, welche die Dampferzeuger bespeisen. Lediglich in den Jahren 2005 und 2006 waren infolge der Sanierungsarbeiten an den Beckenauskleidungen der UD-Becken (Deionat- und Sperrwasserversorgung) und der Erdbebenverstärkungen im Notspeisegebäude höhere Nichtverfügbarkeiten zu verzeichnen. Die Nichtverfügbarkeiten infolge der für die Arbeiten notwendigen Freischaltungen dauerten länger als die Freischaltungen für die normalen Strangrevisionen. Sie lagen aber im gemäss der Technischen Spezifikation zulässigen Bereich.

Die Performance der Notstromsysteme (SP 3) liegt zwischen dem „best-quartile“-Wert und dem Median-Wert der WANO für dieses Sicherheitssystem. Die Verfügbarkeit liegt nicht in den gleichen Bereichen wie die WANO-Werte der Sicherheitssystemen SP 1 und SP 2. Diese Abweichung wird vorwiegend durch die Reparaturen der EY-Notstromdiesel und der dadurch bedingten Ausfallzeiten hervorgerufen. Bei der Analyse der meldepflichtigen Vorkommnisse in Bezug auf die Notstromsysteme konnte festgestellt werden, dass es zu keiner Häufung gemeinsamer Ursachen für die aufgetretenen Ausfälle gekommen ist. Es ist erkennbar, dass es sich bei den Ausfällen der Notstromdiesel nicht um einen monotonen Trend handelt, sondern dass die Ausfälle zufällig verteilt waren.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Gemäss Art. 7 Bst. a KEV sind zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit bewährte oder nachweislich hochqualitative Verfahren bezüglich Betriebsführung und Erfahrungsauswertung einzusetzen. Der

Beurteilung des Betriebsverhaltens und des Betriebsverlaufs des KKG liegt das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge zugrunde, das voneinander unabhängige Schutzmassnahmen auf mehreren Ebenen umfasst. Dieses Konzept wurde von der IAEA entwickelt und wird auch bei der jährlichen Sicherheitsbewertung der schweizerischen Kernkraftwerke durch das ENSI verwendet.

In diesem Zusammenhang werden insbesondere die im Überprüfungszeitraum aufgetretenen ungeplanten Lasttransienten betrachtet, die im Wesentlichen eine Abweichung vom Normalbetrieb darstellen. Die sicherheitstechnische Bedeutung eines Ereignisses leitet sich daraus ab, auf welcher Ebene das Ereignis durch die getroffenen anlagenspezifischen Schutzmassnahmen abgefangen und damit die Anlage in einen sicheren Zustand überführt wird. Je mehr Ebenen beim Auftreten eines Ereignisses durchbrochen werden, umso höher ist die sicherheitstechnische Bedeutung des Ereignisses.

Die WANO-Performance-Indikatoren sind für die Bewertung der nuklearen Sicherheit international anerkannt. Aus diesem Grund beurteilt das ENSI die vom KKG angegebenen WANO-Performance-Indikatoren im Vergleich zu anderen Druckwasserreaktoren.

Beurteilung des ENSI

Durch die Darstellung des Betriebsverlaufs mit Hilfe der gewählten Methoden (WANO-Indikatoren, Zeit- und Arbeitsverfügbarkeit) zeigt das KKG, dass der Betriebsverlauf innerhalb des Überprüfungszeitraums sehr gut gewesen ist. Dies zeigt sich vor allem beim Vergleich der WANO-Indikatoren mit anderen Kernanlagen weltweit. Die Arbeitsausnutzung und die Zeitverfügbarkeit bewegen sich ebenfalls auf einem sehr hohen Niveau. Die Unterschreitung der Arbeitsausnutzung (UCF) unter 90 % im Jahr 2005 wurde vorwiegend durch das Projekt PISA verursacht. Im internationalen Vergleich nimmt das KKG bei der Arbeitsverfügbarkeit einen sehr guten Platz ein. Die über der Zeitverfügbarkeit liegende Arbeitsausnutzung in den Jahren 2005 bis 2007 ist ein rein rechnerischer Effekt. Verschiedene Massnahmen im Sekundärteil der Anlage führten zu einer Erhöhung der elektrischen Leistung bei unveränderter thermischer Reaktorleistung. Da die zur Berechnung der Arbeitsausnutzung verwendete elektrische Nennleistung erst nach 2007 angepasst wurde, ergaben sich für 2005 bis 2007 erhöhte Werte für die Arbeitsausnutzung. Grund für die nicht umgehende Anpassung der elektrischen Nennleistung war die Notwendigkeit genügender Betriebserfahrung für die abschliessende Bewertung der durchgeführten Massnahmen zur Erhöhung der elektrischen Leistung. Unter Verwendung der ab 2010 benutzten, elektrischen Nennleistung ergäben sich auch für 2005 bis 2007 Werte der Arbeitsausnutzung nahe denjenigen der Zeitverfügbarkeit. Die im internationalen Vergleich gute Position wird dadurch nicht tangiert.

Dennoch ist anzumerken, dass das KKG eine Beurteilung des Betriebsverhaltens anhand des Konzeptes der gestaffelten Sicherheitsvorsorge in Bezug auf die aufgetretenen Abweichungen vom Normalbetrieb nicht durchgeführt hat. Das ENSI anerkennt in diesem Zusammenhang, dass die aufgetretenen Abweichungen vom Normalbetrieb im Hinblick auf die nukleare Sicherheit keine Verletzung eines grundlegenden Schutzziels zur Folge hatten. Alle Abweichungen vom Normalbetrieb konnten wie vorgesehen durch die Vorkehrungen der Ebene 2 beherrscht werden. Die hohe Arbeitsausnutzung ist ein wichtiger Indikator für die Wirksamkeit der Vorkehrungen auf Ebene 1 zur Vermeidung von Abweichungen vom Normalbetrieb.

4.2 Erfahrungen aus Vorkommnissen

4.2.1 Methodik der Vorkommnisbearbeitung

Interne und externe Betriebserfahrung wird im KKG systematisch erfasst, analysiert und bewertet. Wenn erforderlich werden entsprechende Verbesserungsmassnahmen festgelegt, umgesetzt und auf ihre Wirksamkeit überprüft. Mit dem Prozess „Kontinuierliche Verbesserung“ und den entsprechenden Detailbeschreibungen sowie deren Umsetzung wird sichergestellt, dass die Betriebserfahrung ständig erweitert, die Verbesserung der Sicherheit gefördert und das Personal entsprechend informiert wird.

4.2.1.1 Bearbeitung interner Vorkommnisse

Angaben des KKG

Die Bearbeitung von internen Vorkommnissen und Befunden erfolgt gemäss einer Weisung⁴⁹, welche den Ablauf der Vorkommnisbearbeitung nach dem Erkennen eines Vorkommnisses respektive Befundes und die Verantwortlichkeiten vorgibt. Der dabei angewendete Ablauf ist für alle in Frage kommenden Vorkommnisse gleich:

- meldepflichtige Vorkommnisse
- nicht meldepflichtige Vorkommnisse (interne Ereignisse)
- Near-Miss- resp. Beinahe-Vorkommnisse

Die Weisung beschreibt die betriebsinternen Meldewege, die Organisation der Bearbeitung sowie die Erstellung und den Aufbau des Berichtes. Hierzu gehört auch die Erstellung von Root-Cause-Analysen sowie die Behandlung der festgelegten Korrekturmassnahmen.

Das KKG stützt sich bei der Bearbeitung der Vorkommnisse auf das Verfahren der ganzheitlichen Vorkommnisanalyse des Verbands der Grosskraftwerksbetreiber (VGB) ab. Ziel der ganzheitlichen Analyse ist es, Vorkommnisse und Beinahevorkommnisse systematisch zu erfassen, zu analysieren, zu bewerten und geeignete Massnahmen daraus abzuleiten. Dabei soll nicht nur der Ablauf rekonstruiert werden, sondern es sollen die Ursachen ermittelt werden, die ursächlich das Vorkommnis ausgelöst, den Ablauf begünstigt oder die Wirkungskette des Vorkommnisses beeinflusst haben.

Die ganzheitliche Vorkommnisanalyse ist aufgebaut als bezüglich der sicherheitstechnischen Bedeutung und der Komplexität der Ereignisse gestaffeltes Konzept. Folgende Vorkommnisse werden unterschieden:

- Routinevorkommnisse (keine weitere Analyse erforderlich)
- einfache Vorkommnisse im Sinn der ganzheitlichen Analyse (Basisanalyse)
- komplexe Vorkommnisse (vertiefende Analyse)

Die Behandlung der Kategorie Routinevorkommnisse erfolgt im KKG durch die folgenden Informationsabläufe:

- Störmeldevorgang im Rahmen des integrierten Planungs- und Instandhaltungssystems IPIS resp. dessen Vorgängerprogramms
- Betriebsjournal der Abteilung Betrieb
- abteilungsübergreifend durchgeführter Revisionsrückblick

- abteilungsintern durchgeführte Revisionsnachlese
- Informationsweitergabe im Rahmen von periodisch durchgeführten internen Sitzungen

Hauptinstrument der Analyse im KKG ist die Basisanalyse. Mit der Basisanalyse werden zeitnah zum Vorkommnis Ursachen und erforderliche Massnahmen ermittelt und festgelegt. Werden durch die Basisanalyse die Ursachen hinreichend ermittelt und geeignete Massnahmen festgelegt, so kann auf eine vertiefende Analyse verzichtet werden.

In der genannten Weisung sind die Kriterien, die eine vertiefende Analyse nötig machen, aufgeführt:

- meldepflichtige Vorkommnisse ab INES 1
- wiederholte Vorkommnisse, d. h. Vorkommnisse mit gleichen betroffenen Systemen oder Komponenten, ähnlichem Ablauf oder ähnlichen Ursachen
- Vorkommnisse mit speziellem Bezug zu Human Factors

Das Analyseteam wird durch einen Mitarbeiter des Fachbereichs Erfahrungsauswertung der Abteilung Betrieb geleitet. Es umfasst fallweise die folgenden Mitglieder:

- Direktbeteiligte
- Vertreter der betroffenen Abteilungen
- Sachbearbeiter der betroffenen Systeme
- fallweise bei Bedarf zugezogenes externes Fachpersonal

Ereignisse und Befunde mit Ursachen im Bereich menschlicher und organisatorischer Faktoren, aber auch technische Ereignisse werden im internen Sicherheitsausschuss (ISA) behandelt. Seit 2005 steht ihm dazu ein Expertenpanel zur Verfügung. Seit 2008 wird das Expertenpanel durch eine auf dem Gebiet der Arbeits- und Organisationswissenschaften ausgebildete und qualifizierte Fachperson geleitet.

Aus einer Basisanalyse resp. aus der vertiefenden Analyse ergeben sich meist aus den contribuierenden Faktoren abgeleitete Korrekturmassnahmen, welche eine Wiederholung eines gleichen oder ähnlichen Vorkommnisses verhindern und allgemein zu einer Verbesserung der Anlagensicherheit und -verfügbarkeit führen sollen. Die Verwaltung der beschlossenen Massnahmen erfolgt mit Hilfe einer EDV-Applikation, welche auch die Vorkommnisbearbeitung und Dokumentation unterstützt. Die verantwortlichen Abteilungsleiter überwachen die korrekte und vollständige Ausführung der festgelegten Korrekturmassnahmen. Der Fachbereich Erfahrungsauswertung orientiert den ISA halbjährlich über die noch pendenten Korrekturmassnahmen.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Zur Beurteilung der Bearbeitung interner Vorkommnisse im KKG stützt sich das ENSI auf folgende rechtliche Grundlagen: Art. 2 Bst. a KEV, Art. 38 KEV (Meldepflicht), Art. 30 Abs. 3 KEV (Gremium zur Analyse von Vorkommnissen) sowie die Kapitel 5.10, 5.11, 6.1 und 6.5 der Richtlinie ENSI-G07.

Beurteilung des ENSI

Die im KKG implementierten Abläufe zur Bearbeitung von Vorkommnissen entsprechen den Anforderungen der KEV und der Richtlinie ENSI-G07.

Das ENSI hat in einer Schwerpunktinspektion im Jahre 2005 die Vorkommnisprozesse in allen schweizerischen KKW inspiziert. Im KKG kam es zum Schluss, dass die Vorkommnisse einer eher technischen Betrachtungsweise unterzogen wurden. Die Tatsache, dass seit 2008 der Leiter des oben genannten Expertenpanels eine Zusatzausbildung im Bereich menschlicher und organisatorischer Faktoren absolviert hat, deutet darauf hin, dass diesen Bereichen bei der Bearbeitung von Vorkommnissen besondere Beachtung geschenkt wird. Den Erwartungen des ENSI wird damit vermehrt entsprochen.

4.2.1.2 Bearbeitung externer Vorkommnisse

Angaben des KKG

Die Behandlung externer Erfahrungsmeldungen erfolgt gemäss einer Weisung, welche den Ablauf und die Verantwortlichkeiten zur sorgfältigen Analyse, Beurteilung und bei sicherheitstechnischer Bedeutung zur Entwicklung und Umsetzung von Verbesserungsmassnahmen vorgibt.

Das KKG ist Mitglied bei der zentralen Melde- und Auswertestelle des VGB. Als Mitglied erhält es externe Erfahrungsmeldungen des VGB (vor allem Meldeformulare für meldpflichtige Ereignisse deutscher Anlagen). Zudem erhält es von der AREVA-Erfahrungsstelle (früher FANP) Auswertungen ausgewählter VGB-Meldungen, GRS-Weiterleitungsnachrichten und internationaler Ereignisse. Über den WANO Interface Officer ist auch ein direkter Zugriff auf Erfahrungsmeldungen der WANO über die Website der WANO möglich. Wichtige Erfahrungsmeldungen der WANO werden dem KKG zudem in Papierform zugestellt. Alle genannten Meldungen sind in der Datenbank der zentralen Melde- und Auswertestelle vom VGB erfasst. Über eine direkte, geschützte Internetverbindung hat das KKG einen direkten Zugriff auf diese Datenbank.

Wichtige Erfahrungsmeldungen der IAEA, welche über das Vorkommnis-Informationssystem (Incident Reporting System, IRS) der IAEA per E-Mail dem KKG zugestellt werden, werden analog den Meldungen des VGB behandelt.

Externe Erfahrungsmeldungen werden auf ihre Relevanz für das KKG überprüft. Meldungen, welche für das KKG, dessen Betrieb oder Instandhaltung oder für die Personalausbildung in irgendeiner Weise von Bedeutung sein könnten, werden zur Analyse und allenfalls weiteren Bearbeitung an eine oder mehrere Fachabteilungen weitergegeben. Diese beurteilen die Bedeutung der Meldung für das KKG, die Notwendigkeit der Einleitung von Massnahmen und ob die Meldung im internen Sicherheitsausschuss zu behandeln ist. Sollten Massnahmen resultieren, so werden diese über KKG-interne Abläufe eingeleitet (z. B. Änderungsantrag). Die Erledigung der Bearbeitung durch die Fachabteilungen wird registriert und die zugehörige Dokumentation archiviert.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI beurteilt die Bearbeitung externer Erfahrungsmeldungen auf der Basis von Art. 22 Abs. 2 Bst. h KEG, Art. 36 Abs. 3 KEV sowie Kapitel 5.10 und 6.5 der Richtlinie ENSI-G07.

Beurteilung des ENSI

Das KKG verwendet zur Erfassung von externen Erfahrungsmeldungen bewährte Informationsquellen. Die Prozesse zur internen Weiterverarbeitung sind in einer Weisung geregelt. Das ENSI wird über die Monatsberichte vierteljährlich über die im KKG bearbeiteten externen Erfahrungsmeldungen

und allenfalls eingeleiteter Massnahmen orientiert. Die Bearbeitung von externen Erfahrungsmeldungen entspricht den Vorgaben des KEG, der KEV und der Richtlinie ENSI-G07.

4.2.2 Auswerteergebnisse interne Vorkommnisse

Angaben des KKG

Die Vorgaben zur Erfassung, Meldung und Auswertung von Vorkommnissen innerhalb des Überprüfungszeitraums sind in Art. 38 Abs. 3 KEV, in der Richtlinie HSK-R-15 „Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken“ sowie in der massgeblichen internen Weisung des KKG zur Berichterstattung über besondere Vorkommnisse festgelegt. Zur Methodik der Vorkommnisanalyse und -bewertung wurde bereits in Kapitel 4.2.1.1 Stellung genommen.

Gemäss den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-15 wurden Vorkommnisse entsprechend ihrer Bedeutung in verschiedene Kategorien eingeteilt. Diese Einteilung diente der HSK in erster Linie dazu, Vorkommnisse in Bezug auf ihre sicherheitstechnische Bedeutung angemessen zu behandeln und entsprechend zu beurteilen. Die Klassierung erfolgte gemäss Richtlinie HSK-R-15 in den Stufen:

- Vorkommnis Ö: Vorkommnis von öffentlichem Interesse
- Vorkommnis U: Vorkommnis von Bedeutung für die behördliche Aufsicht
- Vorkommnis B: Vorkommnis von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung
- Vorkommnis A: Vorkommnis von sicherheitstechnischer Bedeutung, aber mit keiner oder nur geringer radiologischer Auswirkung auf die Umgebung
- Vorkommnis S: Vorkommnis, welches eine Gefahr für die Anlage oder das Personal darstellt bzw. grössere radiologische Auswirkungen auf die Umgebung hat

Innerhalb des Überprüfungszeitraums traten im KKG keine Vorkommnisse der Stufen S oder A auf. Alle gemeldeten Vorkommnisse konnten der Stufe 0 (no safety significance) der internationalen Bewertungsskala INES zugeordnet werden. In Tabelle 4.2-1 ist die Verteilung der insgesamt 17 Klasse-B-Vorkommnisse der Jahre 1998 bis 2007 dargestellt.

Tabelle 4.2-1: Klasse-B-Vorkommnisse der Jahre 1998 bis 2007

	98	99	00	01	02	03	04	05	06	07
Vorkommnisse Klasse B	0	1	0	4	0	2	1	5	3	1

Ein wesentliches Ziel der Analyse von Vorkommnissen ist es, aus den Erkenntnissen Massnahmen ableiten zu können, die einer Wiederholung eines Vorkommnisses mit gleicher Ursache entgegenwirken. Die abgeleiteten Massnahmen wurden in den Berichten zu den meldepflichtigen Vorkommnissen dokumentiert. So ergaben sich für das KKG seit dem Jahr 2005 aus den Klasse-B-Vorkommnissen insgesamt 19 abgeleitete Massnahmen, von denen bis zum Abschluss des Überprüfungszeitraums 16 als erledigt vermerkt werden konnten. Die noch pendenten Massnahmen werden durch den Fachbereich „Erfahrungsauswertung“ der Abteilung Betrieb des KKG laufend in Bezug auf ihre Umsetzung hin überwacht.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI beurteilt die Bearbeitung interner Erfahrungsmeldungen auf der Basis von Art. 22 Abs. 2 Bst. f KEG, Art. 38 Abs. 3 KEV sowie den Richtlinien HSK-R-15 und HSK-R-48.

Beurteilung des ENSI

Bei der Bewertung der Vorkommnisse B innerhalb des Überprüfungszeitraums hat das KKG vollumfänglich die Vorgaben gemäss der anzuwendenden Vorgaben nach KEG, KEV und Richtlinie HSK-R-15 erfüllt. Die aus den Vorkommnissen abgeleiteten Erkenntnisse haben stets zur Identifizierung der ursächlichen Faktoren, geführt. Zu einem Grossteil waren die Vorkommnisse auf technische Ursachen zurückzuführen. Nur jedes fünfte Vorkommnis war auf eine Ursache im Bereich „human factors“ zurückzuführen.

Obwohl nur ein geringer Anteil der Vorkommnisse eine Ursache im HF-Bereich hatte, leitet das KKG geeignete Massnahmen zur Sensibilisierung der des Kraftwerkspersonals ab. Hierzu gehörten insbesondere Massnahmen wie die Schulungen im Umgang mit Beinahe-Ereignissen und im Bereich der Kommunikation des Betriebspersonals, dem Ausbau der Arbeitsvorbereitung (briefing) und die Bildung einer Arbeitsgruppe Sicherheitskultur, sowie die Durchführung von Gesprächen mit den direkt betroffenen Mitarbeitern nach einem Vorkommnis. Das KKG hat die sicherheitsrelevanten Vorkommnisse (Vorkommnisse B) innerhalb des Überprüfungszeitraums gemäss den gesetzlichen Vorgaben des KEG und der KEV sowie der gültigen damals gültigen Richtlinie HSK-R-15 beurteilt und Massnahmen daraus abgeleitet.

4.2.3 Auswertergebnisse externe Vorkommnisse

Angaben des KKG

In die Analyse externer Erfahrungsmeldungen und den Entscheid über Massnahmen fliessen im KKG die eigene Betriebserfahrung, die Bewertung der Sachverhalte im Zusammenhang mit den anlagen-spezifischen Systemmerkmalen wie auch die Erkenntnisse aus der Anlagen-PSA ein. Das KKG beurteilt die Erkenntnisse gemäss der in der internen Weisung zur Auswertung von Vorkommnissen festgelegten systematischen Vorgehensweise. Die Ergebnisse werden dem internen Sicherheitsausschuss (ISA) zur Bewertung vorgelegt. Dieser Ausschuss entscheidet fachgebietsübergreifend über die Notwendigkeit von Korrekturmassnahmen und kontrolliert deren Umsetzung.

Zuverlässigkeit von Leistungstransformatoren

In mehreren Kernanlagen weltweit hat sich die Anzahl von Störereignissen mit Leistungstransformatoren, die häufig auch mit einem Brand einhergingen, in den letzten Jahren signifikant erhöht. In diesem Zusammenhang stellt die WANO in einem Erfahrungsbericht zu dieser Problematik ebenfalls fest, dass sich die Wahrscheinlichkeit eines Störereignisses für einen Transformator gegen Ende der normalen Betriebsdauer (ca. 30 Jahre) erheblich erhöht. Neben dem Einfluss technischer Fehler, die als anlageninternes auslösendes Ereignis zu betrachten sind, wurden vom KKG auch extern ausgelöste Ereignisse betrachtet. Hierzu gehören insbesondere die Ereignisse, die durch Blitzschlag (KKW Quad Cities (USA), 2. August 2001) und durch Erdbeben (KKW Kashiwazaki-Kariwa (Japan), 16. Juli 2007) ausgelöst wurden.

Das KKG hat die Problematik der Alterung der Transformatoren und die erhöhten Anforderungen an Transformatoren durch extern ausgelöste Ereignisse erkannt. Der Ersatz der Blocktransformatoren

wurde vom KKG bereits eingeleitet. Die Befestigungen der neuen Blocktransformatoren werden höhere seismische Anforderungen erfüllen als diejenigen der alten Transformatoren. Infolge der zunehmenden Häufung von Brandereignissen durch technische Fehler in externen Kernanlagen ist der Brand eines Transformators explizit in die Brand-PSA des KKG aufgenommen worden. Es zeigt sich dass der Brand eines Transformators ein vernachlässigbares Risiko für die nukleare Sicherheit darstellt (siehe Kap. 7). Technische Verbesserungsmaßnahmen sind im KKG nicht notwendig.

Einfluss extremer Wetterbedingungen auf den Anlagenbetrieb

Das KKG hat den Einfluss extremer Wetterbedingungen auf den sicheren Anlagenbetrieb aufgrund der Erfahrungen ausländischer Kernanlagen untersucht. So kam es infolge von starken Winden, Regenfällen und Blitzschlägen in einer Vielzahl von Kernanlagen zu einer Beeinträchtigung des sicheren Anlagenbetriebs. In einigen Fällen übertrafen die Belastungen durch die extremen Wetterbedingungen sogar die der Auslegung zugrunde gelegten. Neben dem Einfluss durch Starkwinde analysierte das KKG auch die Gefährdung infolge Hochwassers (Beurteilung des Überflutungsrisikos) und bewertete zusätzlich die Möglichkeit erhöhter Grundwasserstände im Hinblick auf eine Funktionsbeeinträchtigung sicherheitstechnisch wichtiger Gebäude. Ebenfalls untersucht wurden die Einflüsse auf die Betriebssicherheit durch einen hohen Schwemmgut- und Biomasseneintrag (Algen, Muscheln etc.) in die Kühlwasserfassungen und daraus resultierend einem möglichen Verstopfen der Siebanlagen.

Die eigenen Erfahrungen mit starken Winden (Orkan Lothar 1999, Orkan Kyrill 2007) und direkten Blitzeinschlägen auf dem Kraftwerksareal haben gezeigt, dass die Anlage auch diesen extremen Wetterbedingungen widerstehen kann. Aus den Analysen externer Erfahrungen aus Überflutungsereignissen wurden verschiedene technische Änderungsmaßnahmen abgeleitet und im KKG umgesetzt. So wurde zur Beherrschung hoher Grundwasserstände der Brunnenrand im Notstandsgebäude erhöht. Zusätzlich wurden Hilfskühlwasserpumpen für das Notstandssystem installiert. Zur Gewährleistung der Langzeitverfügbarkeit der Notstandsdiesel wurden administrative Massnahmen festgelegt. Durch die Auslegung mit insgesamt zwei Wasserfassungen und einem autarken Notstandssystem kann ein Verlust der Kühlwasserfassung durch einen extrem hohen Schwemmgut- und Biomasseneintrag im KKG fast vollständig ausgeschlossen werden.

Kühlmittelverluststörfälle im Nachkühlbetrieb (Abfahren der Gesamtanlage)

In zwei ausländischen Kernkraftwerken kam es zu einem Kühlmittelverluststörfall während des Abfahrens der Gesamtanlage (Nachkühlbetrieb), im Jahr 1998 im KKW Civaux 1 (Frankreich) und im Jahr 2000 im KKW Tihange 2 (Belgien). Ursache für den Verlust von Kühlmittel im Nachkühlbetrieb in Civaux 1 war der Bruch einer Rohrleitung des Nachkühlsystems. Das Versagen der Rohrleitung trat auf, weil durch einen Fehler in der Auslegung die Ermüdung infolge zyklisch-thermischer Belastung unterschätzt worden war. Zusätzlich begünstigt wurde das Ereignis durch unzureichende Notfallvorschriften und durch fehlende Übersichtsanzeigen im Hauptkommandoraum. In Tihange 1 kam es zu einem Abblasen von Reaktorkühlmittel während des Mitte-Loop-Betriebs, weil in unzulässiger Weise Arbeiten an einer Erstabsperrearmatur ohne vorherige Freigabe durchgeführt wurden. Durch das Fehlen einer Stellungsanzeige an der betroffenen Armatur wurde der Verlauf des Ereignisses negativ beeinflusst.

Das KKG hat zur Vermeidung des Kühlmittelverluststörfalls im Nachkühlbetrieb administrative Massnahmen festgelegt. Die Notfallvorschriften wurden ergänzt und eine administrative Weisung erlassen, die das Arbeiten an der Nachkühlkette während des Mitte-Loop-Betriebs generell untersagt. Zusätz-

lich wurden auch technische Massnahmen (z. B. direkte Videoübertragung Niveaumessung Druckhalter in Hauptkommandoraum) zur Füllstandsüberwachung realisiert.

Ereignisse bei der Handhabung von Brennelementen

Im Überprüfungszeitraum gab es in anderen Kernkraftwerken eine Vielzahl von Ereignissen bei der Handhabung von Brennelementen. Das KKG leitete aus den Ereignissen ab, dass wie bis anhin bei der Einsatzplanung und Handhabung von Brennelementen mit äusserster Sorgfalt vorzugehen ist. So werden im KKG beim Be- und Entladen des Reaktorkerns so genannte Dummy-Brennelemente verwendet, um eine bessere Handhabung und Positionierung gewährleisten zu können. Die Leittechnik der Lademaschine zur Handhabung der Brennelemente wurde in den vergangenen Jahren ebenfalls laufend verbessert.

Störung im externen Stromnetz und in der Notstromversorgung

Das KKG hat die Ereignisse in ausländischen Kernkraftwerken, welche durch Störungen im externen Stromnetz aufgetreten sind, umfangreich analysiert und bewertet. Die Störungen führten in einigen Kernanlagen dazu, dass die Notstromversorgung nicht innerhalb der vorgesehenen Zeit wieder hergestellt werden konnte oder zeigten, wie im Fall Forsmark (25. Juli 2006), wesentliche Schwächen in der Auslegung von Schutzeinrichtungen der Notstromversorgung.

Die festgestellten Ereignisursachen haben dem KKG gezeigt, dass bei Arbeiten in Bereichen der Netzanbindung eine frühzeitige Kommunikation mit den externen Stellen (Alpiq) und eine koordinierte Vorgehensweise unbedingt notwendig sind. Das KKG erachtet externe Ereignisse mit dieselbetriebenen Notstromaggregaten bei der Erfahrungsauswertung als wichtig, obwohl nicht immer eine Übertragbarkeit auf die Aggregate des KKG gegeben ist. Dabei stützt sich das KKG auch auf die Erfahrungen des Herstellers der Dieselaggregate und passt die Empfehlungen zur Wartung und Instandhaltung seiner Dieselaggregate gegebenenfalls an.

Strömungsinduzierte Korrosion

Der Verlust der Integrität ferritischer Rohrleitungen infolge strömungsinduzierter Korrosion (Erosionskorrosion) hat im Überprüfungszeitraum in einer Vielzahl von externen Kernanlagen zu Vorkommnissen geführt. Im Kernkraftwerk Mihama (Japan) wurden am 9. August 2004 durch das spontane Versagen einer ferritischen Rohrleitung im nicht-nuklearen Anlagenteil fünf Mitarbeiter getötet und sechs schwer verletzt. Obwohl schon vor diesem Ereignis eine Vielzahl von Befunden an ferritischen Rohrleitungen durch die WANO erfasst und weitergeleitet worden waren, hat das Ereignis in Mihama weltweit dazu geführt, die Untersuchungen zur Wanddickenschwächung infolge Erosionskorrosion zu intensivieren. Das KKG hat deshalb ein erweitertes Prüfprogramm erarbeitet und führt diese Prüfungen bis auf weiteres fort. Bisher wurden im KKG noch keine sicherheitstechnisch relevanten Wanddickenschwächungen festgestellt.

Erdbebensicherheit und seismisches housekeeping

Die Erfahrungen aus dem schweren Erdbeben vom 16. Juli 2007 in Japan und dessen Auswirkungen auf die Kernanlage Kashiwazaki-Kariwa wurden über eine Vielzahl von Meldestellen (IAEA, VGB und der japanische Betreiber TEPCO) an alle kerntechnischen Anlagen weltweit verteilt. Obwohl die vom Erdbeben hervorgerufenen Beschleunigungen am Kraftwerksstandort die dem Sicherheitserdbeben zugrunde gelegten Beschleunigungen überstiegen, kam es zu keinem Versagen sicherheitstechnischer Ausrüstungen. Das KKG ergänzte sein PSA-Modell um das Ereignis erdbebeninduzierter Transformatorenbrand. Eine Weiterleitungsnachricht aus Deutschland zu diesem Ereignis hat dazu

geführt, dass im KKG die Vorgaben zur Eingangskontrolle von Armaturen mit Stellantrieben geprüft und entsprechend angepasst wurden.

Rohrleitungsbrüche durch Wasserstoffexplosion

International stark beachtet wurden die Ende 2001 innerhalb eines Monats aufgetretenen Wasserstoffexplosionen in einer deutschen und einer japanischen SWR-Anlage. In der deutschen Anlage wurde die Deckelsprühleitung des Reaktordruckbehälters infolge einer Wasserstoffexplosion auf einer Länge von ca. 2 Metern vollständig zerstört. Weil die dadurch aufgetretene Dampfleckage durch das Absperrern der Entnahmeleitung für den Anwärmdampf der Sprühleitung abgestellt werden konnte, wurde die Anlage vorläufig weiterbetrieben. Erst nachdem einige Anlagenaufzeichnungen analysiert worden waren und dabei eine nichterklärbare Druckspitze innerhalb des Sicherheitsbehälters festgestellt wurde, erfolgte das Abfahren der Anlage im Februar 2002 und die Begehung vor Ort.

Die japanische Anlage befand sich ebenfalls im Vollastbetrieb, als eine Funktionsprüfung einer dampfbetriebenen Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpe begonnen wurde. Dabei kam es zu einer Wasserstoffdeflagration in einer Dampfleitung, wodurch eine Frischdampfisolierung mit anschließender Reaktorschnellabschaltung eingeleitet wurde. Als Ursache konnte die Ansammlung von radiolytischem Wasserstoff an einem Totpunkt der Dampfkondensatleitung festgestellt werden.

Das KKG hat in diesem Zusammenhang eine detaillierte Analyse der Möglichkeiten der Ansammlung von radiolytischem Wasserstoff durchgeführt. Weil es sich bei den genannten Vorkommnissen um eine SWR-spezifische Problematik aus dem Vollastbetrieb handelt, wurden im KKG vorderhand die relevanten Anlagenzustände des An- und Abfahrens analysiert und bewertet. Insbesondere beim Abfahren der Anlage wird schon seit jeher auf die korrekte Entlüftung des Reaktorkühlkreislaufs geachtet. Im Vollastbetrieb findet über die Druckhalter-Sicherheitsventilstation ein ständiges Entgasen in den Abblasebehälter statt.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI stützt sich bei der Beurteilung der Auswertung externer Vorkommnisse auf Art. 22 Abs. 2 Bst. h KEG, Art. 36 Abs. 3 KEV sowie auf Kap. 6.5 der Richtlinie ENSI-G07

Beurteilung des ENSI

Die externen Erfahrungsmeldungen aus Vorkommnissen in anderen Kernanlagen wurden vom KKG detailliert analysiert und entsprechenden der anlagenspezifischen Systemmerkmale auf eine Erhöhung des Anlagenrisikos hin untersucht. Neben Änderungen im administrativen Bereich, wie der Anpassung der Notfallvorschriften oder der verstärkten Koordination mit externen Stellen bei Arbeiten im Fremdspannungsnetz, wurden auch bauliche Änderungen und erweiterte Prüfprogramme im KKG umgesetzt. Die Durchführung von Analysen und die Ableitung von Massnahmen aus externen Ereignissen entsprechen den Vorgaben des KEG, der KEV und der Richtlinie ENSI-G07. Das ENSI kommt zur Einschätzung, dass das KKG bei der Auswertung externer Erfahrungen und den sich eventuell ergebenden Korrekturmassnahmen mit einem hohen Verantwortungsbewusstsein handelt.

4.3 Instandhaltung und Alterungsüberwachung

Die Instandhaltung umfasst diejenigen Massnahmen, die dazu dienen,

- den Istzustand von Komponenten festzustellen und zu beurteilen (Inspektionen, wiederkehrende Prüfungen),
- den Sollzustand zu bewahren (Wartung) und
- den Sollzustand wiederherzustellen (Instandsetzung: Reparatur und Ersatz).

Bei der Instandhaltung verbleibt die Kernanlage im ursprünglichen Auslegungszustand oder wird, bei Abweichungen, wieder darauf zurückgeführt. Die Aufsicht im Bereich der Instandhaltung umfasst grundsätzlich die Prüfung der Programme, der Dokumentation und der Berichterstattung. Zusätzlich kann das ENSI Sachverständige einer akkreditierten Inspektionsstelle zur Überwachung der Instandhaltungsarbeiten beauftragen.

Ergänzend zum Instandhaltungsprogramm führen alle schweizerischen Kernkraftwerke eine systematische Überwachung der Alterungsvorgänge durch. Damit wird sichergestellt, dass die bekannten Alterungsmechanismen bei allen sicherheitsrelevanten Komponenten und Baustrukturen in den entsprechenden Instandhaltungs- und Qualitätssicherungsprogrammen berücksichtigt und dass geeignete Massnahmen bei festgestellten Abweichungen ergriffen werden. Die Alterungsüberwachung ist im Rahmen eines Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) durch den Betreiber der Kernanlage regelmässig zu überprüfen und gegebenenfalls hinsichtlich der getroffenen Massnahmen zu ergänzen.

Angaben des KKG

Beschreibungen und Bewertungen zur Instandhaltung und zum Alterungsüberwachungsprogramm des KKG sind in folgenden KKG-Unterlagen enthalten: PSÜ-Zusammenfassung³, AÜP-Handbuch⁵⁰, AÜP-Bericht⁶, Bericht zum Stand des AÜP⁵¹ mit Auflistung der Steckbriefe zur Alterungsüberwachung, Betriebserfahrungsbericht⁷ und Ergänzung des Betriebserfahrungsberichts⁵². Ergänzende punktuelle Angaben erfolgen in folgenden Dokumenten: Sicherheitsbericht⁹, Bericht zur Organisationsentwicklung und Sicherheitskultur⁴, Kraftwerksreglement³², Managementsystem-Reglement³⁷, Bericht zur Erfüllung der Anforderungen an die Organisation⁵³ sowie in den eingereichten Systemhandbüchern zu den sicherheitsrelevanten Systemen.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Die Anforderungen an die Instandhaltung richten sich nach Art. 32 KEV, die Anforderungen an die Alterungsüberwachung nach Art. 35 KEV.

Generelle Anforderungen an die Instandhaltung der klassierten Behälter und Rohrleitungen, deren Abstützungen und druckhaltenden Ausrüstungsteilen (BRK) sind in Art. 4 VBRK festgelegt.

Das Vorgehen bei Inspektion, Wartung, Instandsetzung und Änderung an mechanischen und elektrischen Ausrüstungen in Kernkraftwerken war im Überprüfungszeitraum in den Richtlinien HSK-R-18 und HSK-R-23 festgelegt.

Die detaillierten Vorgaben für die Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen sind in der Richtlinie HSK-R-51 enthalten.

4.3.1 Maschinentechnik

Angaben des KKG

Alterungsüberwachung

Das KKG hat eine systematische Alterungsüberwachung für die Maschinentechnik etabliert, die sich an den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51 orientiert. Das KKG verweist insbesondere auf die von der GSKL-Arbeitsgruppe „Alterungsüberwachung der Maschinentechnik“ erstellten Dokumente. Dazu gehören sowohl der Katalog der potenziellen Alterungsmechanismen für mechanische Ausrüstungen als auch der Leitfaden zur Erstellung von Steckbriefen. Weiterhin wird vom KKG für den Bereich der Sicherheitsklasse 2 und 3 (SK 2, SK 3) ein extern erstelltes Bewertungswerkzeug (CCI Leitfaden⁵⁴) eingesetzt, das die spezifischen Einsatzbedingungen (z. B. Medien, Werkstoffe, Druck, Temperatur) beim KKG bei der Beurteilung der Alterungsmechanismen berücksichtigt.

Das KKG hat die Steckbriefe für die Komponenten der Sicherheitsklasse 1 vollständig und umfassend gemäss den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51 erstellt. Das KKG verweist darauf, dass das Alterungsüberwachungsprogramm in Form von Steckbriefen bisher nur für die Grosskomponenten der Sicherheitsklassen 1 und 2 bestand. Steckbriefe für andere Systeme wie z. B. TH oder TA lagen bisher noch nicht vor und sind erst im Rahmen der PSÜ 2008 erstellt oder aktualisiert worden. Frühere Befunde und daraus resultierende Massnahmen sind daher nach Angabe vom KKG direkt in die Instandhaltung eingeflossen.

Tabelle 4.3-1: Übersicht Stand der Steckbriefe Maschinentechnik sowie vom KKG eingereichte PSÜ-Unterlagen hinsichtlich Aktualisierung von Steckbriefen

AKZ	Systembezeichnung	Steckbrief	Datum	Bewertungsgrundlagen
YA	Reaktorkreislauf	ALD-M-YA-001	04.06.1996	Steckbrief + PSÜ
YB	Dampferzeuger	ALD-M-YB-002	24.03.2000	Steckbrief + PSÜ
YC	Reaktordruckbehälter	ALD-M-YC-27670	25.02.2010	Steckbrief + PSÜ
YD	Hauptkühlmittelpumpen	AÜP-M-002	07.03.1997	Steckbrief + PSÜ
YE	Kerneinbauten	AÜP-M-003	03.12.1997	Steckbrief + PSÜ
YP	Druckhalter Volumenausgleichsleitung Reaktordruckhaltesystem	ALD-M-YP-15018, v2 ALD-M-YP-00005 ALD-M-YP-15017	25.02.2010 15.09.2006 15.09.2006	Steckbrief + PSÜ
YV	Steuerstabantrieb	ALD-M-27526, v1	20.08.2007	Steckbrief
RA	Frischdampfsystem	ALD-M-RA-15002 v1	15.04.2010	Steckbrief + PSÜ
RS	Notspeisesystem	ALD-M-RS-15004 v2	03.05.2010	Steckbrief + PSÜ
RX/VX	Notstandssystem/ Brunnenwassersystem	ALD_M_RX-15005 v1	20.11.2008	Steckbrief + PSÜ
RL/RR	Speisewasser	ALD-M-RL-15004	22.04.2010	Steckbrief + PSÜ
RZ	Dampferzeugerabschlammung	ALD-M-RZ-15006 v2	03.05.2010	Steckbrief

TA	Volumenregelsystem	ALD-M-TA-15008 v3	05.03.2010	Steckbrief + PSÜ
TC,TD TG	Behälter mit Intervallverlängerung	ALD-M-TC-15508 v2	26.05.2010	Steckbrief
TF	nukleares Zwischenkühl-system	ALD-M-TF-15009 v1	21.08.2009	Steckbrief + PSÜ
TH	nukleares Not- und Nachkühl-system	ALD-M-TH-15010	15.09.2006	Steckbrief + PSÜ
TL	nukleare Lüftungsanlagen	ALD-M-TL-15009	22.10.2009	Steckbrief + PSÜ
TX	Leckabsaugesystem	ALD-M-TX-15012 v1	18.08.2009	Steckbrief
TY	Evakuierungssystem Re-aktorkreislauf	ALD-M-TY-15017	15.09.2006	Steckbrief
UV	Klima und Lüftungssystem	ALD-M-UV-15014	18.08.2009	Steckbrief
VA	Nebenkühlwassersystem	ALD-M-VA-15015	04.06.2009	Steckbrief
VE	nukleares Nebenkühlwassersystem	ALD-M-VE-15015	17.03.2009	Steckbrief + PSÜ
XA	Sicherheitsbehälter	ALD-M-XA-0003	21.09.2000	Steckbrief
EY	Notstromdieselanlage	ALD-M-EY-15015	04.06.2009	Steckbrief
FY	Notstanddieselanlage	ALD-M-FY-15015	04.06.2009	Steckbrief
PQ	BE-Lagerbecken	ALD-M-PQ-15500 v2	27.05.2010	Steckbrief
PS	BE-Transportsystem	ALD-M-PS-15002 v2	19.12.2008	Steckbrief
ZX	Lüftung UV im Notstandsgebäude ZX	ALD-M-UV-15014	18.08.2009	Steckbrief

Das KKG hat die wesentlichen Ergebnisse, Massnahmen und Erfahrungen der Alterungsüberwachung im Bereich Maschinentechnik für den Überprüfungszeitraum 1998 – 2007 in einem zusammenfassenden Bericht dokumentiert. Im Überprüfungszeitraum wurden durch das KKG materialtechnische Alterungsmechanismen nur in geringem Masse festgestellt. Aspekte der technologischen Alterung spielen für das KKG nur eine untergeordnete Rolle und betreffen hauptsächlich Neukonstruktionen. Dort erfolgt heute zum Teil eine andere Auswahl von Werkstoffen zur Herstellung von Komponenten als dies zur Bauzeit der Anlage üblich war.

Im Bereich der Maschinentechnik ist das Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) aus Sicht des KKG systematisch eingeführt und gemäss Stand von Wissenschaft und Technik aktualisiert worden. Das AÜP wird im Rahmen der Instandhaltung angewendet. Alle notwendigen Prozessschritte sind im Qualitätsmanagementsystem definiert. Das KKG sieht zurzeit keine Anzeichen, die auf einen vorzeitigen Ersatz von Grosskomponenten hinweisen. Andere Komponenten von geringerer sicherheitstechnischer Bedeutung werden jedoch zukünftig ersetzt werden müssen. Als Beispiel führt das KKG hier den Austausch der nuklearen Zwischenkühler des TF-Systems an.

Prüfungen

Gemäss Angaben des KKG ergab die jährliche Bilanzierung der wiederkehrenden Prüfungen⁵⁵, dass im Überprüfungszeitraum alle vorgeschriebenen Prüfungen durchgeführt wurden. Im Zeitraum 1999 bis 2008 wurde das dritte Zehnjahresintervall der Wiederholungsprüfungen abgeschlossen. Auch für diesen Zeitraum konnten alle Prüfungen gemäss SVTI-Festlegung NE-14⁵⁶ durchgeführt werden.

Das KKG gibt eine Übersicht der Komponentenprüfpläne³, listet die im Überprüfungszeitraum durchgeführten Wiederholungsprüfungen⁷ auf und gibt an, dass keine Abweichungen zum Regelwerk festgestellt wurden. Die Auswertung der Prüfergebnisse ergibt gemäss KKG keine Hinweise, die einen Weiterbetrieb der Anlage bis 60 Jahre beschränken würden.

Instandhaltung

Das KKG verfolgt die Strategie, für alle sicherheitstechnisch wichtigen Systeme die vorbeugende Instandhaltung anzuwenden. Darüber hinaus kommt für Hilfssysteme oder mehrfach vorhandene Reservekomponenten auch die ausfallorientierte Instandhaltung zur Anwendung. Das KKG verwendet auch Messungen von z. B. Druck, Temperatur, Schwingungen oder elektrische Leistungsaufnahme zur Bewertung des Zustandes von Komponenten. Die periodisch wiederkehrenden Inspektionen gemäss Regelwerk werden unabhängig von der Instandhaltung in Komponentenprüfplänen festgehalten, wobei die Inspektionstermine üblicherweise auch zu vorbeugenden Revisionsarbeiten an den Komponenten genutzt werden.

Insbesondere werden vom KKG folgende Reparaturen im SK 1-Bereich bewertet:

- Reparatur der Flanschdichtflächen am RDB
- Bergung von Fremdkörpern aus den Dampferzeugern (sekundärseitig) und Verschliessen von Dampferzeugerheizrohren
- Ersatz des Rohrleitungsstücks mit Wärmefalle am YPS-Stutzen
- Reparaturschweissungen an Mischnahtbereichen der Druckhalterstutzen

Beurteilung des ENSI

Alterungsüberwachung

In den letzten 40 Jahren wurden in zahlreichen Forschungs- und Entwicklungsvorhaben Modelle zur zeitlichen Vorhersage der Schädigungsmechanismen in Druckwasserreaktoranlagen untersucht. Die Modelle wurden ständig verbessert. Hinzu kommen die langjährigen weltweiten Betriebserfahrungen, die dazu führten, dass die technischen Schwachstellen beseitigt werden konnten. Als wesentliche, die Lebensdauer bestimmende Alterungsmechanismen gelten vor allem die Materialversprödung des Reaktordruckbehälters im Kernbereich, die unterschiedlichen Arten von Spannungs- und Schwingrisskorrosion in Behältern und Rohrleitungen insbesondere an Schweissnähten mit Nickelbasislegierungen, die thermo-mechanische Ermüdung durch Strömungsvermischung und Temperaturschichtungen, sowie auch einige Korrosionsphänomene an der Stahldruckschale des Containments.

Für einige Systeme lagen zum Zeitpunkt der PSÜ-Einreichung keine aktuellen AÜP-Steckbriefe vor. Zum Teil war die erstmalige Erstellung nicht abgeschlossen oder die letztmalige Revision des Steckbriefs lag mehr als 10 Jahre zurück. Das KKG hat aber zusätzliche Angaben zur Alterungsüberwachung in den Unterlagen zur PSÜ dokumentiert bzw. nachgereicht. Dabei folgt die Vorgehensweise dem typischen Bewertungsschema in den AÜP-Steckbriefen für die Maschinentchnik.

Der aktuelle Stand der Dokumentation zur Alterungsüberwachung für den Bereich Maschinentchnik ist in Tabelle 4.3-1 aufgeführt. Es ist gekennzeichnet, für welche Systeme das KKG die zum Zeitpunkt der PSÜ-Einreichung vorhandenen Steckbriefe durch zusätzliche inhaltliche Angaben in der PSÜ-Dokumentation ergänzt hat.

Die beim KKG aufgebaute systematische Alterungsüberwachung im Fachbereich Maschinentechnik sowie die Steckbriefe als Dokumentation entsprechen im Wesentlichen den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51. Die erstellten Steckbriefe werden vom ENSI als geeignete Basis für die zukünftige Alterungsüberwachung angesehen.

Gemäss KEV sind die Auswirkungen der Alterungsmechanismen auf die Sicherheit des Anlagenbetriebs zu bewerten und zu überwachen. Dazu ist basierend auf dem aktuellen Kenntnissstand (Stand von Wissenschaft und Technik sowie externe Erfahrungsauswertung) die Übertragbarkeit neuer Erkenntnisse zur Werkstoffalterung auf die eigene Anlage zu überprüfen. Können basierend auf diesem Kenntnisstand bestimmte Alterungsmechanismen nicht ausgeschlossen werden, sind diese als AÜP-relevant einzustufen und das Instandhaltungsprogramm ist entsprechend zu überprüfen. Werden dabei Lücken festgestellt, sind ergänzende Massnahmen zu definieren. Diese können zu Revisionen des Instandhaltungsprogramms, zu Abklärungsaufträgen mit Bezug zu werkstofftechnischen Fragestellungen oder Inspektionstechniken führen. Die Dokumentation dieser Massnahmen im Überprüfungszeitraum insbesondere in Wechselwirkung zur Instandhaltung liegt nur teilweise vor. Siehe dazu auch die spezifische ENSI-Beurteilung zur AÜP für einzelne sicherheitsrelevante Anlagenteile in Kapitel 5. Dabei ist zu beachten, dass entsprechend den Angaben vom KKG frühere Befunde und Massnahmen insbesondere für Komponenten der SK3 und SK4 direkt in die Instandhaltung eingeflossen sind. In den PSÜ-Unterlagen, Bericht AÜP und Bericht Betriebserfahrung ist keine zusammenfassende Darstellung von Massnahmen aufgeführt, die das KKG aufgrund der Auswertung der externen Erfahrung im Bereich Maschinentechnik eingeleitet hat. Auch Angaben, wo z. B. der Schadensindex S gemäss SVTI-Festlegung NE-14 aufgrund aktueller Erkenntnisse überprüft und möglicherweise angepasst wurde, sind nicht dokumentiert.

Die vom ENSI vorgenommene Überprüfung der Umsetzung des Alterungsmanagements hat Verbesserungsbedarf bei der Aktualisierung der Dokumentation aufgrund neuer Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung und dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik aufgezeigt. Erst in neueren Steckbriefen (nach 2010 eingereicht) hat das KKG grösseren Wert auf eine aktuelle und umfassende Darstellung und Bewertung der Betriebserfahrung in der eigenen Anlage und vergleichbaren ausländischen Anlagen gelegt.

Forderung 4.3-1:

Für den Überprüfungszeitraum und darüber hinaus sind die wesentlichen thematischen Erkenntnisse aus der Alterungsüberwachung im Bereich Maschinentechnik zu diskutieren. Insbesondere werkstoffkundliche Themen, wie z. B. Spannungsrisskorrosion an austenitischen Rohrleitungen und Armaturen durch verschleppte innere oder äussere Chloridkontamination, thermomechanische Ermüdung durch Temperaturschichtungen, Alterung von Beschichtungen sind dabei von Interesse. Eine mögliche Übertragbarkeit der internationalen Erkenntnisse auf das KKG ist zu bewerten und die eingeleiteten Massnahmen sind zusammenfassend zu dokumentieren. Die dazu verwendeten Kriterien sind darzulegen und die eingeleiteten Instandhaltungsmassnahmen zusammenfassend darzustellen. Das Ergebnis der Untersuchungen ist dem ENSI in einem Bericht bis zum 31. Dezember 2012 einzureichen.

Das ENSI weist der Spannungsrisskorrosion von Nickelbasislegierungen im Primärwasser (PWSCC) aufgrund der sicherheitstechnischen Bedeutung, der ungünstigen Betriebserfahrung sowie der Einschränkungen der verfügbaren Prüftechniken eine besondere Bedeutung bei.

Forderung 4.3-2:

Die Situation im KKG ist hinsichtlich PWSCC (primary water stress corrosion cracking) für alle Schweissverbindungen aus Nickelbasislegierungen in Kontakt zum Primärwasser detailliert darzulegen. Dazu ist eine werkstoffkundliche Bewertung unter Berücksichtigung von Erkenntnissen aus der Herstellung im KKG (z. B. lokale Reparaturstellen, lokale Schleifarbeiten etc.), Befunden an anderen Anlagen sowie aus aktuellen Forschungsergebnissen zu berücksichtigen. Das Prüfprogramm für die drucktragenden Schweissnähte aus Nickelbasislegierungen ist hinsichtlich dieser werkstoffkundlichen Bewertung zu überprüfen. Dabei sind auch international übliche Inspektionsanforderungen (z. B. EPRI-MRP) für Anlagen mit gleicher Bauvorschrift einzubeziehen. Das Ergebnis der Untersuchungen ist dem ENSI in einem Bericht bis zum 31. Dezember 2012 einzureichen.

Prüfungen

Die Überprüfung der Umsetzung der Wiederholungsprüfprogramme ergab, dass für die meisten Systeme die in den Komponentenprüfplänen vorgeschriebenen Prüfungen zeitgerecht durchgeführt wurden. In einzelnen Fällen gab es zeitliche Verschiebungen. Das ENSI und der von ihm beauftragte Sachverständige stellen jedoch auch fest, dass nicht alle gemäss Regelwerk prüfpflichtigen Komponenten und Prüfpositionen im Überprüfungszeitraum korrekt in Komponentenprüfplänen erfasst waren. Bei einzelnen Systemen wurde das KKG bereits zur Anpassung der Komponentenprüfpläne aufgefordert. Voraussetzung für die Erstellung und Überprüfung der Wiederholungsprüfprogramme sind vollständige und korrekte Komponentenlisten der mechanischen Ausrüstungen. Das KKG hat die aktuellen Komponentenlisten in elektronischer Form mit Brief dem ENSI⁵⁷ eingereicht.

Forderung 4.3-3:

Für die Wiederholungsprüfprogramme hat das KKG bis zum 31. Dezember 2012 eine Liste von gemäss Regelwerk prüfpflichtigen Prüfpositionen zu erstellen, die bisher als nicht prüfbar von den Wiederholungsprüfungen ausgenommen wurden. Das KKG hat diese Prüfpositionen einer neuen Beurteilung der Prüfbarkeit nach dem aktuellen Stand der Technik zu unterziehen und allenfalls ins Wiederholungsprüfprogramm aufzunehmen. Wo Ausnahmen bestehen bleiben, sind die entsprechenden Begründungen in das Wiederholungsprüfprogramm aufzunehmen.

Instandhaltung

Die hohe Verfügbarkeit der Anlagen im KKG spricht für eine konsequente und erfolgreiche Umsetzung des Konzepts der vorbeugenden Instandhaltung. Das ENSI bewertet die beim KKG aufgebaute Systematik der Instandhaltung in der Maschinenteknik als umfassend. Die Instandhaltungsprogramme entsprechen den Anforderungen des Regelwerks und dem Stand von Wissenschaft und Technik.

Dem ENSI ist bei der Prüfung der periodischen Berichterstattung über den Überprüfungszeitraums im KKG das Auftreten von Fehlern und Schäden an Verschraubungen von sicherheitsrelevanten Komponenten aufgefallen. Diese wurden zum Teil behoben oder nach eingehender Begutachtung belassen⁵⁸. Da der einwandfreie Zustand von Verschraubungen in bestimmten Anforderungsfällen von besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung ist, erwartet das ENSI eine systematische Auswertung der Schäden an den Verschraubungen.

Forderung 4.3-4:

Die Erfahrungen aus der Instandhaltung an Verschraubungen an mechanischen Ausrüstungen im KKG sind systematisch auszuwerten. Bei Bedarf sind Verbesserungsmassnahmen einzuleiten. Ein Bericht über diese Auswertung ist dem ENSI bis 31. Dezember 2012 einzureichen.

4.3.2 Bautechnik

Angaben des KKG

Alterungsüberwachung

Das KKG hat den Stand und die bisherigen Ergebnisse der Alterungsüberwachung der Bauwerke im AÜP-Bericht⁶, im Erfahrungsbericht AÜP-Bautechnik zur PSÜ-Periode 1998 bis 2007⁵⁹ und in der Zusammenfassung der Ergebnisse der PSÜ³ dokumentiert.

Die Alterungsüberwachung der Bauwerke erfolgt nach dem GSKL-Leitfaden für die Erstellung von Bautechnik-Steckbriefen⁶⁰. Dieser regelt die systematische Überwachung. Er legt unter anderem fest, dass die gemäss Sicherheitsbericht in die Bauwerksklasse I (BK I) eingestuftten Bauwerke dem Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) unterstellt sind und dass die Inspektionen vornehmlich visuell erfolgen. Im Weiteren sollen die Baustrukturen durch die Inspektionen nicht geschädigt werden. Deshalb sind unzugängliche Bauteile indirekt zu beurteilen und unterirdische Bauteile nicht auszugraben.

Jeder Steckbrief ist gemäss der Vorgabe des Leitfadens in die folgenden drei Teile gegliedert:

- Teil 1: Bauteildokumentation und Betriebsbedingungen
- Teil 2: Bauteilspezifische Alterungsmechanismen
- Teil 3: Inspektionen, Befunde und Beurteilungen

Tabelle 4.3-2: Steckbriefe der AÜP-Bautechnik⁵⁹, Stand 31.12.2007

Gebäude/Struktur	Bauteil	Steckbrief	Letzte Revision	Bemerkungen zur Erstellung
Reaktorgebäude ZA00/ZB00	Beton-Containment oberhalb ± 0.00 m	AÜP ZA00/ZB00-0001	Rev. 1/06	1)
	Beton-Containment unterhalb ± 0.00 m	AÜP ZA00/ZB00-0002	Rev. 1/06	2)
	Strukturen zwischen Primär- und Sekundär-Containment	AÜP ZA00/ZB00-0003	Rev. 1/06	2)
	Strukturen innerhalb Primär-Containment, exkl. Biologischer Schild und Reaktorraum	AÜP ZA00/ZB00-0004	Rev. 1/06	2)
	Biologischer Schild und Reaktorraum	AÜP ZA00/ZB00-0005	Rev. 1/06	2)
Hilfsanlagegebäude ZC00	Gebäude über Terrain	AÜP ZC00-0001	Rev. 1/06	3)
	Gebäude unterhalb Terrain	AÜP ZC00-0002	Rev. 1/06	3)
Schaltanlagegebäude ZE00	Gebäude über Terrain	AÜP ZE00-0001	Rev. 1/06	3)
	Gebäude unterhalb Terrain	AÜP ZE00-0002	Rev. 1/06	3)
Notstromdieselgebäude ZK01/ZK02	Gebäude über Terrain	AÜP ZK01/ZK02-0001	Rev. 1/06	3)
	Gebäude unterhalb Terrain	AÜP ZK01/KK02-0002	Rev. 1/06	3)
Einlaufbauwerk ZM00	Gebäude oberhalb Boden 388.75 m	AÜP ZM00-0001	Rev. 1/06	3)
Auslaufbauwerk ZM06	Geb. unterhalb Boden 388.75 m und Auslaufbauwerk ZM06	AÜP ZM00-0002	Rev. 1/06	3)
Nebenkühlwasserpumpenhaus ZM02 und Mess-Schacht ZM01	Gebäude über Terrain	AÜP ZM02/ZM01-0001	Rev. 1/06	3)
	Gebäude unterhalb Terrain und Mess-Schacht ZM01	AÜP ZM02/ZM01-0002	Rev. 1/06	3)
Einlaufbauwerk ZM05	Gebäude oberhalb Maschinenhausboden	AÜP ZM05-0001	Rev. 1/06	3)
	Gebäude unterhalb Maschinenhausboden	AÜP ZM05-0002	Rev. 1/06	3)
Abluftkamin ZQ01	Gesamte Struktur	AÜP ZQ01-0001	Rev. 1/06	3)
Hilfskesselkamin ZQ02	Gesamte Struktur	AÜP ZQ02-0001	Rev. 1/06	3)
Notspeisegebäude	Gebäude über Terrain	AÜP ZV00-0001	Rev. 1/06	3)
	Gebäude unterhalb Terrain	AÜP ZV00-0002	Rev. 1/06	3)
Notstandsgebäude ZX00	Gebäude über Terrain	AÜP ZX00-0001	Rev. 1/06	3)
	Gebäude unterhalb Terrain	AÜP ZX00-0002	Rev. 1/06	3)
Werkleitungskanäle ZW..	Kanäle, Schächte und Wasser-schlösser	AÜP ZW..-0001	Rev. 1/06	4)
Nasslager ZS07, ZP03/04	zur Zeit in Erstellung			
Anbau ZC00	zur Zeit in Erstellung			

Bemerkungen zur Erstellung:

- 1) Erstellt als Rev. 0 vom 30. 01. 1997, Stellungnahme HSK vom 9. Juli 1997 und beigelegter AN von Basler & Hofmann vom 18. 04. 1997. Ergänzt vom KKG als Rev. A vom 30. 03. 1998, Stellungnahme HSK vom 06. 07. 1998 und beigelegter AN von Basler & Hofmann vom 03. 07. 1998. Ergänzt vom KKG als Rev. 1/01 vom 31. 1. 2001, Stellungnahme HSK mit Brief vom 01. Juni 2001 und beigelegtem Technischen Bericht von Basler & Hofmann vom 16. Mai 2001
- 2) Erstellt als Rev. 0 vom 30. 03. 1998, Stellungnahme HSK vom 06. 07. 1998 und beigelegter AN von Basler & Hofmann vom 03. 07. 1998. Ergänzt vom KKG als Rev. 1/01 vom 31. 1. 2001, Stellungnahme HSK mit Brief vom 01. Juni 2001 und beigelegtem Technischen Bericht von Basler & Hofmann vom 16. Mai 2001
- 3) Erstellt als Revision 1/01 vom 31. 01 2001, Stellungnahme HSK mit Brief vom 01. Juni 2001 und beigelegtem Technischen Bericht von Basler & Hofmann vom 16. Mai 2001
- 4) Erstellt als Revision 1/01 vom 30. 11. 2001, Stellungnahme HSK mit Brief vom 27. September 2002

Alle Steckbriefe mit Revision 1/06 sind bis und mit Zwischeninspektion aktualisiert

Insgesamt hat das KKG für die Bauwerke der BK I bis Ende des Überprüfungszeitraums 24 Steckbriefe erstellt und nachgeführt (Tabelle 4.3-2). Für die meisten Bauwerke werden zwei Steckbriefe geführt, jeweils einer für den Gebäudebereich unterhalb bzw. über Terrain. Für die Bauteile des Reaktorgebäudes werden fünf Steckbriefe geführt, ohne den Steckbrief für das Stahlcontainment, welcher im Rahmen des AÜP der Maschinentchnik bearbeitet wird. Die Steckbriefe für die neuesten Bauwerke der BK I, die Gebäude des Nasslagers und den Anbau des Reaktorhilfsanlagengebäudes, sind beim KKG noch in Bearbeitung.

Prüfungen

Die Tabelle 4.3-3 zeigt eine Übersicht der durchgeführten und geplanten Inspektionen im Rahmen der AÜP-Bautechnik.

Bei allen Bauwerken mit Ausnahme der Nasslager-Gebäude und des Anbaus ZC00 sind die Basisinspektionen durchgeführt und in den Steckbriefen dokumentiert worden. Die Hauptinspektionen werden grundsätzlich im 10-Jahresintervall durchgeführt. Die Resultate der Zwischeninspektionen, welche in Abhängigkeit der Ergebnisse der Basisinspektionen angeordnet wurden, fliessen in die Steckbrief-Revisionen der nächsten Hauptinspektionen ein.

Mit den visuellen Inspektionen wurden anfänglich im Reaktorgebäude zahlreiche Risse aufgenommen. Die Risse wurden interpretiert und beurteilt. Sie waren mehrheitlich nur in der Beschichtung vorhanden und schwächten somit die Stahlbetonbauteile nicht. Die im Beton vorhandenen Risse wurden bezüglich ihres Einflusses auf die Gebrauchstauglichkeit und die Tragsicherheit der Bauteile mit dem Ergebnis beurteilt, dass die Risse weder die Tragsicherheit noch die Gebrauchstauglichkeit gefährden. Sie wurden dennoch als vorbeugende Massnahmen im Rahmen der baulichen Instandhaltungsarbeiten saniert. Die gemäss Leitfaden⁶⁰ erforderliche Soll-Zustandsstufe von ≤ 2 wurde überall erfüllt.

Nebst den Stahlbetonbauteilen wurden auch die so genannten Unterkomponenten, wie Befestigungen, Stahlbauteile, Beschichtungen, Abdichtungen und Brandabschottungen visuell inspiziert. Es wurden kleinere Mängel festgestellt, wie zum Beispiel leichte Korrosionserscheinungen an Stahlteilen, örtliche Verletzungen an Brandabschottungen und verklemmte Brandschutztüren. Die Mängel wurden entweder als sicherheitstechnisch unbedeutend eingestuft oder sind behoben worden.

Die meisten der durchgeführten Laboruntersuchungen waren Druckfestigkeitsprüfungen an Beton-Bohrkernen von 50 mm Durchmesser. Das KKG stellte aufgrund der Druckfestigkeitsprüfungen an beinahe 400 Prüfkörpern eine mit dem Alter des Betons zunehmende Festigkeit fest. Die gemessenen Druckfestigkeiten waren höher als die der Auslegung zugrunde gelegten Werte.

Für Wasserbecken, Kanäle und Bauteile im Grundwasser ist die Dichtheit des Betons massgebend. Für mehrere Betonproben wurde im Labor die Wasserleitfähigkeit gemessen. Es resultierten so geringe Werte, dass der Beton im Bereich der untersuchten Proben als wasserdicht eingestuft wurde.

Tabelle 4.3-3: Übersicht der Inspektionen der AÜP-Bautechnik per 31. Dezember 2007⁵⁹

Gebäude/Struktur	Bauteil	Steckbrief AÜP ...	Basisinspektion im Jahr	Zwischeninspektion per	Inspektionen verarbeitet in Steckbriefen bis	geplante Hauptinspektion
Reaktorgebäude ZA00/ZB00	Beton-Containment oberhalb ± 0.00 m	ZA00/ZB00-0001	(Kuppelsan. 1996/97) Beton 1998 Unterk. 2002	2003	28.02.06	(2008) (2009)
	Beton-Containment unterhalb ± 0.00 m	ZA00/ZB00-0002				
	Strukturen zwischen Primär- und Sekundär-Containment	ZA00/ZB00-0003				
	Strukturen innerhalb Primär-Containment, exkl. Biologischer Schild und Reaktorraum	ZA00/ZB00-0004				
	Biologischer Schild und Reaktorraum	ZA00/ZB00-0005				
Hilfsanlagengebäude ZC00	Gebäude über Terrain	ZC00-0001	Beton 1999 Unterk. 2002	2004	28.02.06	(2009)
	Gebäude unterhalb Terrain	ZC00-0002				
	Anbau Gebäude. über Terrain	ZC00-0003	alles per			
	Anbau Gebäude unter Terrain	ZC00-0004	1.11.2007	(2014)	in Arbeit	(2019)
Schaltanlagegebäude ZE00	Gebäude über Terrain	ZE00-0001	alles 2000	2005	31.12.05	(2010)
	Gebäude unterhalb Terrain	ZE00-0002				
Notstromdieselgebäude ZK01/ZK02	Gebäude über Terrain	ZK01/ZK02-0001	alles 2000	2005	31.12.05	(2010)
	Gebäude unterhalb Terrain	ZK01/KK02-0002				
Einlaufbauwerk ZM00 Auslaufbauwerk ZM06	Gebäude oberhalb Boden 388.75m	ZM00-0001	alles 2001	28.02.06	28.02.06	(2011)
	Gebäude unterhalb Boden 388.75m und Auslaufbauwerk ZM06	ZM00-0002				
Nebenkühlwasserpumpenhaus ZM02 und Mess-Schacht ZM01	Gebäude über Terrain	ZM02/ZM01-0001	alles 2001	28.02.06	28.02.06	(2011)
	Gebäude unterhalb Terrain und Mess-Schacht ZM01	ZM02/ZM01-0002				
Einlaufbauwerk ZM05	Gebäude oberhalb Maschinenhausboden	ZM05-0001	alles 2001	28.02.06	28.02.06	(2011)
	Gebäude unterhalb Maschinenhausboden	ZM05-0002				
Abluftkamin ZQ01	Gesamte Struktur	ZQ01-0001	alles 1999	2004	28.02.06	(2009)
Hilfskesselkamin ZQ02	Gesamte Struktur	ZQ02-0001	alles 2001	28.02.06	28.02.06	(2011)
Notspeisegebäude ZV00	Gebäude über Terrain	ZV00-0001	alles 2000	2005	31.12.05	(2010)
	Gebäude unterhalb Terrain	ZV00-0002				
Notstandsgebäude ZX00	Gebäude über Terrain	ZX00-0001	alles 2000	2005	31.12.05	(2010)
	Gebäude unterhalb Terrain	ZX00-0002				
Werkleitungskanäle ZW..	Kanäle, Schächte und Wasserschlösser	ZW...-0001	alles 2002/2003	28.02.06	28.02.06	(2011)
Nasslager ZS07	Gebäude über Terrain	ZS07-0001	alles (per 01.05.2008)	(2013)	in Arbeit	(2018)
	Geb. unterhalb Terrain	ZS07-0002				
	BE-Lagerbecken	ZS07-0003				
Kühltürme zum Nasslager ZP03 und PZ04	Gebäude über Terrain	ZP03-0001	(alles per 01.05.2008)	(2013)	in Arbeit	(2018)
	Geb. unterhalb Terrain	ZP03-0002				

Bemerkungen:

(..): Diese Daten sind ausserhalb der PSÜ-Periode 1998 - 2007

Bemerkung ENSI: Die ausserhalb der PSÜ-Periode liegenden Daten der Zwischen- und Hauptinspektion für den Anbau des Reaktorhilfsanlagengebäudes ZC00 lauten korrekt 2012 und 2017.

Die im Labor an Beton-Bohrkernen gemessenen Karbonatisierungstiefen waren kleiner als die an den entsprechenden Stellen vorhandenen Betonüberdeckungen der Bewehrung. Damit blieb die Bewehrung gegen Korrosion geschützt.

Schliesslich wurden auch Prüfungen des Betons am Bauwerk und Setzungsmessungen durchgeführt. Mittels Infrarot-Temperaturmessungen wurde z. B. aus gemessenen Temperaturdifferenzen auf Betonoberflächen indirekt auf die Wirksamkeit der Grundwasser-Abdichtung geschlossen, mit durchwegs positiven Resultaten.

Der Bewilligungsinhaber folgert aus den Inspektionsbefunden und deren Beurteilung, dass sich sämtliche KKG-Bauwerke der Bauwerksklasse BK I in einem guten bis sehr guten Zustand befinden. Bei allen Bauwerken wurde die Bedingung für die Soll-Zustandsstufe erfüllt.

Bei einzelnen Beton-Druckfestigkeitsprüfungen des Nebenkühlwasserpumpenhauses ZM02, des Einlaufbauwerks ZM05 und des Notspeisegebäudes ZV00 wurden im Vergleich zu den anderen Bauwerken relativ tiefe Werte gemessen. Die gemessenen Werte waren jedoch immer noch höher als die der Auslegung zugrunde gelegten Werte. Diese Bereiche wurden vertieft untersucht und beurteilt. Als Ursache werden Ausführungsmängel genannt.

Für das Reaktorgebäude wird festgestellt, dass man von den Kriterien für eine vorläufige Ausserbetriebnahme gemäss UVEK-Verordnung SR 732.114.5 weit entfernt ist. Am Betoncontainment wurden keine Abplatzungen und keine durchgehenden Risse von mehr als 0,5 mm Rissweite festgestellt.

Instandhaltung

Die Tabelle 4.3-4 zeigt die im Überprüfungszeitraum ausgeführten Instandsetzungsmassnahmen. Die Massnahmen wurden nicht aufgrund sicherheitstechnischer Relevanz, das heisst wegen Einfluss auf die Tragsicherheit, sondern zur Verbesserung der Gebrauchstauglichkeit ausgeführt. Bereits vor diesem Zeitraum wurde die Aussenfläche der Kuppel des Reaktorgebäudes saniert. Dabei wurden alle Risse mit Rissweiten über 0,3 mm mit einem flexiblen Injektionsgut ausinjiziert.

In der Zusammenfassung weist das KKG darauf hin, dass die KKG-Bautechnik eine vorbeugende Instandhaltung betreibt. Massnahmen werden frühzeitig ausgeführt, wenn der Aufwand dafür noch klein ist. Dank diesem Vorgehen blieb der Bauteilzustand mit grossem Abstand auf der sicheren Seite des Sollzustands.

Tabelle 4.3-4: Instandsetzungsmassnahmen im Rahmen des AÜP-Bautechnik, Zeitraum 1. Januar 1998 bis 31. Dezember 2007⁵⁹

Gebäude	Instandhaltungsmassnahmen	sicherheits- technisch relevant	zur Verlän- gerung Ge- brauchs- tauglichkeit
Reaktorgebäude ZA00 / ZB00	– Entrostung eines Bewehrungseisens (L ~ 50 cm), Betonreprofilierung, Steckbrief AÜP ZA00/ZB00-0002	nein	ja
	– Flachdachsanieierung B0903 AÜP ZA00/ZB00-0001	nein	ja
	– Fugenband bei Einspannstelle Stahlcontainment erneuert AÜP ZA00/ZB00-003 und -004	nein	ja
	– Entrostung mehrerer Bewehrungsstäbe am biologischen Schild, Raum A0422, Betonreprofilierung AÜP ZA00/ZB00-005	nein	ja
Hilfsanlagegebäude ZC00	– Beschichtung im Raum C0407 erneuert	nein	ja
	– Gebäudesockel (aussen) reprofiliert	nein	ja
Schaltanlagegebäude ZE00	– Betonsanieierung an Trafozellen (± 0.00 m) und Aussenwand + 17.20 m	nein	ja
	– Aussenwand Hof + 17.20 m	nein	ja
Notstromdieselgebäude ZK01 und ZK02	– Gebäudesockel (aussen) reprofiliert ZK01 und ZK02	nein	ja
	– Riss und lokal korrodiertes Eisen ausgebessert, Beton reprofiliert, ZK02 Ebene -4.50 m	nein	ja
Mess-Schacht ZM01	– lokale Betonsanieierung	nein	ja
Notspeisegebäude ZV00	– Kerabutylfolie in Deionatbecken zusätzlich befestigt, später durch Beschichtung ersetzt	nein	ja
Kriechkanäle	– Lokal reprofiliert, vollflächiger Schutzanstrich, neues Dichtungsbett unter Fugenband	nein	ja
Werkleitungskanäle ZW....	– ZW8410 verschiedene Reprofilierungen und Beschichtungsausbesserungen, vor allem am Wandfuss	nein	ja
Alle Gebäude BK 1	– Instandhaltungsmassnahmen durch den Maler (Anstriche, Beschichtungen) auf Beton und Stahl sowie lokale Ausbesserung der dekontaminierten Bodenbeläge	nein	ja
	– Instandsetzungen der Brandabschottungen	nein	ja
	– Instandhaltungen der Brandschutztüren	nein	ja
ZA00/ZB00, ZE00, ZV00	– Einzelne Dachabdichtungen ersetzt B0903, E0908, E0916, W2901 (auf ZV00)	nein	ja

Beurteilung des ENSI

Alterungsüberwachung

Mit dem Erfahrungsbericht AÜP-Bautechnik⁵⁹ liefert der Bewilligungsinhaber eine systematische und aussagekräftige Zusammenstellung des Inspektionsprogramms, der bisherigen Befunde und der Instandsetzungsmassnahmen. Der Bericht enthält auch grundsätzliche Zustandsbewertungen, die für alle Bauwerke der BK I gelten, insbesondere eine vertiefte Beurteilung der aufgenommenen Risse und der gemessenen Druckfestigkeiten in den Stahlbetonbauteilen.

Das ENSI beurteilt das Konzept und den bisherigen Stand der Alterungsüberwachung Bautechnik positiv. Das Vorgehen erfüllt die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51 und entspricht dem genehmigten Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe⁶⁰. Die Steckbriefe der Bautechnik eignen sich als Instrument der Alterungsüberwachung und als übersichtlicher Einstieg in die umfangreiche Dokumentation.

Prüfungen

Das ENSI hat die Steckbriefe schrittweise geprüft und im Wesentlichen zustimmend beurteilt. Mit den aktuellen Fassungen werden die früher noch ausstehenden Basisinspektionen sowie alle bis Februar 2006 durchgeführten Zwischen- und Sonderinspektionen dokumentiert.

Aus den in den Steckbriefen enthaltenen Zustandsuntersuchungen geht hervor, dass alle Bauwerke in einem guten bis sehr guten Zustand sind. Die erforderliche Sollzustandsstufe wird überall deutlich erreicht. Die in der UVEK-Verordnung SR 732.114.5 für das Betoncontainment des Reaktorgebäudes festgelegten Kriterien für Risse und Abplatzungen werden bei weitem nicht erreicht.

Aus den zahlreichen Druckfestigkeitsmessungen an Beton-Bohrkernen zieht das ENSI den Schluss, dass sich bei einwandfreier Ausführung der Betonierarbeiten mit dem Alter der Bauwerke zunehmende Festigkeitsreserven entwickeln. Die am Nebenkühlwasserpumpenhaus ZM02, am Einlaufbauwerk ZM05 und am Notspeisegebäude ZV00 stellenweise relativ geringen Festigkeitswerte werden vom KKG mit Mängeln bei der Ausführung begründet. Die Festigkeiten erfüllen die Auslegungsanforderungen und somit sind auch nach Beurteilung des ENSI diesbezüglich keine Massnahmen erforderlich.

Aufgrund der eingeschränkten Zugänglichkeit sind die Erkenntnisse zur Grundwasser-Abdichtung der Bauwerke von besonderem Interesse. Das ENSI stellt fest, dass das KKG für die Überwachung der Abdichtungen in unzugänglichen Bereichen indirekte Methoden eingesetzt. Die bisher durchgeführten Infrarot-Temperaturmessungen zeigen keine auffälligen Temperaturdifferenzen in den untersuchten Bauteilen. Somit darf auf nach wie vor wirksame Abdichtungen geschlossen werden.

Instandhaltung

Trotz des durchwegs guten bis sehr guten Zustands der Bauwerke hat das KKG zahlreiche Instandhaltungsmassnahmen durchgeführt und dokumentiert. Das ENSI begrüsst diese Strategie der vorbeugenden Instandhaltung. Damit wird nicht nur für ein einwandfreies Aussehen gesorgt, sondern es werden auch schädigende Alterungsprozesse frühzeitig unterbunden.

4.3.3 Elektro- und Leittechnik

Angaben des KKG

Alterungsüberwachung

Die GSKL-Arbeitsgruppe „Alterungsüberwachung Elektrotechnik“ erarbeitete die anlagenübergreifende generische Struktur eines in der Schweiz anzuwendenden Alterungsüberwachungssystems. Im Rahmen dieser Arbeitsgruppe wurden Komponentengruppen abgegrenzt. Für jede dieser Gruppen bestehen drei Arten von sogenannten Steckbriefen, in welchen spezifische Alterungsmechanismen (Teil 1), mögliche Diagnosemethoden (Teil 2) und die werkspezifische Umsetzung (Teil 3) beschrieben sind. Bei der werkspezifischen Umsetzung (Steckbriefe Teil 3) handelt es sich um das Resultat eines Soll-Ist-Vergleichs zwischen den Steckbriefen Teil 1 und 2 und den im Werk etablierten Instandhaltungsvorgaben. Die ermittelten Abweichungen („Lücken“) wurden beurteilt und wo nötig ge-

geschlossen. Die identifizierten Massnahmen sind direkt in die Instandhaltung, d. h. in die der Instandhaltung zugrunde liegenden Prüfvorschriften eingeflossen.

Das Alterungsüberwachungsprogramm Elektrotechnik verfolgt hauptsächlich zwei Zwecke: Erstens wird im Rahmen von wiederkehrenden Prüfungen der aktuelle Zustand einer Komponente beurteilt. Zweitens muss die langfristige Kühlmittelverlust-Störfallfestigkeit (KMV-Festigkeit) sichergestellt werden.

Aufgrund des ersten Punktes ist die Alterungsüberwachung Bestandteil der elektrotechnischen Instandhaltung. Die GSKL-Arbeitsgruppe Elektrotechnik hat bis anhin 36 Komponentengruppen definiert und die Steckbriefe Teil 1 und 2 erstellt. Im KKG finden 33 davon Anwendung. Dazu sind total rund 200 Steckbriefe Teil 3 erstellt worden. Der Soll-Ist-Vergleich erforderte die Ergänzung oder Neuerstellung von rund 30 Prüfvorschriften.

Zum zweiten Punkt, der Sicherstellung der langfristigen KMV-Festigkeit für Komponenten, wird die Nutzungszeit oder Restlebensdauer unter Berücksichtigung der örtlichen Bedingungen (Temperatur, Strahlung, etc.) einer Komponente ermittelt und im Steckbrief Teil 3 dokumentiert. Nach Ablauf dieser Nutzungszeit muss für die betroffene Komponente ein neuer Störfallfestigkeitsnachweis erbracht werden oder die Komponente wird ausgetauscht. Das grundsätzliche Ziel der Qualifizierung von elektrischen Komponenten mit Störfallanforderung ist das Erbringen des Nachweises, dass die KMV-Festigkeit auch noch nach einer angenommenen Betriebsdauer gegeben ist. Für die Elektrotechnik wurde dies durch Typprüfungen zum Nachweis der KMV-Festigkeit an künstlich vorgealterten Komponenten gezeigt. Wegen gegebener Einschränkungen und Grenzen der Anwendbarkeit der künstlich vorgealterten Prüflinge werden langfristige Vorhersagen zur Betriebsdauer, innerhalb derer die Störfallfestigkeit noch gegeben ist, durch die betriebsbegleitende Nachweisführung der KMV-Festigkeit ergänzt. Die betriebsbegleitende Nachweisführung der KMV-Festigkeit gibt Aufschluss darüber, ob die ursprünglich angestrebte Qualifikationsdauer gerechtfertigt ist.

Das KKG ist im VGB-Arbeitskreis „Betriebsbegleitende Nachweisführung“ und in einigen weiteren VGB-Arbeitsgruppen (z. B. „Durchlaufende Antriebe“ und „Stellantriebe“) vertreten und hat somit Zugriff auf die aktuellsten Erkenntnisse zu Fragen der Alterung.

Bei der Elektrotechnik können generell drei Arten von Alterung unterschieden werden: Materialtechnische Alterung, aufgebrauchter Vertrauenszeitraum (Ablauf der Restlebensdauer) von Komponenten mit KMV-Festigkeitsanforderungen und technologische Alterung.

Die Gesamtbewertung des KKG erfolgte zunächst eingeteilt nach den drei vorgängig genannten Arten von Alterung. Effekte materialtechnischer Alterung wurden nur in geringem Mass festgestellt, namentlich versprödete Kabel an bezüglich Temperatur exponierten Stellen oder zunehmende Störanfälligkeit von Komponenten. Die betroffenen Komponenten wurden jeweils repariert oder es wurden breit angelegte Austauschaktionen durchgeführt (z. B. Kondensatortausch auf Reaktorschutz-Baugruppen). Zur materialtechnischen Alterung gehört auch das Ablaufen der Einsatzzeit von Komponenten aufgrund des Erreichens der spezifizierten Einsatzdauer (z. B. Betriebsstunden von Motoren, Schaltspiele von Schützen, Abnutzung durch mechanische Belastung etc.). Generell werden hier Herstellerangaben, Betriebserfahrungen (intern und extern) unter Beachtung der Umgebungsbedingungen (Temperatur, Druck, Feuchte, Strahlung) herangezogen. Das KKG verfolgt die Strategie, dass Komponenten wenn möglich schon vor Anzeichen materialtechnischer Alterung ausgewechselt werden, um Ausfälle in grösserem Umfang aufgrund solcher Alterungseffekte zu verhindern.

Beim der zweiten Art von Alterung, dem Aufbrauch des Vertrauenszeitraums von Komponenten mit KMV-Festigkeitsanforderungen, muss nach Ablauf der in den Steckbriefen bestimmten Restlebensdauern das weitere Vorgehen bestimmt werden. Es bietet sich einerseits die Möglichkeit des Ersatzes der betroffenen Komponenten oder andererseits eine Verlängerung des Vertrauenszeitraums durch Requalifizierung im Rahmen der betriebsbegleitenden Nachweisführung (VGB-Programm) an. Der Austausch von nicht (ausreichend) qualifizierten oder nicht qualifizierbaren Komponenten der Elektrotechnik wurde im Jahr 2010 erfolgreich abgeschlossen.

Die dritte Art von Alterung, die technologische Alterung, macht den weitaus grössten Anteil an zu bewältigenden Ertüchtigungsmassnahmen aus. In diese Kategorie fallen namentlich Produkte, die abgekündigt bzw. nicht mehr lieferbar sind, Know-how-Verlust von Lieferanten und überholter technischer Stand. Diese Art der Alterung macht ein Programm für Ersatzinvestitionen notwendig. Beispielhaft können hier der geplante Austausch der Brandmeldeanlage oder der Ersatz der Leittechnik erwähnt werden.

Zusammenfassend ist das KKG der Meinung, dass das Alterungsüberwachungsprogramm im Fachbereich Elektrotechnik systematisch konzipiert und in der Etablierungsphase ist. Der Prozess ist von der Erfassung neuer Erkenntnisse bis zum Umsetzen in der Instandhaltung definiert. Der Umgang mit der Systematik wird Optimierungspotenzial aufzeigen, vor allem hinsichtlich Umfang, Gliederung und Strukturierung der Steckbriefe. Das optimale Gleichgewicht zwischen administrativen Massnahmen und der Effektivität des Systems ist noch zu finden.

Prüfungen

Die Prüfvorschriften, die Pfeiler der Instandhaltung, werden durch die Leiter der Fachbereiche und die Mitarbeiter der Werkstätten in Eigenregie unter Beachtung der Herstellervorgaben erstellt und gepflegt. Dieses Vorgehen festigt einerseits das technische Wissen und fördert andererseits die Identifikation des Personals mit den zu betreuenden Komponenten und Systemen. Ziel des beschriebenen Vorgehens ist der Erhalt und der Ausbau des Fachwissens. Die Selbstständigkeit jedes Einzelnen wird gefördert, und das Personal wird zur Übernahme von Eigenverantwortung motiviert und befähigt.

Folgende Angaben wurden vom KKG zum Instandhaltungsprozess gemacht: Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten werden entsprechend dem jeweiligen vorgegebenen Verfahren geplant, durchgeführt und überwacht. Als Hilfsmittel steht das integrierte Planungs- und Instandhaltungssystem (IPIS) zur Verfügung, das im Überprüfungszeitraum das Vorgängersystem abgelöst hat.

Folgende Grössen werden im Instandhaltungsprozess berücksichtigt: Vorschriften, Reglemente, Richtlinien, Herstellervorgaben, interne Erfahrungsauswertung, externe Erfahrungsauswertung, Alterungsüberwachung und Störmeldungen.

Alle diese Faktoren können Instandhaltungs- oder Instandsetzungsmassnahmen auslösen. Zu erwähnen ist die Integration von Ergebnissen aus der Alterungsüberwachung in die Instandhaltung. Dieser Ansatz basiert auf der Tatsache, dass jede Instandhaltungstätigkeit gleichzeitig ein wichtiger Bestandteil der Alterungsüberwachung ist.

Sowohl für leittechnische als auch für starkstromtechnische Einrichtungen kommt mehrheitlich (bei klassierten Komponenten auf jeden Fall) eine präventive, vorbeugende Instandhaltungsstrategie zum Einsatz. Das korrekte Funktionieren der Anlagenteile wird durch periodische Prüfungen wie Funktionsprüfungen, Verriegelungsprüfungen und Baugruppenprüfungen verifiziert. Bei Verdacht auf Funktionsmängel wird das betroffene Anlagenteil durch ein geprüftes funktionstüchtiges Bauteil ersetzt.

Defekte Bauteile werden anschliessend untersucht und wenn möglich repariert und wieder an Lager gelegt. Falls ein Schwachpunkt oder eine Häufung von Ausfällen festgestellt wird, wird in der Regel eine generelle Verbesserung oder ein genereller Ersatz des betreffenden Bauteils vorgenommen. Für viele Komponenten ist das KKG im Besitz detaillierter technischer Unterlagen, was eine Reparatur durch eigenes Personal ermöglicht.

Für weitere Anlagenteile wird auch die ausfallorientierte Instandhaltung angewandt. Das heisst, die Anlagenteile werden bis zu ihrem Ausfall betrieben und anschliessend ersetzt oder repariert. Diverse Baugruppen der Sicherheitsleittechnik enthalten ein Selbstdiagnosesystem. So besitzen beispielsweise sich selbst prüfende Baugruppen eine Drahtbruchüberwachung.

Bei starkstromtechnischen Einrichtungen wurden in der Vergangenheit vermehrt auch zustandsorientierte Strategien eingeführt. Beispiele dazu sind die Blocktransformatoren, deren Zustand online mit einem Ölanalysegerät überwacht wird. Bei Eigenbedarfs-, Fremdnetz- und Blocktransformatoren werden periodisch Ölproben entnommen und untersucht. Aufgrund des Gasgehaltes und der Gaszusammensetzung können Aussagen über den Zustand der Transformatoren gemacht werden. Bei Motoren werden seit einiger Zeit periodisch Teilentladungsmessungen vorgenommen. Teilentladungsmessungen liefern eine Art „Fingerabdruck“ der Komponente, dessen Entwicklung über die Jahre verfolgt und interpretiert wird. Alterungseffekte oder Schwachstellen können so frühzeitig aufgedeckt werden.

Instandhaltung

Die Instandhaltung in der Elektrotechnik gliedert sich in Übereinstimmung mit der Norm SN EN 13306⁶¹ in folgende Bereiche:

- Inspektion einschliesslich wiederkehrende Prüfungen und visuelle Kontrollen: Feststellung und Bewertung des Zustandes
- Wartung: Erhalt der spezifischen Bedingungen für den Einsatz der Ausrüstung einschliesslich Reinigen, Schmieren, Kontrollieren, Austausch von Verschleisssteilen (z. B. Elektrolytkondensatoren) oder ganzen Betrachtungseinheiten, Updates von Software-Modulen, Kalibrierung, Justierung, Funktionskontrollen
- Instandsetzung: Ausbesserung oder Ersatz zur Wiederherstellung des spezifischen Zustandes einer ausgefallenen Einheit respektive einer Einheit mit erreichter Abnutzungsgrenze. Die Ausbesserung umfasst beispielsweise das Verdrahten, Verkabeln, Isolieren, Veredeln, Löten, Klemmen, Entgraten
- Verbesserungen: Steigerung der Funktionssicherheit einer Einrichtung durch die Beseitigung von Schwachstellen, wobei die Funktion der Einrichtung nicht verändert wird

Der im KKG gelebten Instandhaltungsphilosophie liegt die Überzeugung zu Grunde, dass gut ausgebildetes und motiviertes Personal die beste Leistung erbringt, wenn es stark und direkt mit der Anlage verbunden ist. Sowohl die Ingenieure als auch die Mitarbeiter der Werkstätten sind in Arbeiten der Instandhaltung als auch des Engineerings involviert. Die Aufgaben des Engineerings und der reinen Instandhaltung bilden eine Einheit. Dies garantiert einen durchgängig breiten Know-how-Aufbau auf allen Stufen. Die Problematik des Know-how-Transfers vom Engineering in die Instandhaltung entfällt.

Die ausgefallenen Komponenten werden entweder ausgetauscht oder repariert. Einzelfehler werden durch eine Reparatur beseitigt. Systematische Fehler werden durch geeignete Massnahmen elimi-

niert (z. B. systematischer Austausch von Bauelementen, Verbesserung oder Optimierung der Regelung). Baugruppen, welche sporadische Fehler verursachten, wurden sorgfältig untersucht und repariert oder im Zweifelsfall nicht mehr eingesetzt.

Im Folgenden werden Aktionen aufgeführt, die aufgrund von systematischen Fehlern oder wegen Verdachts auf systematische Fehler hin durchgeführt worden sind. Systematische Fehler traten primär aufgrund von Alterungseffekten auf. Diese Fehler wurden im Rahmen von Anlagenänderungen behoben.

- Im Reaktorschutzsystem wurden aufgrund zunehmender Störungen flächendeckend folgende Massnahmen präventiv ergriffen:
 - Potentiometertausch auf Reaktorschutz-Grenzwertmeldern
 - Kondensatortausch auf Reaktorschutz-U/U-Wandlern
 - Kondensatortausch auf Reaktorschutz-Signalumformern
 - Schlüsselschalter/-taster auf Reaktorschutz-Schlüsselschalterbaugruppe
 - Sicherungsautomaten auf Reaktorschutz-Sicherungsbaugruppen (Notstandssystem)
- In den 10- und 6-kV-Anlagen erfolgte ein genereller Ersatz der mechanischen Einschaltverriegelung der Leistungsschalter. Grund war der Bruch einer Rückspannfeder der mechanischen Einschaltverriegelung.
- Bei der 380-V-Ebene wurden beim Eigenbedarf (Normalnetz), bei den Notstromschienen (Notnetz) und bei den gesicherten unterbrechungsfreien Stromverteilungen die Absicherungsautomaten der Einschubsteuerung flächendeckend ausgetauscht. Gründe waren Alterungseffekte und versteckte Mängel aus der Herstellungszeit. Die Mängel hatten sich durch diverse Störungen infolge Isolationsverlusts zwischen dem Steuerkreis und dem Leistungsteil der Einschübe bemerkbar gemacht.
- Bei Reaktorschutzprüfungen schaltete die Spannungsversorgung der FN-Schiene in der Notstandsschaltanlage wiederholt nicht in die Vorzugslage zurück. Der Fehler wurde ausserhalb des Überprüfungszeitraums als systematisch erkannt. Massnahmen sind im Gang.
- Bei der Verteilung für Regelungs-Leistungssteller wurde eine Anhäufung von Problemen mit der Stromversorgung der einzelnen Abzweige festgestellt. Massnahmen (Ersatz der Motorschutzschalter) sind im Gang.
- Bei allen vier Blocktransformatorpolen (je einer für jede Phase plus einer Reserve) wurden gleiche Abweichungen mechanischer Art festgestellt. Die vier Pole wurden in der Revision 2008 ersetzt.

Bei der Mehrzahl der bei Prüfungen festgestellten Abweichungen handelte es sich um Einzelfehler. Generische Abweichungen z. B. aufgrund von Alterungseffekten wurden nur wenige festgestellt. Nach deren Erkennen wurden umgehend Massnahmen getroffen. Mussten bei einer Komponentengruppe vermehrt Ausfälle festgestellt werden, wurden die Komponenten vorsorglich flächendeckend ausgetauscht oder es wurden generelle Verbesserungen oder Anlagenänderungen initiiert.

Die guten Prüfergebnisse und die über die Jahre konstant gebliebenen Ausfälle bestätigen die Zweckmässigkeit der angewandten aufwändigen Instandhaltungsmassnahmen.

Beurteilung des ENSI

Alterungsüberwachung

Die HSK hatte das KKG anlässlich der letzten PSÜ aufgefordert, bis Ende 2000 ein systematisches, KKG-spezifisches Alterungsüberwachungsprogramm für die Elektrotechnik auszuarbeiten und für die 1E-Komponenten innerhalb des Reaktorgebäudes die erforderlichen Steckbriefe fertigzustellen. Die Forderung mündete in die PSÜ-Pendenz P 122g (Teilmassnahme g im Fachbereich Elektrotechnik der gesamten AÜP-Pendenz). Diese Pendenz konnte im Jahr 2005 geschlossen werden.

Das ENSI stellt fest, dass das KKG ein systematisches und umfassendes Alterungsüberwachungsprogramm für den Fachbereich Elektrotechnik erarbeitet hat und dieses mit dem Instandhaltungsprozess verknüpft hat. Das Programm wird durch ein vollständiges AÜP-Handbuch unterstützt, das regelmässig (meistens jährlich) gemäss dem aktuellen Stand der Erkenntnisse und der Steckbriefe nachgeführt und dem ENSI eingereicht wird.

Die für die Alterungsüberwachung der elektro- und leittechnischen Ausrüstungen im KKG zu erstellenden Steckbriefe sind zum Grossteil vorhanden. Für noch ausstehende Steckbriefe ist die Planung mit dem ENSI abgestimmt. Die einzelnen Steckbriefe entsprechen bezüglich Vollständigkeit und Qualität den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51. Die bei der Erstellung der Steckbriefe identifizierten Lücken in der Instandhaltung wurden behoben, indem betroffenen Prüfvorschriften überarbeitet oder neue erstellt und in die entsprechenden Wiederholungsprüfprogramme eingearbeitet wurden.

Das ENSI konnte sich durch die regelmässig eingereichten Aktualisierungen und Ergänzungen der AÜP-Unterlagen und der betroffenen Prüfvorschriften überzeugen, dass das KKG die ergänzenden AÜP-Massnahmen in den Vorschriften berücksichtigt hat.

Prüfungen

Die Resultate der innerhalb des Überprüfungszeitraums durchgeführten wiederkehrenden Prüfungen bestätigen den allgemein guten Zustand der elektro- und leittechnischen Einrichtungen. Die Einzelfehler liegen in einem üblichen Erfahrungsbereich. Erkannte Schwachstellen, die teils aufgrund von Alterungseffekten (siehe Alterungsüberwachungsprogramm) aufgetreten sind, wurden systematisch entfernt.

Aufgrund der bewährten Instandhaltungspraxis, die sich in einer geringen Anzahl meldepflichtiger Befunde niederschlägt, gelangt das ENSI zum Ergebnis, dass die hohe Zuverlässigkeit sowie der allgemein gute Zustand der elektrischen und leittechnischen Einrichtungen im KKG auch im nächsten Überprüfungszeitraum aufrechterhalten werden kann.

Instandhaltung

Das KKG verfolgt eine systematische Instandhaltungsstrategie für die Instandhaltung der sicherheitstechnisch wichtigen elektro- und leittechnischen Ausrüstungen und setzt diese in den Bereichen Inspektion (wiederkehrende Prüfungen, visuelle Kontrollen), Wartung, Instandsetzung und Verbesserungen um.

Für den Instandhaltungsprozess wird qualifiziertes Fachpersonal eingesetzt, zudem finden ergänzende qualitätssichernde Kontrollen statt.

Aufgrund von detaillierten Ursachenabklärungen nach Ausfällen, Störungen und Befunden erfolgten die Instandsetzungs- respektive Verbesserungsaktivitäten entweder als jeweils einmalige Massnahme (z. B. Austausch, Reparatur) oder als systematische Arbeiten an gleichartigen Komponenten. Die

Erfahrungen aus dem Instandhaltungsprozess werden dokumentiert und fliessen in die weiteren Instandhaltungsaktivitäten ein.

Das ENSI liess sich im Überprüfungszeitraum im Rahmen von Schwerpunktinspektionen und Freigabeverfahren über die Instandhaltungsmassnahmen einzelner Fachgebiete bzw. Komponentengruppen informieren.

Insgesamt verfügt der Bewilligungsinhaber aus Sicht des ENSI über ein ausgereiftes Instandhaltungskonzept für die elektro- und leittechnischen Einrichtungen.

Das im Überprüfungszeitraum entwickelte und in Betrieb gesetzte integrierte Planungs- und Instandhaltungssystem (IPIS) unterstützt die Abwicklung der Instandhaltungsmassnahmen mit einem Werkzeug nach dem Stand der Technik.

Übergeordnet sind folgende Punkte zu berücksichtigen:

Die Leittechniksysteme im KKG stehen grossteils seit der Inbetriebsetzung des Kraftwerkes im Einsatz. Sie basieren im Wesentlichen auf Geräten, welche vor rund 40 Jahren entwickelt wurden. Diese Gerätefamilien sind ausnahmslos seit Jahren abgekündigt. Reparaturen beim Hersteller sowie die Beschaffung von Originalbaugruppen beim Hersteller für den Ersatz von defekten Geräten oder für Nachrüstungen sind seit Jahren nicht mehr möglich. Das KKG kann zurzeit auf den eigenen Lagerbestand, auf Gerätemodule aus Restbeständen geprüfter Module, an denen alterungsrelevante Komponenten durch neue ersetzt worden sind, sowie auf Module ausser Betrieb genommener Kraftwerke zurückgreifen. Doch dies wird auf Dauer nicht genügen.

Entsprechend reichen die oben beschriebenen Strategien der Alterungsüberwachung und Instandhaltung nicht aus, um langfristig die Zuverlässigkeit dieser Leittechniksysteme zu gewährleisten. Das KKG hat zwar den Ersatz eines ersten Teils der Leittechniksysteme geplant und beim ENSI entsprechende Freigabeanträge gestellt. Um die Zuverlässigkeit der heutigen Leittechniksysteme bis zu deren Ersatz zu gewährleisten, ist sicherzustellen, dass die einzelnen Systeme rechtzeitig abgelöst werden. Dabei sind die aktuelle Situation (abgekündigte Produkte, Alterung, Verfügbarkeit und Alter von Ersatzteilen sowie weitere Faktoren) und für die Ersatzteilsituation relevante Zukunftsszenarien zu berücksichtigen.

Forderung 4.3-5:

Das KKG hat dem ENSI bis zum 30. Juni 2013 ein Konzept für die bis zur nächsten PSÜ vorgesehenen Teile des Austauschs der sicherheitsrelevanten Leittechnik inklusive Terminplan vorzulegen.

4.4 Reaktorkern, Brenn- und Steuerelemente

Die in diesem Kapitel dargestellten Sachverhalte (Angaben des KKG) sind dem KKG-Betriebserfahrungsbericht⁷ entnommen worden, insbesondere dem Kapitel 6 „Erfahrung aus dem Brennstoffeinsatz“ und den Unterkapiteln 6.1 „Einleitung und gesetzliche Grundlagen“, 6.2 „Brennstab- und Brennelementauslegung, Kernauslegung und Kernüberwachung“, 6.3 „Brennstoffentwicklung und -verhalten“ und 6.4 „Brennelementfertigung, -lagerung und -handhabung, Überwachung durch die IAEA“.

4.4.1 Kernausslegung

Die Beladung des Reaktorkerns mit Brennelementen wird von Zyklus zu Zyklus geändert. Die Variationsbreite möglicher Kernbeladungen ist aufgrund der Anzahl und Art der nachgeladenen Brennelemente und deren Anordnung im Kern sehr gross, sie wird aber durch die Forderung nach Einhaltung der sicherheitstechnischen Anforderungen beschränkt. Die Einhaltung muss für jeden Nachladekern nachgewiesen werden.

Die Grundlage für die Nachweisführung bilden die vom ENSI freigegebenen „Sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen“⁶² für die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns. Sie enthalten die wesentlichen Konstruktionsmerkmale der Brennelemente und die aus den sicherheitstechnischen Anforderungen abgeleiteten Auslegungskriterien des Reaktorkerns und der Brennelementlager. Die Auslegungskriterien definieren die zulässigen Wertebereiche von sicherheitstechnischen Parametern. Ein tabellarisches Verzeichnis der Wertebereiche, für die der Nachweis der Erfüllung aller sicherheitstechnischen Anforderungen geführt wurde, ist in der Unterlage „Nachweisstand für sicherheitstechnische Parameter“⁶³ zusammengestellt.

Bei der Auslegung jeder neuen Kernbeladung ist der Nachweis, dass alle sicherheitstechnischen Anforderungen für den konkreten Beladeplan erfüllt sind, dann erbracht, wenn die neu eingesetzten Brennelemente die Qualitätsanforderungen der Fertigung erfüllen und die sicherheitstechnischen Parameter des Kerns sich innerhalb des durch den Nachweisstand abgesteckten und freigegebenen Bereichs befinden.

Die „Sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen“ mit dem Nachweisstand für sicherheitstechnische Parameter entsprechen dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Sie stellen ein Konzept zur Beurteilung der sicherheitstechnischen Unbedenklichkeit von Nachladekernen dar und haben sich seit der Einführung als praxistauglich erwiesen.

4.4.1.1 Brennelementzyklusstrategie und Reaktorkernausslegungsprogramme

Angaben des KKG

Die Leitlinie des KKG bei der Brennelement-Einsatzplanung ist die optimale Nutzung des Brennstoffs unter Einhaltung der sicherheitstechnischen Parameter. Die im Überprüfungszeitraum realisierten Reaktorkerne waren Vier-Regionen-Kerne mit Low-Leakage Beladung, d. h. dass frische Brennelemente auf Kerninnenpositionen eingesetzt werden. Im Durchschnitt wurden pro Zyklus knapp 44 frische Brennelemente nachgeladen. Die Entladeabbrände (mittlerer Brennelementabbrand der endgültig entladenen Brennelemente) wurden entsprechend der stufenweise angehobenen Anfangsanreicherung (von 3,5 % auf 4,3 %) auf etwa 53 MWd/kg Schwermetall (SM) gesteigert. Im Hinblick auf den Fünf-Regionen-Kern wurde die Anreicherung der Brennelemente, die Brennstoff aus wiederaufgearbeitetem Uran enthalten (WAU-BE), auf einen zu 4,8 % für Frischuran äquivalenten Wert erhöht. Für einen Fünf-Regionen-Gleichgewichtskern ist eine zumindest 4,95 % Frischuran äquivalente Anreicherung erforderlich. Mit dem Fünf-Regionen-Kern wird dann die Nachlademenge um acht Stück auf etwa 36 Brennelemente pro Jahr reduziert und der Entladeabbrand wird durchschnittlich 60 MWd/kg SM übersteigen.

Im Überprüfungszeitraum wurden die vorläufig letzten Mischoxidbrennelemente (MOX-BE) zu Beginn von Zyklus 29 (Mitte 2007) in den Kern geladen, weil die Plutoniumrückführung abgeschlossen war

und Mitte 2006 das Moratorium für Transporte von Brennelementen zur Wiederaufarbeitungsanlage in Kraft trat.

Die Einführung des Standard-Auslegungsverfahrens SAV 95 (Standardverfahren beim Brennelementhersteller AREVA) für neutronenphysikalische und thermohydraulische Berechnungen des Reaktorkerns, das ein Bestandteil des AREVA-Programm-Systems CASCADE-3D (Core Analysis and Safety Codes for Advanced Design Evaluations) ist, erfolgte im KKG ab dem 20. Zyklus (1998). Das SAV 95 zeichnet sich im Vergleich zur Vorgängerversion SAV 90 durch eine bessere neutronenphysikalische Beschreibung der MOX-Brennelemente aus. Die Eignung dieses Standard-Auslegungsverfahrens wurde durch umfangreiche Nachrechnungen der vorangegangenen Zyklen nachgewiesen. Das KKG ist der Meinung, dass in Anbetracht des im KKG damals geplanten Einsatzes von MOX-Brennelementen der Verfahrenswechsel zur exakteren Beschreibung der Mischkerne notwendig war.

Die Validierungsbasis des Programmsystems CASCADE-3D umfasst zurzeit mehr als 400 DWR-Zyklen in Anlagen von verschiedenen Herstellern mit unterschiedlichen Leistungen. Die Validierung wird von AREVA kontinuierlich weitergeführt. Die Ergebnisse der Auslegungsrechnungen werden nach jedem BE-Wechsel und in periodischen Abständen während des Zyklus mit den Resultaten von Physikmessungen verglichen. Die Resultate der Vergleiche bestätigen die hohe Genauigkeit der Rechenmodelle. Die in dem ANSI-Standard ANS-19.6.1-2005⁶⁴ angegebenen Richtwerte für die Differenz zwischen Messung und Rechnung (bei den Anfahrmessungen, die die Reaktorphysik betreffen) werden nach Angaben des KKG sehr gut eingehalten.

Zur besseren Vorhersage der Zykluslänge wird im KKG seit 1986 (Zyklus 8) eine Abbrandkorrektur und seit dem 13. Zyklus (1992) zusätzlich eine radiale Korrektur verwendet. Die beiden Korrekturen wurden im Überprüfungszeitraum unverändert benutzt. Das KKG ist der Meinung, dass die mit den Korrekturen während 17 Zyklen erzielten guten Resultate deren Anwendung rechtfertigen.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Der ENSI-Beurteilung des Brennelementeinsatzes und der Kernauslegungsprogramme liegen die Richtlinie HSK-R-61 sowie der ANSI Standard ANS-19.6.1-2005 zugrunde. Bei den Kernauslegungsprogrammen wird auch der Stand von Wissenschaft und Technik gemäss Richtlinie HSK-R-48 berücksichtigt.

Beurteilung des ENSI

Die Anreicherungserhöhung von 4,3 % auf 4,6 % wurde mit HSK-Brief vom 3. Dezember 2002⁶⁵ freigegeben. Zur weiteren Erhöhung auf einen zu 4,8 % für Frischuran äquivalenten Wert hat die HSK eine Stellungnahme am 30. Mai 2005⁶⁶ verfasst. Die Anreicherungserhöhung auf einen zu 4,95 % für Frischuran äquivalenten Wert hat die HSK mit Brief vom 16. April 2008⁶⁷ freigegeben. Die HSK hat alle Nachweise für die beantragten Spaltstoffanreicherungserhöhungen als vollständig und ausreichend beurteilt. Vom KKG wurde gezeigt, dass ein sicherer Normalbetrieb gewährleistet ist und eine ausreichende Vorsorge bei Störfällen getroffen ist.

Die Realisierung des Fünf-Regionen-Kerns wurde im Rahmen der Abbranderhöhung mit HSK-Brief vom 19. Juli 2006⁶⁸ freigegeben (siehe auch Kap. 4.4.3.1).

Die Einführung des Standard-Auslegungsverfahrens 95 (SAV 95) hat die HSK mit Brief vom 14. Mai 1998⁶⁹ freigegeben. Das Verfahren wurde von externen Experten im Auftrag der HSK überprüft. Die Experten und die HSK kamen zum Ergebnis, dass das SAV 95 moderne, fortschrittliche Methoden

verwendet und als ein dem Stand der Technik entsprechendes Programm betrachtet werden kann, das für die nukleare Auslegung von DWR gut geeignet ist. Die Ergebnisse zeigen, dass die AN-SI/ANS-Richtwerte für die Rechengenauigkeit bei Physikmessungen eingehalten werden.

Die seit dem 8. Zyklus angewendete Abbrandkorrektur wurde (ausserhalb des Überprüfungszeitraums) durch eine gleichwertige Reaktivitätskorrektur ersetzt. Die ENSI-Freigabe wurde mit Brief vom 25. Mai 2009⁷⁰ erteilt. Die Reaktivitätskorrektur wird seit dem 31. Zyklus, d.h. seit 2009 verwendet.

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass das KKG gemäss der Richtlinie HSK-R-61 für alle freigabepflichtigen Änderungen entsprechende Anträge mit allen notwendigen Informationen dem ENSI zur Beurteilung vorgelegt hat. Sie konnten alle freigegeben werden.

4.4.1.2 Sicherheitstechnische Rahmenbedingungen für die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns

Angaben des KKG

Die „Sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen“ (SiRaBe) und der Nachweisstand werden fortlaufend auf dem aktuellen Stand gehalten. Anpassungen erfolgen aufgrund von neuen oder geänderten sicherheitstechnischen Anforderungen oder von neuen Sicherheitsanalysen. Änderungen des Verfahrens, der Sicherheitskriterien und von Grenzwerten sind freigabepflichtig. Es wurden mehrere freigabepflichtigen Änderungen während des Überprüfungszeitraums durchgeführt.

Das KKG ist der Meinung, dass die SiRaBe dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen und dass sie ein nachvollziehbares, überschaubares Konzept zur Beurteilung der sicherheitstechnischen Unbedenklichkeit von Nachladekernen darstellen.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Der ENSI-Beurteilung der SiRaBe für die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns liegen die Richtlinie HSK-R-61 sowie die IAEA Safety Standards NS-G-2.2⁴² und NS-R-1⁷¹ sowie die KTA-Regeln 3101.1⁷² und 3101.2⁷³ zugrunde.

Beurteilung des ENSI

Die sicherheitstechnischen Anforderungen an Kernnachladungen, die zyklusspezifisch zu überprüfenden sicherheitstechnischen Parameter, die zu verwendenden Rechenmethoden und die zum Einsatz freigegebenen Brennelementtypen sind in einem Grundlagenbericht des Brennelement-Herstellers festgelegt, der bei Bedarf aktualisiert wird. Die Sicherheitsanforderungen entsprechen den Empfehlungen des internationalen Regelwerks.

Alle während des Überprüfungszeitraums durchgeführten Änderungen an den SiRaBe sowie am Nachweisstand wurden von der HSK freigegeben.

Vor jedem Betriebszyklus legt das KKG den Bericht mit reaktorphysikalischen Rechnungen für die neue Kernbeladung vor. Das ENSI prüft diesen auf Einhaltung der festgelegten Sicherheitsanforderungen. Ein positives Prüfergebnis ist eine Voraussetzung für die Freigabe zum Wiederauffahren nach jedem BE-Wechsel.

Zusammenfassend stellt das ENSI fest, dass im KKG eine geeignete Vorgehensweise zum Nachweis der Einhaltung der Sicherheitsanforderungen an Kernnachladungen angewandt wird. Für die jeweiligen Betriebszyklen wurden die geforderten Nachweise im Überprüfungszeitraum erbracht.

4.4.1.3 Unterkritikalitätskonzept

Angaben des KKG

Im Hinblick auf den geplanten Einsatz von MOX-BE ab Zyklus 19 (Mitte 1997) wurde die Gewährleistung einer ausreichenden Abschaltsicherheit des Reaktorkerns im Normalbetrieb und bei Störfällen für zukünftige Beladekonzepte neu überprüft. Es wurde ein neues Unterkritikalitätskonzept erarbeitet⁷⁴, das die Bedingungen festlegt, welche erfüllt sein müssen, damit der Reaktor aus jedem Betriebszustand und bei Störfällen abgeschaltet und im unterkritischen Zustand gehalten werden kann. Zur Gewährleistung der Unterkritikalität auch in Störfällen wurde in den Flutbehältern und Druckspeichern sowie im Brennelementbecken und im Ladebecken die Borkonzentration auf 2500 ppm und die Bor-10-Anreicherung auf 28 % erhöht (bezüglich der betrieblichen Überwachung siehe Kapitel 4.5). Die Borkonzentration in den Borsäurespeichern des betrieblichen Boriersystems wurde bei 7000 ppm belassen, die Bor-10-Anreicherung jedoch auch auf 28 % erhöht.

Die Ergebnisse der zyklusspezifischen Rechnungen werden jeweils im Umsetzplan dargestellt. Das KKG ist der Meinung, dass die erforderliche Abschaltreaktivität in allen Fällen sichergestellt ist.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Der ENSI-Beurteilung des Unterkritikalitätskonzepts liegen die Richtlinie HSK-R-61 und die KTA-Regel 3101.2⁷³ zugrunde.

Beurteilung des ENSI

Die HSK hat das neue Unterkritikalitätskonzept mit Brief vom 11. Juni 1996⁷⁵ unter Zugrundelegung der KTA-3101.2 freigegeben. Das ENSI stellt fest, dass die Ergebnisse der zyklusspezifisch zu untersuchenden Fälle jeweils im Bericht für die neue Kernbeladung dargelegt worden sind und dass die Abschaltreaktivität in allen Fällen sichergestellt wurde. Die Anreicherungs- und Konzentrationsänderung des Bors wurde gemäss dieser HSK-Freigabe während des Überprüfungszeitraums umgesetzt.

4.4.2 Kernüberwachung und Erfahrung mit der Kernüberwachung

Als ein Teil der Kerninstrumentierung steht das Kugelmesssystem (KMS) zur Ermittlung der Leistungsdichteverteilung im Reaktorkern zur Verfügung. Aufgrund der Messwerte werden auch der Abbrandzuwachs der Brennelemente und das für den abdeckenden Störfall „gekoppelter Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen“ zulässige Departure from Nucleate Boiling (DNB)-Verhältnis berechnet.

Mit dem Kugelmesssystem werden die Neutronenfluss-Innendetektoren kalibriert, die mit ihren Signalen ein Teilsystem (Peak-RELEB) des Reaktorleistungsbegrenzungssystems (L-RELEB) bilden und die Stablängenleistung überwachen.

Die Neutronenfluss-Aussendetektoren haben eine der Peak-RELEB übergeordnete Funktion, indem sie axiale und azimutale Schiefasten überwachen (Q-RELEB).

Mit der Kernüberwachung werden die Einhaltung der bei den Störfallanalysen angenommenen Betriebsgrenzwerte für die thermische Reaktorleistung, die lineare Stableistung und das DNB-Verhältnis überprüft und dokumentiert. Ausserdem wird überprüft, ob das vorausberechnete Verhalten des Reaktorkerns mit dem tatsächlichen Betriebsverhalten gut übereinstimmt. Zu diesem Zweck werden periodisch Messungen der Borkonzentration der kühlmittelführenden Systeme, Leistungsdichteverteilungsmessungen mit dem KMS und Leistungsverteilungsmessungen vorgenommen.

Angaben des KKG

Die Leistungsdichtemessungen im Reaktorkern wurden bis Mai 2008 (Ende Zyklus 29) mit dem Programmsystem NUDAWIN ausgewertet. Während des Zyklus 29 (2007/2008) erfolgte die Validierung des Simulators POWERTRAX, indem der Simulator parallel neben NUDAWIN betrieben wurde. Er erfüllt die gleichen Aufgaben wie NUDAWIN, erfasst aber online die Anlageparameter und beschreibt in vorgegebenen Zeitabständen den Kernzustand. Seit Mai 2008 wird der Kern bezüglich neutronenphysikalischer und thermohydraulischer Auslegung mit POWERTRAX allein überwacht.

Das KKG kommt zum Ergebnis, dass das Programm NUDAWIN sich über die Jahre ausgezeichnet bewährt hat. Der über den ganzen Zyklus 29 (2007/2008) erstreckte Validierungsbetrieb bestätigte, dass das Online-System POWERTRAX alle notwendigen Funktionen erfüllt, sehr zuverlässig und stabil läuft und somit für die Übernahme der Kernüberwachung geeignet ist. Der Vergleich zwischen den zwei Systemen zeigt, dass die Abweichungen relevanter Kenngrössen sehr gering sind.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Der ENSI-Beurteilung der Kernüberwachung liegen die Richtlinie HSK-R-61, die KTA-Regeln 3101.1⁷² und 3101.2⁷³ sowie der IAEA Safety Standard NS-G-2.2⁴² zugrunde. Weiterhin prüft das ENSI, ob die Kernüberwachung mit Programmen verfolgt wird, die dem Stand von Wissenschaft und Technik gemäss Richtlinie HSK-R-48 entsprechen.

Beurteilung des ENSI

Mit dem Programm NUDAWIN konnte eine gute langjährige Erfahrung gesammelt werden. Die durchgeführten Messungen der Leistungsverteilung zeigen eine gute bis sehr gute Übereinstimmung mit dem mit POWERTRAX vorausgerechneten Verhalten des Kerns. Das gleiche Verhalten wird mit POWERTRAX erreicht. Das ENSI kann sich deshalb der Meinung des KKG anschliessen, wonach die Erfahrung mit der Kernüberwachung gut ist.

Gemäss Richtlinie HSK-R-61 sind Änderungen an physikalischen Modellen freigabepflichtig. Die HSK hat mit Brief vom 8. Mai 2008⁷⁶ die neue Kernüberwachung mit dem Programmsystem POWERTRAX aufgrund der umfassenden und erfolgreichen Validierung und unter Zugrundelegung der KTA 3101.1 und 3101.2 freigegeben. Damit wurde auch die Pendezenz (Kapitel 5.3.2) aus der letzten PSÜ hinsichtlich der Verfolgung von Wissenschaft und Technik erfüllt.

Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass das im KKG verwendete Kernüberwachungssystem zur Überprüfung der Einhaltung der thermischen Betriebsgrenzwerte des Reaktorkerns geeignet ist. Es erfüllt auch die Anforderungen des internationalen Regelwerks an die Überwachung von Betriebsgrenzwerten und entspricht dem Stand von Wissenschaft und Technik.

4.4.3 Änderungen an Brennelementen und Brennelementverhalten

4.4.3.1 Änderungen an Brennelementen

Zu Beginn des Überprüfungszeitraums (1998: Ende Zyklus 19 / Beginn Zyklus 20) wurden die ersten Mischoxidbrennelemente (MOX-BE) im Reaktor eingesetzt. Zum Ende des Überprüfungszeitraums (2007: Beginn Zyklus 29) wurden die letzten frischen MOX-BE eingesetzt und gleichzeitig mit dem allmählichen Übergang vom Vier- zum Fünf-Regionen-Kern begonnen. Im Fünf-Regionen-Kern wird die Nachlademenge um etwa 8 BE auf etwa 36 BE reduziert. Die neuen Abbrandlimiten für Uran-BE

sind 70 MWd/kg SM für den mittleren BE-Abbrand, 75 MWd/kg SM für den mittleren Brennstab-Abbrand und 82 MWd/kg SM für den maximalen lokalen Abbrand. Damit wird der Brennstoff wirtschaftlicher eingesetzt, Ressourcen werden geschont und die Abfallmenge wird vermindert. Verbunden mit dieser Entwicklung läuft die ständige Weiterführung der Entwicklung von Brennstoff, Brennstabhüllrohren und Brennelementstrukturen.

Angaben des KKG

Die wichtigsten Änderungen am Brennelement im Überprüfungszeitraum waren:

- Ablösung des bisherigen Standardhüllrohrs DX ELS0.8b durch das DX-D4-Hüllrohr (Verbesserung der Korrosionsresistenz)
- Reduktion der Liner-Dicke des DX-D4-Rohrs von 150 auf 140 μm
- Ablösung des FOCUS-BE durch das HTP-BE
- Anhebung der Spaltstoffanreicherung von 4,3 % U-235 über mehrere Stufen auf 4,95 % U-235 für Frischuran (WAU-BE werden auf einen reaktivitätsäquivalent höheren Wert angereichert)
- Verminderung der Niederhaltefederkraft der HTP-BE
- Verschiebung der Einbaulage der Brennstäbe in den HTP-BE um 18 mm nach unten und im Innern des Brennstabs entsprechende Verschiebung der Brennstoffsäule nach oben
- Erhöhung der Brennstoffdichte von 10,45 g/cm^3 auf 10,55 g/cm^3 zur Kompensation der Verkürzung der Brennstoffsäule
- Einführung des Monobloc-Führungsrohres

Mit den Freigaben für die Abbrand- und Anreicherungserhöhung sowie für die Brennelementänderungen ist gemäss dem KKG ein vorzüglicher technischer Stand der Brennelemente erreicht, wodurch der allmähliche Übergang auf den Fünf-Regionen-Kern ermöglicht wurde.

Die aufgetretenen Brennelementschäden werden im Kap. 4.4.3.3 behandelt.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Der ENSI-Beurteilung der Änderungen an Brennelementen liegen die Richtlinien HSK-R-61, NUREG-0800⁷⁷ und der Standard ANSI/ANS-57.5-1996⁷⁸ zugrunde.

Beurteilung des ENSI

Die HSK hat mit Brief vom 19. Juli 2006⁶⁸ die Freigabe für die Abbranderhöhung und mit Brief vom 16. April 2008⁶⁷ die Freigabe für die Anreicherungserhöhung erteilt. Der Fünf-Regionen-Kern kann in den kommenden Jahren Schritt für Schritt realisiert werden.

Gemäss Richtlinie HSK-R-61 sind Änderungen an Brennelementen freigabepflichtig. Das ENSI hat die sicherheitsrelevanten Aspekte der oben genannten Änderungen anhand der vom KKG und vom Hersteller vorgelegten Dokumente geprüft und mit Briefen^{65,66,67,79,80,81,82,83,84} freigegeben. Es wurden dabei die internationalen Standards NUREG-0800 und ANS-57.5-1996 berücksichtigt.

Da die im Kapitel 4.4.3.3 bewerteten Brennelementschäden nicht mit den geplanten und durchgeführten Änderungen an den Brennelementen in Zusammenhang stehen, stimmt das ENSI mit der Schlussfolgerung des KKG überein, wonach durch die insgesamt gute Betriebserfahrung der im

Überprüfungszeitraum neu eingesetzten und geänderten Brennelemente der allmähliche Übergang zum Fünf-Regionen-Kern ermöglicht wurde.

4.4.3.2 Brennelementinspektionen und Brennelementverhalten

BE-Inspektionen haben den Zweck, den Zustand der BE zu ermitteln und diesen mit dem erwarteten und dem bei der BE-Auslegung berücksichtigten Verhalten zu vergleichen. Die BE-Inspektionen sind auch ein Mittel zur frühzeitigen Erkennung eines unerwarteten BE-Verhaltens und damit zur Vermeidung von BE-Schäden.

Angaben des KKG

Bei Inspektionen und durch Messungen im Brennelement- und Ladebecken der Anlage wurden Daten gesammelt. Neben den visuellen Inspektionen von Brennelementen gehören zu den Messungen vor Ort:

- Messung von Länge und Durchbiegung von Brennelementen
- Messung der Abstandhalterkontur und -korrosion
- Messung der Niederhalterfederkraft von Brennelementen
- Innenoxidschichtmessung von Führungsrohren
- Messung des Freiraums bzw. des Wachstums der Brennstäbe
- Oxidschichtdickenmessung auf Mantellinien von Randstäben

Bei Einzelstäben wurden zusätzlich die folgenden Messungen durchgeführt:

- Oxidschichtdicke
- Brennstabdurchmesser
- Brennstablänge
- Integrität des Hüllrohrs durch Wirbelstromprüfung
- Reibkraft beim Ziehen aus dem bzw. beim Einschieben in das BE

An ausgewählten Brennstäben wurden Untersuchungen durch zerstörende Prüfungen in den Heissen Zellen des PSI Hotlabors durchgeführt.

Das KKG ist der Meinung, dass die Ergebnisse der durchgeführten Inspektionen innerhalb der Datenbasis des Herstellers liegen. Der Zustand der inspizierten Brennelemente kann als gut bezeichnet werden.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Der ENSI-Beurteilung der Brennelementinspektionen liegt die Richtlinie HSK-R-61 zugrunde.

Beurteilung des ENSI

Die HSK hat während den Revisionen im Überprüfungszeitraum die werksinternen Brennelementinspektionen inspiziert und sich davon überzeugt, dass die Inspektionen an den Brennelementen dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen und zusammen mit dem Inspektionsumfang geeignet sind, den Zustand der Brennelemente und damit das auslegungsgemäße Verhalten der

Brennelemente beurteilen zu können. Das ENSI kommt zu dem Ergebnis, dass die Vorgabe nach einem umfassenden Inspektionsprogramm gemäss Richtlinie HSK-R-61 vom KKG erfüllt ist und dass gezeigt werden konnte, dass die Inspektionsergebnisse im Erfahrungsbereich des Brennelementherstellers liegen.

4.4.3.3 Brennelementschäden

Im Normalbetrieb können BE-Schäden mit Verletzung der Hüllrohrintegrität, d. h. mit Brennstabschäden (BS-Schäden), infolge von Fretting (Fremdkörper-Reibung, Abstandhalter-Reibung), Herstellungsfehlern, Handhabungsfehlern oder ungünstigen Betriebsweisen auftreten. Die Sicherheit des Betriebs mit BS-Schäden ist durch die Grenzwerte für die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt und für die Konzentration von Radionukliden im Reaktorwasser sichergestellt. Falls BS-Schäden auftreten, sind die defekten BE beim nächsten BE-Wechsel zu identifizieren und zu entladen und nach Möglichkeit die Schadensursachen vor dem Wiederauffahren zu klären. Gegebenenfalls sind Korrekturmassnahmen zu treffen, um gleichartige Schäden künftig zu vermeiden.

Angaben des KKG

Im Überprüfungszeitraum sind in drei Zyklen Schäden aufgetreten:

- Zyklus 19 (1997/1998): Hüllrohrfretting mit Leckage infolge eines bei der Beladung des Reaktorkerns beschädigten Abstandhalters (BE 16-48)

Der betroffene Eckstab wurde durch einen Dummy-Stub ersetzt.

- Zyklus 27 (2005/2006): Frettingschaden als Folge einer defekten Abstandhalterfeder (BE 25-42)

Der betroffene Stub, der eine Leckage aufwies, und ein angefretteter Nachbarstab wurden durch Dummy-Stäbe ersetzt.

- Zyklus 29 (2007/2008): Leckagen, deren Ursache zum Teil noch nicht bekannt sind (BE 25-42, 25-43, 26-01 und 26-21)

Die Defektstäbe aller vier BE wurden gezogen und ersetzt. Bei der Nachladung 25 handelt es sich wieder um Abstandhalter-Fretting. Bei Nachladung 26 sind die Schadensursachen noch nicht bekannt. Es wurden zusätzlich zu den defekten Stäben noch fünf weitere BS mit Wirbelstrom-Anzeigen von Abweichungen vom Normalzustand getauscht.

Selbst wenn das Defektbrennelement nicht zum Inventar der nächsten Kernkonfiguration gehört, gibt es für das KKG einen wichtigen Grund zur Reparatur und Untersuchung des Schadens, nämlich das Erkennen der Schadensursache. Dies ermöglicht es, bei Bedarf weitere erforderliche Massnahmen frühzeitig einzuleiten, um mögliche Schäden im Folgezyklus zu vermeiden.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Der ENSI-Beurteilung der Brennelementschäden liegt die Richtlinie HSK-R-61 zugrunde.

Beurteilung des ENSI

Gemäss Richtlinie HSK-R-61 sind Reparaturen von Brennelementen freigabepflichtig. Das KKG hat für die im Überprüfungszeitraum durchgeführten BE-Reparaturen die notwendigen Freigabeanträgen gestellt. Die HSK hat die entsprechenden Freigaben mit Briefen^{85,86,87} erteilt.

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Ergebnis, dass das KKG die Brennelementschäden systematisch untersucht, mögliche Ursachen in Betracht zieht und Massnahmen für die Vermeidung solcher Fälle trifft.

Die Brennelementschäden, die im Zyklus 29 zum ersten Mal auftraten und dann erneut im Zyklus 30 und 31 hat das ENSI im Rahmen der Aufsicht weiter verfolgt: Inspektionen im KKG, Beauftragung einer Analyse bei der STARS-Gruppe am PSI (Expertengruppe für das ENSI), Besuch der Fertigungsstätte in der Herstellerfirma MSZ in Russland. Nach neuesten Ergebnissen aus den Untersuchungen in den Heissen Zellen des PSI (Stand 2011) sind die Schäden auf eine Wechselwirkung zwischen Brennstoff-Tablette und Hüllrohr (Non Classical Pellet Cladding Interaction) zurückzuführen, die durch Oberflächen-Imperfektionen der Brennstoff-Tabletten (Missing Pellet Surface) verursacht wurde. Die Oberflächen-Imperfektionen sind bei der Fertigung entstanden. Anhand dieser Erkenntnisse hat das KKG die folgenden Massnahmen für die Vermeidung von weiteren Schäden in Zukunft eingeführt:

- Optimierung der Pellet-Fertigung
- Einführung eines für Oberflächenabplatzungen weniger empfindlichen Designs
- Anpassung der Anfahrweise nach dem Revisionsstillstand

Das ENSI ist mit den oben erwähnten Massnahmen einverstanden und beurteilt sie nach dem jetzigen Wissenstand als angemessen. Nach dem Anfahren für Zyklus 32 trat kein Brennelementscha-den auf.

4.4.4 Brennelemententwicklung, Testelemente und Bestrahlungsprojekte

Der Aufbau sowie die Materialien des Brennelements und seiner Komponenten werden von den Brennelementherstellern einem permanenten Verbesserungsprozess unterzogen. Entwicklungsprogramme werden durchgeführt, um im Hinblick auf eine wirtschaftlichere und sicherere Betriebsweise mit neuen Materialien, Konstruktionen und sonstigen Verbesserungen an Brennelementen anlagen-spezifische Betriebserfahrungen zu sammeln, bevor sie in grösseren Mengen zum Einsatz kommen. Das KKG unterstützt diese Entwicklungen der Hersteller durch Bestrahlungsprojekte sowie eigene Brennelementinspektionen.

Angaben des KKG

Während des Überprüfungszeitraums hat das KKG bestehende Bestrahlungsprojekte weitergeführt und neue begonnen. Zu den wichtigsten gehören:

- ab 1999 bzw. 2001: Einsatz von zwei BE-Quartetten während 5 Zyklen für den Nachweis der Tauglichkeit der Duplex-HPA-4-Rohre für den Fünf-Zonen-Kern

- 2005: Einsatz von 20 M5-Hüllrohren in FOCUS-BE
- 2006: Einsatz von weiteren 20 M5-Hüllrohren in HTP-BE
- 2007: Einsatz von 10 Brennstäben mit chromoxiddotiertem Brennstoff
- 2001, 2003 und 2008: Bestrahlung von Materialproben in Führungsrohren von BE

Die Zusammenarbeit zwischen dem Bewilligungsinhaber KKG und dem Brennelementlieferanten hat zu neuen Entwicklungen geführt. Schwerpunkte waren die Hüllrohrmaterialien, Komponenten der BE-Struktur und der Brennstoff selbst. Die Betriebsergebnisse wurden in Heissen-Zellen-Untersuchungen am Paul Scherrer Institut (PSI) und am Institut für Transurane (ITU) wie auch anhand der Pool-Messungen im KKG gewonnen und fliessen in die Fertigung sowie in die Rechenmodelle der Auslegungscodes ein.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Der ENSI-Beurteilung der Brennelemententwicklung und Bestrahlungsprojekte liegen die Richtlinien HSK-R-61 und HSK-R-48 zugrunde.

Beurteilung des ENSI

Änderungen an Brennelementen sind gemäss der Richtlinie HSK-R-61 freigabepflichtig. Während des Überprüfungszeitraums hat das KKG für die durchgeführten Änderungen an den Brennelementen im Rahmen der Bestrahlungsprojekte die notwendigen Freigabeanträge gestellt. Die HSK hat mit Briefen^{79,88,89,90,91,92} die entsprechenden Freigaben erteilt. An den Test-Brennelementen traten keine Schäden auf.

Die Richtlinie HSK-R-48 fordert, dass der aktuelle Zustand des Kernkraftwerks mit dem Stand von Wissenschaft und Technik im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung verglichen wird. Mit den zahlreichen oben genannten Projekten und dem Einsatz weiterentwickelter und anhand von Vorläufern geprüfter Brennelemente erfüllt das KKG aus Sicht des ENSI diese Anforderung.

4.4.5 Änderungen an Steuerelementen und Steuerelementverhalten

Der Zustand der Steuerelemente (SE) wird im KKG periodisch überwacht. Alle SE werden jeweils während des Brennelementwechsels mit der Wirbelstromprüfmethode auf Wandschwächung und Rissbildung im Hüllrohr untersucht. Die SE werden ersetzt, wenn die Absorberhüllrohre durch Reibverschleiss in den Steuerelementführungen im oberen Kerngerüst unzulässig geschwächt oder wenn Rissbildung am unteren Hüllrohrende durch Aufquellen des Absorbers infolge Neutronenabsorption festgestellt wurden. SE werden zur Verlängerung ihrer Lebensdauer weiterentwickelt und die Einsatzstrategie wird ständig optimiert.

Angaben des KKG

Der Wandschwächung der Absorberhüllrohre durch Reibung in den Führungsplatten des oberen Kerngerüsts konnte durch geeignete Stabfahrweise erfolgreich vorgebeugt werden. Erst ein einziges SE musste wegen dieses Schadenmechanismus ersetzt werden. Bei 28 SE wurden Rissanzeigen im Bereich der Absorberspitze registriert. Diese SE wurden ebenfalls entladen und ersetzt. Gleiches gilt für ein SE, das bei der Handhabung beschädigt wurde. Der Grossteil der SE hat bis zu 27 Standzeiten erreicht. Die Funktionstauglichkeit der SE wird vor jedem Einsatz durch Wirbelstromprüfung oder

ergänzende Untersuchungen (Profilometrie, Durchmessermessung) festgestellt. Die nachgelieferten SE haben abriebfeste, chromkarbidbeschichtete Hüllrohre. Der Ersatz der Erstausrüstungselemente ist durch Reserven gewährleistet.

Das KKG ist der Meinung, dass es mit den SE der ersten Nachlieferung ausgezeichnete Erfahrungen gemacht hat.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Der ENSI-Beurteilung der Steuerelemente und des Steuerelementverhaltens liegt die KTA-Regel 3103⁹³ zugrunde. Diese fordert, dass SE während des Stillstands inspiziert werden. Die Anzahl der zu inspizierenden SE soll so festgelegt werden, dass eine repräsentative Aussage über den Zustand aller SE gemacht werden kann.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat das Steuerelementverhalten mit Inspektionen jeweils während der Stillstände verfolgt und sich vom guten Verhalten über den Überprüfungszeitraum überzeugt. Das ENSI stellt fest, dass die Anforderungen der KTA vom KKG übertroffen werden, da alle eingesetzten SE geprüft und bei Rissanzeigen sofort ausgetauscht werden. Die Rissanzeigen haben aber keine sicherheitstechnische Relevanz.

4.4.6 Fertigung, Lagerung und Handhabung von Brennelementen

4.4.6.1 Fertigung von Brennelementen

Angaben des KKG

Die Umstellung der Brennelementfertigung vom Standort in Deutschland (Siemens, Lingen) nach Belgien (Belgonucléaire, Dessel) für MOX-Brennelemente und nach Russland (MSZ, Elektrostal) für WAU-Brennelemente wurde aus Sicht des KKG erfolgreich vollzogen, weil auch an den neuen Standorten nach SIEMENS-AREVA-Spezifikationen gefertigt wird. Die Herstellung wurde von KKG-eigenem Personal überprüft. Es wurde kontrolliert, ob die Brennelemente die in den Zeichnungen, Spezifikationen, Prüf- und Fertigungsanweisungen geforderten Merkmale aufweisen.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Der ENSI-Beurteilung der Änderungen an Brennelementen liegen die KTA-Regel 1401⁹⁴ sowie die Richtlinien HSK-R-60 und HSK-R-61 zugrunde.

Beurteilung des ENSI

Die HSK hat nach ihrem Audit bei MSZ in Russland die Freigabe für den Einsatz von WAU-Brennelementen mit Brief vom 5. Juli 1999⁹⁵ erteilt. Die HSK hat auch ein Audit⁹⁶ bei Belgonucléaire in Dessel im Januar 2001 durchgeführt und sich von der guten Qualität des Herstellungsverfahrens überzeugt.

Das ENSI hat einen zweiten Besuch der MSZ Fertigungsstätte im Jahr 2010 als Reaktion auf die zahlreichen Brennelementschäden in den Zyklen 29-31 durchgeführt. Das ENSI konnte sich davon überzeugen, dass die Fertigungsschritte und die Prüfprozeduren westlichen Standards entsprechen. Dennoch kann nicht vollständig sichergestellt werden, dass Pellets mit Abplatzungen vor der Befül-

lung der Hüllrohre bei der abschliessenden Kontrolle entdeckt werden. Die Einführung des „soft boat loading“ ist eine Massnahme, die international Verwendung findet, um die Gefahr von Abplatzungen der Pelletoberfläche zu vermindern. Das ENSI ist der Ansicht, dass es sich um eine geeignete Massnahme handelt, den Fertigungsvorgang weiter zu optimieren. Dieser Optimierungsschritt wurde zwischenzeitlich eingeführt.

Das ENSI stellt fest, dass das KKG die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-60 und der KTA-Regel 1401⁹⁴ für die Herstellung von Brennelementen erfüllt.

4.4.6.2 Lagerung von Brennelementen

Dem KKG stehen zur Lagerung von Brennelementen das Lager für neue Brennelemente (Trockenlager), das Brennelementbecken (auch als internes Nasslager oder Kompaktlager bezeichnet) und ab April 2008 das externe Nasslager zur Verfügung. Im folgenden Kapitel wird die Kritikalitätssicherheit der drei Lager bewertet.

Angaben des KKG

Die Unterkritikalität wurde mit folgenden Anreicherungslimiten in den Lagern anhand von Studien, die während des Überprüfungszeitraums durchgeführt worden sind, nachgewiesen:

- Trockenlager: 5,59 %t U235 (Gewichts-%)
- Brennelementbecken: 5,239 % U235 für Uran- und WAU-BE (Gewichts-%)
Pu_{fiss}-Gehalt von 8,331 Gewichtsprozent für MOX-BE
- Nasslager: 5,42 % U235 für Uran- und WAU-BE (Gewichts-%)
Pu_{fiss}-Gehalt von 4,8 % für MOX-BE
Abweichend gilt für Transport und Handhabung einzelner Uran-BE und WAU-BE eine Limite von 5,17 % U235.

Bei den Rechnungen für das Nasslager ist weder vom Abbrand noch vom U-236-Gehalt Kredit genommen worden.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Der ENSI-Beurteilung der Lagerung von Brennelementen liegen die Anforderungen an die Kritikalität aus dem NUREG-0800⁷⁷ und der KTA-Regel 3602⁹⁷ zugrunde.

Beurteilung des ENSI

Die Kritikalitätsanalysen wurden gemäss den Anforderungen aus dem NUREG-0800 und der KTA-Regel 3602 durchgeführt. Die Ergebnisse der Analysen unter konservativen Annahmen zeigen, dass für die BE-Lager im KKG sowohl im Normalbetrieb als auch unter Störfallbedingungen (z. B. Eindringen von Wasser oder Löschschaum ins Trockenlager) eine ausreichende Sicherheit gegen Kritikalität besteht.

Die HSK hat die Inbetriebnahme des neuen externen Nasslagers im April 2008⁹⁸ freigegeben.

Im Brennelementladebecken im Ringraum werden Brennelemente inspiziert und repariert sowie Transportbehälter beladen. Zur Kritikalitätssicherheit dieses Beckens macht das KKG jedoch keine Angaben. Es ist nur die maximale Nachzerfallsleistung durch die Auslegung des Ladebeckenkühlers auf 200 kW limitiert.

Forderung 4.4-1:

Das KKG hat darzulegen, wie die Kritikalitätssicherheit im Ladebecken gewährleistet wird und wie viele Brennelemente sich gleichzeitig im Ladebecken befinden dürfen (inkl. das Beladen von Transportbehältern). Diese Angaben sind bis zum 31. Juli 2013 in den notwendigen Dokumenten (z. B. Sicherheitsbericht) zu ergänzen.

4.4.6.3 Handhabung von Brennelementen

Zu den Einrichtungen für die Handhabung von Brennelementen gehören im KKG die Hebezeuge, die Transportfahrzeuge, die Transportbehälter, die Brennelement-Transfereinrichtung, die Lademaschine, die Sipping-Einrichtung, der Brennelement-Inspektionsstand und die Brennstab-Wechselvorrichtung mit Koordinatenfahrwerk.

Angaben des KKG

Im Frühjahr 1999 wurde die Brennstabwechselvorrichtung im Brennelement-Ladebecken mit einem Koordinatenfahrwerk ergänzt. Mit dem in dieser Weise nachgerüsteten Gerät können einzelne Brennstäbe im geöffneten Brennelement über die Bedienung am Steuerschrank automatisch angefahren, gezogen, inspiziert, vermessen und umgesetzt werden.

Die Vorrichtungen in der Anlage zum Transport und zur Handhabung von Brennelementen und Brennstäben unterstehen gemäss Betriebserfahrungsbericht periodischen Überprüfungen und einer präventiven Instandhaltung. Sie haben sich im Betrieb bewährt.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Die ENSI-Beurteilung der Handhabung von Brennelementen erfolgt anhand der Betriebserfahrung und der IAEA Safety Standards NS-G-1.4⁹⁹ und NS-G-2.5¹⁰⁰.

Beurteilung des ENSI

Die HSK hat die Freigabe für die Ergänzung der Brennstabwechselvorrichtung mit Brief vom 23. Juni 1999¹⁰¹ während des Überprüfungszeitraums freigegeben. Sowohl die Brennstabwechselvorrichtung als auch die Sipping-Einrichtung und der Brennelementinspektionsstand haben sich im Betrieb bewährt.

Die Sicherheitsbewertung der Hebezeuge, Brennelement-Transfereinrichtung und der Lademaschine wird in Kapitel 5.8.5, die Sicherheitsbewertung von Transportbehälter und Transportfahrzeuge in Kapitel 4.8 ausführlicher diskutiert.

4.5 Wasserchemie und Wasseraufbereitung

Die Qualität des Primärkühlmittels (Wasser) und dessen Inhaltstoffe haben einen Einfluss auf den sicheren, störungsfreien und umweltschonenden Betrieb der Anlage. Dazu werden die Inhaltsstoffe und die Leitfähigkeit in regelmässigen Abständen mittels geeigneter Analysemethoden überprüft. Von Interesse sind vor allem Korrosions-, Spalt- und Aktivierungsprodukte, Bor und Lithium, Zink sowie bestimmte Anionen. Gute Wasserqualität ist eine der Voraussetzungen, um das Auftreten von Brennstabhüllrohrdefekten zu minimieren und Spannungsrissskorrosion weitestgehend zu vermeiden. Ferner ist dadurch die dosisleistungsbestimmende Kontamination an innenseitig wasserbenetzten Oberflächen von Komponenten und Rohrleitungen zu begrenzen. Um die hohen und komplexen Anforderun-

gen zu erfüllen, sind umfangreiche Reinigungsanlagen erforderlich, deren Betriebsverhalten in diesem Kapitel beurteilt werden.

Ergänzend sind Systeme zur Zudosierung der notwendigen Zusatzstoffe zum Primärkühlmittel und zum sekundären Wasser-Dampf-Kreislauf notwendig. Die regelmässige Überprüfung der Wasserqualität muss ebenfalls gewährleistet werden.

Aus dem Primärkühlmittel austretende, nicht kondensierbare Gase werden gesammelt und als Abgas verzögert und gefiltert an die Aussenluft abgegeben.

Die im Folgenden aufgeführten Angaben wurden den Stellungnahmen des KKG^{102,103} entnommen sowie durch ein Fachgespräch¹⁰⁴ erfasst.

4.5.1 Primärkühlmittel

Angaben des KKG

Li/B-Fahrweise

Die Chemie des Primärkreises richtet sich nach der so genannten modifizierten koordinierten Li/B-Fahrweise gemäss VGB-Richtlinie¹⁰⁵. Dabei wird am Zyklusanfang die Lithium-Konzentration konstant bei etwa 2,0 mg/kg gehalten, bis die Bor-Konzentration von anfangs rund 950 mg/kg auf etwa 550 mg/kg reduziert worden ist. Ab diesem Zeitpunkt wird die Lithium-Konzentration kontinuierlich abgesenkt, so dass sich der Betriebs-pH bei 300 °C nach einem Anfangswert von rund 7,0 auf einen Wert von etwa 7,2 einpendelt.

Die Fahrweise bezüglich Lithium und Bor ist seit der Erhöhung des Bor-10-Anteils im Jahr 1998 stabil. Änderungen sind nicht vorgesehen. Das Isotopenverhältnis Li-7 zu Li-6 wird jährlich überprüft. Es wird ein Verhältnis Li-7/Li-6 > 99,0 % angestrebt.

Erhöhung des B-10-Anteils

Seit dem 19. Zyklus (Mitte 1998) wird dem Primärkühlmittel Borsäure mit einem B-10-Anteil von 28 Atom-% zugegeben. Der Einsatz von MOX-Brennelementen machte diese Umstellung von natürlicher Borsäure (B-10-Anteil von 19,0 Atom-%) auf die angereicherte Borsäure erforderlich. Im Primärkreis erfolgte die Umstellung bei der Aufborierung während des Abfahrens zur Revision 1998. Alle anderen Komponenten mit Primärkühlmittel wurden bereits 1996 und 1997 umgestellt. Die Umstellung auf die angereicherte Borsäure konnte ohne Probleme bewerkstelligt werden. Die neue Fahrweise hat den Vorteil, dass der Anfangs-pH sowie der Sollwert für die Borkonzentration leicht erhöht werden konnten, wodurch der für den Korrosionsschutz günstige Ziel-pH von 7,2 schneller erreicht wird. Die Umstellung verlief ohne Störungen. Der Anteil des B-10-Isotops in den Druckspeichern, Flutbehältern und Borsäurebehältern wird jährlich überprüft. Es sind keine unerwünschten Nebenwirkungen aufgetreten und es wurden keine radiologischen Auswirkungen beobachtet. Die neue Verfahrensweise hat sich gut bewährt.

Zink-Einspeisung

Im Jahr 2005 wurde die Dosiereinrichtung zur kontinuierlichen Einspeisung von Zink in den Primärkreis installiert. Bis zur Revision 2005 wurde Zink nur kurzzeitig in das Primärkühlmittel eingespeist. Da zu Beginn der Zink-Dosierung ein Austausch von Eisen gegen Zink in den Spinellen der Oxidschichten erfolgte, wurde Eisen ins Kühlmittel freigesetzt. Dies erklärt den beobachteten Anstieg von

Eisen seit Mitte 2005. Die Zinkdosierung wurde auf eine Zielkonzentration von 5 ppb eingestellt, wobei die Dosierung ein paar Wochen nach der jährlichen Revision gestartet sowie ein paar Wochen vor der nächsten Revision wieder beendet wird.

Die Einspeisung von Zink hat sich bewährt. Wie erwartet hat die Kontamination an den innenseitig wasserbenetzten Oberflächen von Komponenten und Rohrleitungen abgenommen und die dadurch verursachten Dosisleistungen sind gesunken. Es wurden bisher keine nachteiligen Effekte beobachtet.

Überwachung der Korrosions-, Spalt- und Aktivierungsprodukte

Die Korrosionsprodukte Chrom, Eisen, Kobalt, Nickel und Zink werden wöchentlich bestimmt. Ausserhalb der Revision bleiben die Werte von Chrom, Kobalt, Nickel und Kupfer unter der Nachweisgrenze von 1 ppb. Bis zur Revision 2005 (bevor Zink eingespeist wurde) lag die Eisenkonzentration im Primärkühlmittel meist unter 4 ppb, was auch den früheren Erfahrungswerten entsprach. Zu Beginn der Zinkdosierung erfolgte ein Austausch von Eisen gegen Zink in den Spinellen der Oxidschichten. Eisen wurde somit ins Kühlmittel freigesetzt und die Eisenkonzentration stieg an. Bei annähernd konstanter Zinkkonzentration nahm nach etwa der Hälfte des Zyklus (Anfang 2006) die Eisenfreisetzung ab. Offenbar war der Umbau der Oxidschichten bis zu diesem Zeitpunkt weitgehend abgeschlossen. Interessanterweise zeigte auch der folgende Zyklus ab Mitte 2006 ein ähnliches Bild. Mit neuen Brennelementen werden aber nur geringe Stahloberflächen in den Primärkreis gebracht und dies reicht nicht aus, den Effekt zu erklären.

Im Leistungsbetrieb herrschen im Primärkreis aufgrund der Wasserstoffdosierung reduzierende Bedingungen. Beim Abfahren wird die Wasserstoffdosierung eingestellt und Wasserstoffperoxid zugegeben, so dass bis zum Wiederanfahren der Anlage oxidierende Bedingungen vorliegen. Aufgrund der Änderung der Chemie wird die Oxidschicht angegriffen und ein Teil des eingelagerten Eisens wieder mobilisiert. Offenbar dauert es jeweils rund einen halben Zyklus bis die Oxidschichten wieder durchgehend zinkhaltig sind.

Die Aktivitäten im Primärkühlmittel werden im KKG-eigenen Labor regelmässig bestimmt. Die Pegel der Spaltprodukte hängen davon ab, ob Brennstableckagen vorliegen. In den ersten sieben Zyklen des Überprüfungszeitraums traten keine Brennstoffdefekte auf. Aufgrund dessen sind die Aktivitäten von Edelgasen und Iod Zyklus für Zyklus gesunken. In den Jahren 2005 und 2007 gab es Leckagen an Brennstäben. Der Defekt von 2005 beruhte auf einem Fehler an einer Abstandhalter-Feder und es kam nur zu einer geringen Brennstoff-Freisetzung. Die I-131-Aktivitätskonzentration stieg kurzzeitig auf einen Maximalwert von $1,2 \cdot 10^6$ Bq/kg an und sank im Verlaufe des Betriebszyklus wieder auf $1 \cdot 10^5$ Bq/kg. Beim Defekt von 2007 wurde etwas mehr Brennstoff ausgetragen, wie am Anstieg der Np-239- und Cs-Aktivitäten zu sehen ist. Es war eine I-131-Aktivitätskonzentration bei maximal $6,4 \cdot 10^4$ Bq/kg zu verzeichnen, welche sich im Laufe des Zyklus bei etwa $5 \cdot 10^4$ Bq/kg stabilisierte. In beiden Fällen wurde der im BHB spezifizierte Grenzwert von $2 \cdot 10^6$ Bq/kg nicht erreicht.

Weitere Nuklide, die in nennenswerter Konzentration vorkommen, sind Cr-51, Mn-54, Ru-106, Sb-122 und Sb-124. Die Antimonisotope stammen aus den antimonhaltigen Dichtungen der Hauptkühlmittelpumpen. Im Betrieb setzen sich diese Nuklide weitgehend an den innenseitigen Oberflächen ab, werden aber beim Abfahren nach der Zudosierung des Wasserstoffperoxids mobilisiert, was den hohen Abfahrpeak erklärt. Die längerfristige Betrachtung zeigt für Cr-51 und Mn-54 über die Jahre ein konstantes Verhalten. Das Spaltprodukt Ru-106 kommt aufgrund seiner Halbwertszeit von 374 Tagen in

nennenswerter Konzentration vor, ist aber radiologisch von untergeordneter Bedeutung. Seine Konzentration ist ebenfalls vom freien Brennstoff und von Leckagen der Hüllrohre abhängig.

Gegenüber dem Zeitraum vor 1998 hat die gemittelte Anzahl der Brennstoffdefekte im nun betrachteten Überprüfungszeitraum 1998-2008 abgenommen, was einen Rückgang der Aktivitätskonzentration im Primärkreis bis Ende 2005 zur Folge hatte. Die Dosierung von Zink in den Primärkreis zeigt die erwarteten Auswirkungen und es konnte bereits eine geringe Abnahme der Dosisleistungen an den Primärkomponenten festgestellt werden. Die Dichtungen der Hauptkühlmittelpumpen wurden in der Revision 2008 durch antimonfreie ersetzt, so dass auch bei Sb-122 und Sb-124 zukünftig mit einer Abnahme der Konzentration zu rechnen ist.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Zur Beurteilung der chemischen Situation im Primärkühlmittel des KKG hat das ENSI die „VGB-Richtlinie für das Wasser in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren“, Teil 1: DRW-Anlagen, die Empfehlungen des EPRI „PWR Primary Water Chemistry Guidelines“ Vol. 1, Rev. 4 und Vol. 2, Rev. 4, March 1999, „Pressurized Water Reactor Primary Water Zinc Application Guidelines“, Final Report, December 2006, und „Benchmarking Shutdown Chemistry Control Recommendations in the Pressurized Water Reactor Primary Water Chemistry Guidelines“, Final Report, June 2006, sowie die Technische Spezifikation des KKG herangezogen.

Beurteilung des ENSI

Die vom KKG angewandte modifizierte koordinierte Li/B-Fahrweise hat sich nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik als besonders günstig hinsichtlich Minimierung der mobilisierbaren Korrosionsproduktmenge erwiesen. Dies ist in Übereinstimmung mit den niedrigen Mengen an Korrosionsprodukten, die im KKG-Primärkühlmittel gemessen werden.

Die Anhebung des B-10-Anteils von 19 % auf 28 % im Primärkühlmittel hat im Gegensatz zur Anhebung des Gesamtborinventars mit natürlichem B-10-Anteil den Vorteil, dass der pH-Wert vor allem zu Zyklusbeginn nicht deutlich abgesenkt ist. Das KKG hat sich für eine Variante entschieden, bei der ein unerwünschter Anstieg des Aktivitätstransports und des Dosisleistungsaufbaus weniger wahrscheinlich ist.

Die Borkonzentrationen im Reaktorwasser während des Leistungsbetriebs sowie im abgeschalteten Zustand wie auch im Brennelement-Lagerbecken und im Brennelement-Ladebecken sowie in sämtlichen Reaktorkühlmittel-Vorratsbehältern werden durch On-line-Messungen und periodische Labormessungen überwacht. Diese Messverfahren unterliegen im KKG einem Qualitätssicherungssystem (siehe Kap. 4.5.3).

Weltweit wird dem Primärkreislauf zunehmend Zink zugesetzt. Im Falle vom KKG hat die Zugabe von abgereichertem Zinkoxid ins Primärkühlmittel zur erwünschten Reduzierung der Dosisleistung beigetragen.

Das ENSI stellt fest, dass das KKG eine Reihe von Massnahmen getroffen hat, die einen positiven Einfluss auf die Wasserchemie haben. Die im Überprüfungszeitraum vorgenommenen Änderungen waren – neben der Erhöhung des B-10-Anteils aufgrund des Einsatzes von MOX-Brennelementen – darauf ausgerichtet, Komponenten und Systeme vor Korrosion zu schützen und den Aufbau von innenseitigen Kontaminationen zu minimieren.

4.5.2 Sekundärer Wasser-Dampf-Kreislauf

Angaben des KKG

Wasser und Dampf im sekundären Wasser-Dampf-Kreislauf dürfen den Betrieb der Anlage nicht durch Korrosion der Werkstoffe und deren Folgeerscheinungen gefährden. Um dies zu gewährleisten, müssen bestimmte Qualitätsanforderungen an das Dampferzeugerwasser, Speisewasser und den überhitzten Dampf eingehalten werden. Alkalisierung, Sauerstofffreiheit und weitestgehende Abwesenheit von ionalen Verunreinigungen werden durch geeignete Massnahmen erreicht. Zur Reduzierung der Metallabgaberraten und zur Vermeidung selektiver Korrosion werden die wasser- und dampfführenden Anlagensysteme mit Ammoniak und Hydrazin alkaliert und durch einen Hydrazinüberschuss sauerstofffrei gehalten. Die Konzentration an Verunreinigungen wird durch kontinuierliche Abschlammung der Dampferzeuger niedrig gehalten.

Das Betriebshandbuch gibt im Kapitel 2.3.3 Grenzwerte für das Dampferzeugerwasser bei Dauerbetrieb vor: Chlorid- und Kieselsäurekonzentration, Leitfähigkeit hinter stark saurem Kationenaustauscher und pH-Wert. Die Überwachung der Leitfähigkeit erfolgt kontinuierlich. Seit jeher werden auftretende Abweichungen (z. B. bei Kondensatorleckagen) durch betriebliche oder chemische Gegenmassnahmen in der kürzestmöglichen Zeit auf Werte innerhalb der spezifizierten Grenzen zurückgeführt. Im Überprüfungszeitraum gab es keine solchen Grenzwert-Verletzungen.

Die Hydrazindosierung war im Überprüfungszeitraum hin und wieder für einige Minuten unterbrochen. Bei einer zu tiefen Hydrazindosiertrate erfolgt im Kommandoraum eine Gefahrmeldung. Die Schicht reagiert darauf mit Entlüftung der Pumpe oder mit Umschaltung auf eine der zwei Reservepumpen. Kurze Unterbrüche im Zeitbereich von 15 bis 30 Minuten haben keinen nennenswerten Einfluss auf die Hydrazinkonzentration im Sekundärkreislauf. Länger dauernde Unterbrüche der Hydrazindosierung waren nicht zu verzeichnen.

Die Grenz- und Richtwerte gemäss Chemiehandbuch für Sauerstoff und Eisen im Speisewasser sowie Natrium im Dampferzeugerwasser wurden über den gesamten Überprüfungszeitraum eingehalten. Die Sulfatkonzentrationen im Dampferzeugerwasser sind als Folge der Neubeschichtung der Deionatbecken UD von 5 bis 6 ppb auf 2 bis 3 ppb gesunken.

Aufgrund der sehr tiefen Konzentrationen an Verunreinigungen und der stets eingehaltenen Hydrazinkonzentrationen und des pH sind keine korrosiven Schäden zu erwarten.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Die Beurteilung des ENSI stützt sich auf die Technische Spezifikation des KKG, die „VGB-Richtlinie für das Wasser in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren“, Teil 1: DWR-Anlagen, und auf die Empfehlungen des EPRI „Pressurized Water Reactor Secondary Water Chemistry Guidelines“, Revision 6, Final Report, December 2004.

Beurteilung des ENSI

Das KKG verfolgt Massnahmen, um Alkalisierung, Sauerstofffreiheit und weitestgehende Abwesenheit von ionalen Verunreinigungen zu gewährleisten:

- Entgasung des Speisewassers
- Hydrazinüberschuss durch kontinuierliche Dosierung ins Hauptkondensat

- kontinuierliche Abschlammung der Dampferzeuger

Die Hydrazindosierung zur Reduzierung der Metallabgaberraten und zur Vermeidung von selektiver Korrosion hat sich bewährt und entspricht dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Im Überprüfungszeitraum gab es weder im Dampferzeugerwasser noch im Speisewasser Grenzwertüberschreitungen nach BHB des KKG. Die Neubeschichtung des Deionatbeckens UD hat die Sulfat-Konzentration im Dampferzeugerwasser auf die Hälfte reduziert.

Das ENSI kommt zum Schluss, dass das KKG bestrebt ist, die gute sekundärseitige Wasserqualität auf hohem Niveau zu halten und sogar noch weiter zu verbessern. Dadurch sind auch zukünftig keine korrosiven Schäden zu erwarten.

4.5.3 Chemielabor

Angaben des KKG

Das KKG verfügt über ein internes QS-System im Chemielabor. Die Probenahmeintervalle mit den zu analysierenden Parametern werden im KKG-Chemiehandbuch vorgegeben. Die Umsetzung erfolgt im Chemieinformationssystem (CIS). Damit ist sichergestellt, dass im jeweiligen CIS-Tagesprotokoll alle am betreffenden Tag durchzuführenden Analysen aufgeführt werden. Die Probenahmeintervalle sind so definiert, dass Veränderungen frühzeitig erkannt werden und ein sicherer Betrieb der Anlage gewährleistet werden kann. Bei Bedarf können Probenahmeintervalle verkürzt oder verlängert werden.

Die Analysengeräte im Chemielabor werden, sobald erforderlich, mit neuen, dem Stand der Technik entsprechenden Geräten ersetzt. Der Ersatz der Geräte wird mittel- und längerfristig geplant. Häufig ist ein Ersatz notwendig, da für das bestehende Gerät keine Ersatzteile mehr verfügbar sind. Für die Messung wichtiger Parameter ist der Messgerätepark redundant.

Die Qualitätssicherung der Analysengeräte und -methoden erfolgt mittels periodischer Geräteprüfungen und der Teilnahme an mehreren Ringversuchen pro Jahr. Bei Nichteinhaltung der vorgegebenen Ziele werden die Ursachen ermittelt und entsprechende Massnahmen ergriffen (z. B. Neukalibrierung des Analysegeräts).

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Zur Beurteilung des KKG-Chemielabors hat das ENSI die „VGB-Richtlinie für das Wasser in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren“, Teil 1: DRW-Anlagen, die Empfehlungen des EPRI „PWR Primary Water Chemistry Guidelines“, Vol. 1, Rev. 4, March 1999“ und den Specific Safety Guide SSG-13 „Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants“ herangezogen.

Beurteilung des ENSI

Das KKG berücksichtigt alle für ein gut funktionierendes Chemielabor notwendigen Massnahmen. Die Analysegeräte im Labor entsprechen dem Stand der Technik. Für alle wichtigen Parameter bis auf B-10 existieren Ersatz-Messgeräte. Zur B-10-Bestimmung werden bei Ausfall des entsprechenden Geräts externe Fachstellen beauftragt. Massnahmen zur Qualitätssicherung werden systematisch angewendet. Die Probenahmeintervalle mit den zu analysierenden Parametern entsprechen den in den Beurteilungsgrundlagen genannten Zeiten.

Das ENSI stellt fest, dass die mit dem Chemielabor des KKG korrelierten Aufgaben in guter Qualität, zeitgerecht und dem Stand der Technik entsprechend durchgeführt werden.

4.6 Strahlenschutz

4.6.1 Organisation und Prozesse des Strahlenschutzes

Angaben des KKG

Strahlenschutzorganisation und -personal

Die für den Strahlenschutz verantwortliche Organisation ist im Strahlenschutzreglement¹⁰⁶ dargestellt: Die Abteilung „Chemie und Strahlenschutz“ umfasst die Ressorts „Chemie“, „Strahlenschutz“ sowie „Entsorgung und Sonderaufgaben“. Das Ressort „Strahlenschutz“ ist in die Gruppen „Überwachung“, „Planung“, „Dosimetrie und Sanität“ sowie „Praktischer Strahlenschutz“ mit einer Untergruppe „De-kontamination“ aufgeteilt. Gemäss Strahlenschutzreglement sind für die strahlenschutztechnische Überwachung und Betreuung während der regulären Arbeitszeit drei Strahlenschutzmitarbeiter und ausserhalb dieser Arbeitszeit der Schichtchef sowie ein in Rufbereitschaft stehender Strahlenschutzmitarbeiter zuständig. Der Mindestbestand an Strahlenschutzmitarbeitenden umfasst gemäss Kraftwerksreglement des KKG³² 1 Strahlenschutzsachverständigen, 1 Strahlenschutztechniker und 3 Strahlenschutzfachkräfte.

Strahlenschutzaufgaben und Zuständigkeiten

Im KKG obliegen die Strahlenschutzaufgaben der Abteilung „Chemie und Strahlenschutz“. Gemäss dem Kraftwerksreglement sind einzelne Aufgaben den drei Ressorts der Abteilung fest zugeteilt. Dem Ressort „Strahlenschutz“ sind insgesamt 20 Aufgabenfelder im Strahlenschutz zugeordnet. Dazu zählen beispielsweise Festlegung und Vorbereitung von Schutzmassnahmen, Durchführung von Überwachungsmassnahmen, Dekontaminationsarbeiten, Freigabe von Material und Personalschulung. Das Ressort „Chemie“ ist für die Überwachung der Einhaltung radiochemischer Spezifikationen und die Veranlassung von Massnahmen bei Abweichungen sowie für die Durchführung von Bilanzierungsmessungen bei der Abgabe radioaktiver Stoffe zuständig. Dem Ressort „Entsorgung“ obliegt die Entsorgung radioaktiver Abfälle ausser Dekontaminieren und Materialfreimessen, welche durch das Ressort „Strahlenschutz“ vorgenommen werden. Daneben wird vom Ressort „Entsorgung“ auch die Bearbeitung und Beurteilung radiologischer Störfallanalysen und Sachfragen hinsichtlich Emission radioaktiver Stoffe wahrgenommen.

Im Strahlenschutzreglement des KKG sind die Aufgaben der Strahlenschutzorganisation pauschal und nicht abschliessend aufgezählt. Gemäss den in diesem Reglement aufgeführten Weisungen gibt es weitere wichtige Aufgaben des Strahlenschutzpersonals, insbesondere zur Arbeitsplanung, zur Arbeitsvorbereitung, zum Umgang mit radioaktiven Stoffen sowie zur Überwachung der Anlagenteile, die nicht im Kraftwerksreglement aufgeführt sind.

Strahlenschutzprozesse und -weisungen

Auf die Umsetzung der Aufgaben (Prozessbeschreibungen, Arbeitsanweisungen) wird im Strahlenschutzreglement nicht im Einzelnen eingegangen, stattdessen wird das Strahlenschutzhandbuch¹⁰⁷ als mitgeltendes Dokument erwähnt. Darin sind folgende Prozessschritte aufgeführt: Dosimetrie, Überwachung in der kontrollierten Zone, Umgebungsüberwachung, Dekontamination und Reinigung, Materialfreigabe aus der kontrollierten Zone sowie Transport radioaktiver Materialien. Ein direkter Verweis auf die Beschreibung ist nicht angegeben. Das Strahlenschutzhandbuch wird auch im Managementsystem als mitgeltendes Dokument erwähnt.

Im Strahlenschutzreglement des KKG sind die wichtigsten Weisungen für das in der kontrollierten Zone tätige Personal sowie für die Strahlenschutzmitarbeiter aufgeführt.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Strahlenschutzorganisation und -personal

Vorgaben an die Strahlenschutzorganisation sind in Art. 16 StSG und Art. 7, 20 und 22 KEG sowie Art. 7, 30 und 31 KEV enthalten. Demnach hat der Bewilligungsinhaber Strahlenschutzsachverständige und -sachkundige einzusetzen und diesen gemäss Art. 132 Abs. 2 StSV Verantwortung und Kompetenzen zuzuordnen. Diese Personen müssen entsprechend Art. 16 und 18 StSV aus- und fortgebildet werden. Die Anforderungen an die Ausbildungen sind in der Strahlenschutz-Ausbildungsverordnung (SR 814.501.261) und den Richtlinien HSK-R-37 bzw. ENSI-B13 festgelegt. Alle anderen Personen im Betrieb sind gemäss Art. 132 Abs. 3 und 4 StSV in angemessener Weise über die Gefahren und den massgebenden Strahlenschutzvorschriften aufzuklären. Gemäss Richtlinie ENSI-G07 „Organisation von Kernanlagen“ ist ein angemessener Mindestbestand an anerkanntem Strahlenschutzpersonal festzulegen.

Strahlenschutzaufgaben und Zuständigkeit

Bei der Beurteilung der Strahlenschutzaufgaben stützt sich das ENSI auf Art. 11, 12 und 16 StSG sowie auf Art. 7 und 8 KEV, welche die primären Aufgaben der Strahlenschutz-Verantwortlichen umfassen. Die wichtigsten Aufgaben werden in der Strahlenschutzverordnung (StSV) weiter ausgeführt. Als Basis für die Beurteilung der Strahlenschutzaufgaben und der organisatorischen Zuständigkeiten dient das Strahlenschutzreglement, welches die Art. 41 und Anhang 3 KEV ausführt. Die Beschreibung der Strahlenschutzaufgaben und deren Zuständigkeiten sind gemäss Art. 41 und Anhang 3 KEV in einem Strahlenschutzreglement vorzunehmen.

Strahlenschutzprozesse und Weisungen

Ausgehend von Art. 6 StSV ist gemäss Richtlinie HSK-R-11 (ab 2010 Richtlinie ENSI-G15) ein Qualitätsmanagementsystem mit einem Prozess zur Strahlenschutzplanung inklusive Optimierung einzurichten. Gemäss Art. 132 Abs. 1 StSV hat der Bewilligungsinhaber zur Umsetzung der Aufgaben Weisungen zu erteilen und deren Einhaltung zu überwachen.

Beurteilung des ENSI

Strahlenschutzorganisation und -personal

Die Gliederung der Abteilung „Chemie und Strahlenschutz“ in Ressorts und Gruppen ist in den vom KKG eingereichten Dokumenten dargestellt. Sie ist in erster Linie für die Bewältigung der Aufgaben im Strahlenschutz geeignet und erfüllt die rechtlich geforderten Bedingungen an eine Strahlenschutzorganisation. Es ist jedoch aus diesen Dokumenten nicht erkennbar, wie viele Personen mit anerkannter Strahlenschutzausbildung als regulärer Personenbestand vorgesehen sind und ob aus der Betriebserfahrung diese Anzahl als angemessen zu bewerten ist. Das ENSI entnimmt dem Jahresbericht 2009 des KKG¹⁰⁸, dass derzeit 4 Strahlenschutzsachverständige, 7 Strahlenschutztechniker und 7 Strahlenschutzfachkräfte angestellt sind. Zudem wird während der Revisionen und anderen grösseren Vorhaben zusätzlich Fremd-Strahlenschutzpersonal mit adäquaten Ausbildungen verpflichtet. Aufgrund der Betriebserfahrung, worüber sich das ENSI durch Inspektionen, Fachgespräche, Meldungen und Berichterstattung kontinuierlich informiert, ist diese Anzahl an Strahlenschutzpersonal mit

anerkannten Ausbildungen für die Gewährleistung eines vorschriftsgemässen Strahlenschutzes ausreichend.

Der Unfall von Fukushima hat gezeigt, dass die bisherigen Vorgaben zum Bestand an Strahlenschutzpersonal zur Beherrschung schwerer Unfälle nicht ausreichend sind. Diese Erkenntnis betrifft alle Schweizer Kernkraftwerke. Deshalb wird das ENSI ausserhalb der Beurteilung der PSÜ KKG 2008 entsprechende Forderungen zur Erhöhung des Personalbestands und zur Änderung des Kraftwerksreglements stellen.

Strahlenschutzaufgaben und Zuständigkeiten

Die Nennung der Aufgaben des Bewilligungsinhabers im Bereich Strahlenschutz ist im Wesentlichen auf zwei Reglemente verteilt. Das ENSI stellt fest, dass die Liste der Aufgabenbereiche des Ressorts Strahlenschutz im Kraftwerksreglement nicht abschliessend ist. Daher sollte an dieser Stelle im Kraftwerksreglement ein Verweis auf das Strahlenschutzreglement eingeführt werden, um auf weitere Aufgaben im Strahlenschutz und auf Präzisierungen hinzuweisen, wie es auch bei der Nennung von anderen Aufgabenbereichen im Kraftwerksreglement der Fall ist.

Im Strahlenschutzreglement werden zahlreiche Aufgaben im Strahlenschutz genannt, wobei nur wenige Aufgabenbereiche fehlen (beispielsweise Festlegung von Dosisplanungszielen) oder lediglich knapp beschrieben sind (beispielsweise Optimierung, Lagerung von Abfällen).

An einigen Stellen ist die Formulierung der Aufgaben nicht praktikabel. Z. B. kann die Einhaltung der gesetzlichen Dosisgrenzwerte nicht ausschliesslich den Strahlenschutzmitarbeitern aufgebürdet werden (Kapitel 6.2). Dies ist die Aufgabe jeder einzelnen Person in der kontrollierten Zone. Das Strahlenschutzpersonal hat Vorkehrungen zu treffen, damit die Grenzwerte eingehalten werden können.

Einige Aufgaben des Bewilligungsinhabers im Zusammenhang mit Störfällen aus Art. 97 bis 99 StSV (Beweissicherung bezüglich des radiologischen Zustands insbesondere der Exposition von Personen, Beseitigung von Kontaminationen, Meldung an die SUVA, Untersuchung der radiologischen Auswirkungen) sind durch das Notfallreglement¹⁰⁹ und die Weisung⁴⁹ über die Berichterstattung über besondere Vorkommnisse in betriebsinterne Vorgaben umgesetzt.

Bei vielen der genannten Aufgaben fehlt die konkrete Nennung der zuständigen Organisationseinheit oder Funktionsträger im Strahlenschutz. Die Zuordnung von Aufgaben allgemein an ein Ressort ohne weitere Spezifizierung ist zulässig, bedingt jedoch, dass dem Ressortleiter weitreichende Verantwortung obliegt. In Anbetracht von Vorkommnissen in anderen Anlagen, welche sich aus unklaren Verantwortungsstrukturen ergaben, ist eine systematische und detaillierte Darlegung der Verantwortungsdelegation (Zuteilung der einzelnen Aufgaben je nach Zustand des Betriebs und in besonderen Situationen) auch innerhalb eines Ressorts zweckdienlich. Durch die Einführung der Funktion des Tageskontrolleurs wird diesem Umstand nur zum Teil Rechnung getragen. Eine übersichtliche Aufgabenzuordnung ist empfehlenswert, muss jedoch nicht auf Reglements-niveau festgelegt sein.

Ebenfalls ist die Vereinbarung zur Übernahme von wenigen, vorab festgelegten Strahlenschutzaufgaben durch den Schichtchef ausserhalb der regulären Arbeitszeit während dem Leistungsbetrieb bei gleichzeitiger Bereitschaft eines erfahrenen Pikett-Strahlenschutzmitarbeiters zulässig. Es sollte jedoch darauf hingewiesen werden, dass heikle Aufgaben, wie z. B. Materialfreigabe, nur dem StS-Personal mit anerkannter Ausbildung erlaubt ist (Richtlinie ENSI-B04, Kapitel 8, Punkt a).

Gemäss den Pflichtenheften des Abteilungsleiters „Chemie und Strahlenschutz“ und des Ressortleiters „Strahlenschutz“ sind diese Stellen mit Strahlenschutz-Sachverständigen zu besetzen (Aussage

des KKG anlässlich des Fachgesprächs am 25. Februar 2011). Die konkrete Einsetzung von Strahlenschutz-Sachverständigen durch den Bewilligungsinhaber gemäss Art. 16 StSG, das heisst die formelle Ernennung und damit die Übergabe von Verantwortung und Kompetenzen, ist aus den eingereichten Unterlagen nicht ersichtlich.

Strahlenschutzprozesse und -weisungen

Das Strahlenschutzreglement beinhaltet in erster Linie eine Liste von Weisungen an einen generellen Personenkreis sowie punktuell an unterschiedliche Funktionsträger innerhalb der Abteilung „Chemie und Strahlenschutz“. Gemäss Kapitel 4.5 des Kraftwerksreglements sind als Personenkreis, an den die Weisungen des Strahlenschutzreglements gerichtet sind, alle Personen zu verstehen, die sich in der kontrollierten Zone aufhalten. Dies ist mit Blick auf Besucher und Fremdpersonal aus der Sicht des ENSI nicht sinnvoll.

Das Strahlenschutzreglement nennt das Strahlenschutzhandbuch als mitgeltendes Dokument und verweist an einigen Stellen konkret auf Prozessbeschreibungen, wie z. B. auf das BHB bezüglich festinstallierter strahlenschutztechnischer Messgeräte oder auf die Weisung WSG-C-6010 bezüglich der Freimessung von Materialien inkl. Kennzeichnung. Jedoch fehlen in allen übergeordneten Dokumenten an einigen Stellen Verweise, welche Aufgaben durch welche Prozessbeschreibungen abgedeckt werden und wo diese nachzulesen sind. Neben dem Strahlenschutzhandbuch sind weitere Weisungen mit Bezug zum Strahlenschutz in anderen KKG-Dokumenten wie z. B. im Chemiehandbuch enthalten. Das Strahlenschutzreglement hat auf diese Weisungen ebenfalls zu verweisen.

Fazit

Das ENSI stellt fest, dass die Strahlenschutzorganisation inkl. personeller Ressourcen, Aufgaben-Zuständigkeiten, Prozesse und Weisungen mit den gesetzlichen Vorgaben überwiegend übereinstimmen. Aufgrund des oben beschriebenen Verbesserungspotenzials innerhalb der KKG-Dokumente ist deren Überarbeitung notwendig, aber nicht dringend. Aufgrund der absehbaren Veröffentlichung der Richtlinie ENSI-G09 und der damit verbundenen Forderung, die Betriebsdokumentation an die detaillierten Anforderungen der Richtlinie ENSI-G09 anzupassen, wird hier auf eine spezifische Forderung verzichtet.

4.6.2 Zonenkonzept

Das Zonenkonzept, d.h. die Einstufung der Räume und Bereiche der kontrollierten Zone in Zonen- und Gebietstypen sowie die Festlegung der damit verbundenen Schutzmassnahmen, ist eine wichtige Vorkehrung im Strahlenschutz. Das Zonenkonzept kann grob unterteilt werden in ein Konzept zum Einschluss radioaktiver Stoffe (Barrierenkonzept) und in ein Konzept zur Verhinderung oder Reduktion externer Exposition (Abschirmungs- und Schliesskonzept).

Der gestaffelte Einschluss offener radioaktiver Stoffe wird in Kernanlagen durch mehrere Barrieren und Zonengrenzen gewährleistet. Die wichtigsten Barrieren sind die Brennstoffmatrix und -hüllrohre, der Primärkühlkreislauf, das Containment sowie die Lager- und Transportbehälter. Deren Integrität wird in dieser Stellungnahme gesondert behandelt (Kap. 4.4, Kap. 4.7, Kap. 4.8, Kap. 5.3 und Kap. 5.9). Für alle anderen Barrieren ist ein Barrierenkonzept mit allgemeinen baulichen, technischen und administrativen Anforderungen zu erstellen, welches einerseits die Vorgaben der Richtlinie HSK-R-07 für die unterschiedlichen Zonentypen und andererseits die unterschiedlichen Barrierenarten zwischen den Systemen berücksichtigt. Ausgehend von diesem Konzept sind je nach Gefährungsgrad und

Betriebserfahrung spezifische Massnahmen für jeden Raum der kontrollierten Zone und für jede mögliche Verbindung zwischen den Systemen innerhalb der Zone bei der Auslegung neuer Anlagen oder bei Änderungen zu planen und auszuführen. Die Integrität bzw. Funktionalität dieser Massnahmen sind während des Betriebs kontinuierlich oder periodisch zu überprüfen.

Analog zum Barrierenkonzept sind die Räume, gestaffelt nach potenziell vorliegender Dosisleistung, unterschiedlichen Gebietstypen zugeordnet. Schutzmassnahmen wie Zutrittsbeschränkungen oder Überwachungsmassnahmen (kontinuierliche Ortsdosisleistungs-Messungen mit Alarmierung) richten sich nach dem im Abschirmungs- und Schliesskonzept festgelegten Gebietstyp.

Angaben des KKG

Zonen- und Gebietseinteilung

Im Strahlenschutzreglement¹⁰⁶ ist die kontrollierte Zone gemäss Richtlinie HSK-R-07 erwähnt. In den innerhalb des PSÜ-Überprüfungszeitraums revidierten Zonenplänen¹¹⁰ sind die Räume der Gebäude bzw. Gebäudeteile ZA, ZB, ZC und das externe Nasslager ZS07/ZS08 den Zonentypen (KKG-Bezeichnung: Kontaminationszonen) zugeordnet. Die Einstufung bezieht sich dabei auf den radiologischen Zustand, wie er im störungsfreien Leistungsbetrieb vorherrscht.

Ebenso befinden sich in der Anlagendokumentation¹¹¹ Pläne zur Einteilung der Räume und Bereiche entsprechend den Gebietstypen (KKG-Bezeichnung: Dosisleistungsgebiete). Um die Lesbarkeit der Gebietspläne zu verbessern, sind sie farblich hinterlegt. Die Gebietstypen beziehen sich ebenfalls auf Dosisleistungen, wie sie im störungsfreien Leistungsbetrieb vorzufinden sind, wobei die mit Wasser gefüllten Becken ausgenommen sind.

Anforderungen an die kontrollierte Zone

Das KKG hat im Rahmen der PSÜ im Jahr 2008 eine Überprüfung seines Zonenkonzepts durchgeführt¹¹². Neben den Anforderungen aus der Richtlinie HSK-R-07 an die kontrollierte Zone, an den überwachten Bereich und an die Garderoben nennt das KKG zusätzlich

- die Dichtheit der Fugen,
- die brandschutztaugliche Abschottung unbenützter Durchführungen,
- die Grundwasserabdichtung,
- die Aktivitätsüberwachung an Medienleitungen, welche die Grenzen der kontrollierten Zone durchbrechen,
- die Geschlossenheit von Systemen, welche die Grenze der kontrollierten Zone durchdringen, sowie
- die Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung von offenen Systemen, welche wässrige Medien in und aus der kontrollierten Zone führen.

Das Strahlenschutzreglement sieht im Falle einer messbar erhöhten Dosisleistung eine entsprechende Kennzeichnung und nötigenfalls eine Absperrung vor. Laut Sicherheitsbericht sind die bautechnischen und fest installierten Abschirmungen derart ausgelegt, dass die Dosisleistung unter Normalbetriebsbedingungen in den ständig begehbaren Bereichen unter 0,01 mSv/h liegt.

Überprüfung der Integrität der Barrieren und Zonengrenzen

Zur Überprüfung des Barrieren- und Zonenkonzepts hat das KKG die Aussenhülle der kontrollierten Zone durch Begehungen von innen und aussen begutachtet und die Stellen, an welchen Leitungen mit wässrigen Medien, Dampf oder Gas die Grenzen der kontrollierten Zone durchbrechen, untersucht. Einige Räume der kontrollierten Zone konnten aus Zugänglichkeitsgründen (betriebliche Einschränkungen) noch nicht untersucht werden. Das KKG stellt abschliessend fest, dass keine signifikanten Risiken für unbalanzierte Freisetzungen radioaktiver Stoffe bestehen. Vier kleinere Mängel-punkte wurden vom KKG entdeckt, wovon drei rasch behoben bzw. deren vernachlässigbare Bedeutung abgeklärt werden konnten. Die Behebung der vierten Schwachstelle ist von KKG geplant und wird vom ENSI innerhalb der normalen Aufsichtstätigkeit begleitet.

Überwachung der Freisetzung radioaktiver Stoffe in inaktive Systeme

Neben der Überprüfung der Barrieren zwischen den Systemen listet das KKG mehrere Dosisleistungsmessgeräte auf, deren Überwachungsfunktion in Verbindung mit automatischen oder nach Alarm im Kommandoraum handausgelösten Massnahmen die Freisetzung radioaktiver Stoffe in inaktive Systeme und damit an die Umwelt verhindern oder begrenzen. Diese Dosisleistungs-Messgeräte sind an verschiedenen Kreisläufen und Versorgungssystemen installiert, wie z. B. Frischdampfleitungen, Dampferzeuger-Abschlammleitungen, Hilfsdampfversorgung, Kaltwasserversorgung, Kondensatabsaugung und Zwischenkühlkreislauf (siehe Kapitel 4.6.4).

Abschirmung

Gemäss Sicherheitsbericht werden die Abschirmungen im Wesentlichen in fünf Gruppen eingeteilt und beschrieben:

- Reaktorabschirmung
- Abschirmung des Reaktorkühlsystems
- Sekundärabschirmung zur Reduktion der Direktstrahlung, die nach Störfällen von innerhalb der Sicherheitshülle ausgeht
- Abschirmung bei Brennelementwechsel
- Abschirmungen von Reaktorhilfs- und -nebenanlagen

Als temporäre Abschirmungen werden eine ausreichende Wasserüberdeckung, Abschirmsteine aus Beton und Blei, sowie Abschirmmatten aus Blei verwendet. Zusätzlich zu den ca. 15 t Blei, die im KKG als Abschirmungen zur Verfügung stehen, kann von den anderen Kernkraftwerken Abschirmmaterial kurzfristig ausgeliehen werden, um einen erweiterten Bedarf abzudecken⁷. Eine rasche Montage und Demontage der regelmässig anzubringenden Abschirmungen ist möglich, weil dort bereits feste Aufhängepunkte montiert sind. Ferner werden im KKG angepasste und schnell aufstellbare Abschirmblech-Halteblöcke verwendet.

Absperrung (Schliesskonzept)

Gemäss der Stellungnahme des KKG¹⁰³ sind Räume, die im begehbaren Bereich dauernd Dosisleistungen über 10 mSv/h aufweisen, grundsätzlich verschlossen. Das KKG hat alle Gebiete mit höheren Dosisleistungen geprüft. In Einzelfällen wurden weitere Absperrmassnahmen getroffen. Die Schutzmassnahmen gegen unbeabsichtigte, hohe Expositionen haben sich gut bewährt.

Zutrittsbedingungen

Im KKG ist gemäss dem Strahlenschutzreglement¹⁰⁶ der Zutritt zur kontrollierten Zone für drei Personengruppen erlaubt:

- beruflich strahlenexponierte Personen
- übrige Personen mit einer Erwartungsdosis von kleiner 1 mSv/a und mit einer Erlaubnis zum Betreten der kontrollierten Zone
- Besucher, die von einem im Strahlenschutz ausgebildeten KKG-Mitarbeiter ständig begleitet werden

Die Strahlenschutzsachverständigen, die Mitarbeiter des Ressorts Strahlenschutz, die Leiterin der Abteilung Kommunikation oder die Kraftwerksleitung erteilen die Erlaubnis zum Betreten der kontrollierten Zone.

In Notfällen gelten die Bestimmungen des Notfallreglements.

Austrittsbedingungen: Personen- und Materialfreimessung

Gemäss der Anlagendokumentation des KKG¹¹³ werden alle Personen, die die kontrollierte Zone verlassen, bezüglich Kontamination und Inkorporation in zwei Stufen überprüft. Ebenso müssen alle Materialien, insbesondere auch Kleinteile, die aus der kontrollierten Zone herausgebracht werden, durch das KKG-Strahlenschutzpersonal mittels einer Inaktiv-Nachweismessung freigegeben werden. Die hierfür eingesetzten Messgeräte werden im Kapitel 4.6.4 dieser Stellungnahme beurteilt.

Gestaffelte Unterdruckhaltung, gerichtete Luftströmungen, Luftwechsel

Gemäss Sicherheitsbericht⁹ sind die Lüftungsanlagen für die Räumlichkeiten der kontrollierten Zone so ausgelegt, dass ein gestaffelter Unterdruck sichergestellt ist. Dies wird im Ringraum und im Reaktorhilfsanlagengebäude dadurch erreicht, dass die Zuluftmenge bei konstantem Abluftdurchsatz geregelt wird. Aus den Anlagenräumen in der Sicherheitshülle wird hingegen gerade so viel Luft abgesaugt, dass der vorgegebene Unterdruck aufrechterhalten werden kann. Die in den Anlageräumen abgesaugte Luftmenge strömt als Leckage aus den Betriebsräumen nach. Der Luftwechsel in den Anlagenräumen kann einzeln geregelt werden. Die Luftwechselrate kann während der Revision in einigen Räumen durch so genannte Spülluftanlagen zusätzlich gesteigert werden. Eventuell vorhandene oder potenzielle Luftkontaminationen an Arbeitsplätzen in den Anlageräumen werden durch Absaugung über gefilterte Umluftanlagen gesenkt.

Für das Reaktorgebäude liegt der vom Standort (Anlageraum) abhängige Unterdruck gegenüber Atmosphärendruck etwa zwischen 25 und 10 mm WS. Im Reaktorhilfsanlagengebäude beträgt der Unterdruck ca. 5 mm WS gegenüber Atmosphärendruck.

Rückhaltesysteme in den Abluft-, Abgas- und Abwassersystemen

Die Luft aus den Räumen der kontrollierten Zone, die Gase aus den druckführenden aktiven Systemen sowie das Abwasser aus der kontrollierten Zone werden grundsätzlich über Rückhaltesysteme geleitet, die damit die Zonengrenze bilden. Detaillierte Angaben zu den systemtechnischen und maschinentechnischen Bewertungen der einzelnen Systeme sind in Kapitel 5 dieser Stellungnahme zu finden.

Die Dichtheit der Filterzellensitze kann während des Betriebs überprüft werden. Vor dem Einbau werden Absolutfilterzellen auf Transportschäden mittels Ölnebeltest getestet. Eingebaute Differenzdruckanzeigen geben Hinweise über die Filterbelegung.

Schwebstofffilter werden je nach Filtereinsatz in unterschiedlich festgelegten, regelmässigen Zeitabständen auf zu hohen Differenzdruck geprüft. Die Prüfung erfolgt, indem die Werte abgelesen und in ein Diagramm eingetragen werden. Die Filterzellenintegrität wird je nach Filtereinsatz viertel-, halb- oder jährlich mittels Partikelzählungen auf der Reinluftseite geprüft. Dank äquivalent durchströmter Probeadsorber an den Aktivkohle-Filteranlagen kann eine Überprüfung der Qualität der Aktivkohleschüttungen durch Laboruntersuchungen erfolgen.

Zur Bestimmung des Zeitpunkts für den Austausch der Schwebstoff- und Aktivkohlefilter hat das KKG spezielle Kriterien (die von Herstellern empfohlenen Prüfintervalle, das Erreichen von Aktivitätsgrenzwerten, maximal zulässige Druckdifferenzen über Filter oder ein minimales Adsorptionsvermögen der Aktivkohle) im Betriebshandbuch¹¹⁴ festgelegt.

Als Verbesserungen an den Lüftungssystemen gibt das KKG den Einbau eines Aerosolfilters in den Abluftstrang des Kondensatbehälters seines Bitumenextruders an. Zudem wurden die Abluftstränge der Räume ZC0201-ZC0205 (Bituminieranlage) an den gefilterten Strang angeschlossen.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Bei der Beurteilung bezieht sich das ENSI auf die Kriterien für die Einstufung der kontrollierten Zone in Zonen- und Gebietstypen sowie auf die baulichen, technischen und administrativen Anforderungen in der Richtlinie HSK-R-07, welche auf Art. 58, 59 und 71 StSV basieren. Ebenso sind neue Erkenntnisse zum Zonenkonzept aus der Betriebserfahrung gemäss Richtlinie HSK-R-48 (Kap. 4, 2. Absatz) zu berücksichtigen.

Beurteilung des ENSI

Zonen- und Gebietseinteilung

Die HSK hat im Jahr 2006 das KKG anlässlich einer Inspektion zum Erstellen von aktuellen radiologischen Zonenplänen aufgefordert¹¹⁵. Das KKG ist dieser Forderung termingerecht nachgekommen. Die HSK hat die revidierten Zonenpläne überprüft. Die Pläne stimmen mit den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-07 überein¹¹⁶. Die farbige Markierung der unterschiedlichen Zonentypen in den Zonenplänen wurde anlässlich der Revision des Strahlenschutzreglements an den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-07 angepasst. Die Zonen- und Gebietseinteilung der kontrollierten Zone basiert auf den Angaben in der Richtlinie HSK-R-07.

Anforderungen an die kontrollierte Zone (Barrierenkonzept, Abschirmungs- und Schliesskonzept)

Die Anforderungen an die kontrollierte Zone gemäss Richtlinie HSK-R-07 wurden vom KKG bezüglich Barrierenintegrität sinnvoll ergänzt bzw. präzisiert.

Anforderung bezüglich Abschirmung, Absperrung, Ortsdosisleistungs-Überwachung mit Alarmierung etc. sind in mehreren KKG-Dokumenten enthalten.

Überprüfung der Integrität der Barrieren und Zonengrenzen

Die KKG-interne Überprüfung des Barrieren- und Zonenkonzepts wurde 2008 mit Ausnahme der aufgrund erhöhter Ortsdosisleistungen unzugänglichen Räume abgeschlossen und ergab aus Sicht des

Betreibers grundsätzlich keinen Handlungsbedarf. Das ENSI hat nach Prüfung der eingereichten Unterlagen¹¹² den Eindruck gewonnen, dass diese Überprüfung sorgfältig durchgeführt wurde. Bei der umfangreichen Überprüfung der Anlage wurden nur wenige Schwachstellen entdeckt, die für die Integrität der Zonengrenze eine untergeordnete Bedeutung haben. Das KKG hat die geringfügigen Mängel bis auf eine Ausnahme bislang beheben können. Die Beseitigung der verbliebenen Schwachstelle wird vom ENSI im Rahmen der kontinuierlichen Aufsichtsverfahren verfolgt. Das ENSI erwartet, dass das KKG zukünftig die Einhaltung seines Zonenkonzepts periodisch kontrolliert und festgestellte Schwachstellen behebt.

Bezüglich der unzugänglichen Räume der kontrollierten Zone, die bis zum 15. März 2011 noch nicht untersucht werden konnten, hat das KKG eine Bewertung der Situation aufgrund der vorliegenden Baupläne durchgeführt und einen Terminplan für die geplanten Vor-Ort-Kontrollen erarbeitet.¹¹⁷ Demnach werden alle noch ausstehenden Untersuchungen in Etappen – spätestens bis zum 31. Dezember 2014 – erledigt. Das ENSI ist mit dem Vorgehen des KKG einverstanden und wird sich anlässlich ihrer Aufsichtstätigkeiten über das Ergebnis der Kontrollen informieren.

Auslegung und Überprüfung der Abschirmung und Absperrung

Gemäss den Beobachtungen und der Kontrolle der Berichterstattung durch das ENSI werden die maximal zulässigen Dosisleistungen je nach Gebietstyp eingehalten.

Aufgrund des Vorkommnisses, bei dem es im KKB am 3. August 2009 bei zwei Mitarbeitern zu Dosisgrenzwertüberschreitungen gekommen war, wurde das KKG ausserhalb des PSÜ-Überprüfungszeitraums vom ENSI aufgefordert¹¹⁸, die Bedeutung dieses Vorkommnisses für das KKG zu untersuchen. Das KKG stellte das Resultat dieser Überprüfung in einem Bericht¹¹⁹ dar. Demnach wurden systematisch alle möglichen Quellen im KKG mit einem möglichen Strahlenpegel von mehr als 100 mSv/h, Tätigkeiten in den durch diese Quellen möglicherweise exponierten Bereichen sowie die Möglichkeit einer unvorhersehbaren Dosisleistungserhöhung überprüft. Das KKG hat vier Situationen erkannt, bei denen die Möglichkeit besteht, dass starke Quellen ohne Begleitung bewegt werden könnten. Das KKG benennt die folgenden bestehenden bzw. neu angeordneten Vorkehrungen um eine Exposition von Personen zu unterbinden:

- Absperrungen von Räumen durch verschliessbaren Türen und von Bereichen mit massiven Betonriegeln, die nur per Kran bewegt werden können und somit nicht von einzelnen unbefugten Personen entfernt werden können
- Ortsdosisleistungs-Überwachung durch stationäre Sonden mit akustischen und visuellen Alarmen
- Personendosisleistungs-Überwachung mit elektronischen Personendosimetern (EPD) mit akustischen Alarmen
- organisatorische Massnahmen wie z. B. im Fall des Abheben des RDB-Deckels Prüfung mit Unterwasser-Kamera, ob kein Steuerelement am Deckel hängt

Das KKG hat beschlossen, der Philosophie nachzukommen, dass bei Alarmen jeder Art das Strahlenfeld zu verlassen sei. Hierfür wird im Zuge der Umstellung auf das Nachfolge-Dosimeter auf Frühwarnalarne, bei deren Ertönen kein Zwang zum Verlassen des Strahlenfelds besteht, verzichtet. Als Schlussfolgerung sieht das KKG, dass die wenigen Situationen, in denen eine mangelnde Koordinati-

on zwischen den Beteiligten zu einer Dosisgrenzwertüberschreitung führen könnte, mit den oben genannten Vorkehrungen genügend abgesichert sind.

Das ENSI beurteilt die genannten Vorkehrungen als ausreichend.

Zutrittsbedingungen

Die vom KKG allgemein angegebenen Bedingungen für den Zutritt der jeweiligen Personengruppe zur kontrollierten Zone wurden vom ENSI akzeptiert.

Austrittsbedingungen: Personen- und Materialfreimessung

Durch die Freimessung von Personen und Material (siehe Kap. 4.6.4 dieser Stellungnahme) wird die Verschleppung von Kontamination aus der kontrollierten Zone nach aussen wirksam unterbunden.

Gestaffelte Unterdruckhaltung, gerichtete Luftströmungen, Luftwechsel

Die Lüftungsanlagen¹²⁰ entsprechen hinsichtlich einer gestaffelten Unterdruckhaltung, der gerichteten Luftströmungen und der Luftwechselraten den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-07. Da keine Änderungen an den Lüftungsanlagen in der kontrollierten Zone (System TL) durchgeführt wurden, wird im Rahmen dieser Stellungnahme keine Beurteilung dieses Systems durchgeführt (siehe auch Tabelle 5.4-1). Aufgrund der positiven Betriebserfahrung mit den Lüftungsanlagen (keine Befunde bei periodischen Prüfungen, keine Vorkommnisse) geht das ENSI davon aus, dass die Zuverlässigkeit dieses Systems auch zukünftig sichergestellt ist.

Rückhaltesysteme in den Abluft-, Abgas- und Abwassersystemen

Die Abluft aus den potenziell oder real kontaminierten Räumlichkeiten in der kontrollierten Zone wird in geeigneter Weise auf Partikel oder Aerosole vor deren Abgabe in den Kamin gefiltert. Die HSK hat 1999 und 2000 die Abluftfilter inspiziert und dabei festgestellt, dass die Systeme immer funktioniert haben. Im Jahr 2003 führte die HSK eine Inspektion zum Thema Lüftungsanlagen durch. Sie stellte fest, dass die inspizierte Dokumentation aktuell und sorgfältig geführt war und dass die vorgeführten Prüfausrüstungen einwandfrei funktionierten.

Fazit

Bezüglich der Integrität der Zonengrenzen, der Barrieren zwischen Systemen sowie weiteren Anforderungen an die Kontaminationszonen ist das KKG auf dem Stand von Wissenschaft und Technik. Die Anlage erfüllt, mit Ausnahme der noch nicht untersuchten Räume (siehe oben), in diesen Punkten sämtliche gesetzlichen und behördlichen Vorgaben.

4.6.3 Massnahmen zur Dosisreduktion

Zusätzlich zu den Anforderungen an die kontrollierte Zone (Kap 4.6.2) sind weitere Schutzmassnahmen erforderlich, um die Begrenzung und Optimierung der Strahlenexposition des Personals und der Bevölkerung zu gewährleisten. In diesem Kapitel werden die technischen und organisatorischen Schutzmassnahmen beurteilt, die während des Leistungsbetriebs und während der Revisionen innerhalb des Überprüfungszeitraums vom KKG durchgeführt wurden.

Angaben des KKG

Die Angaben wurden überwiegend aus der Zusammenfassung der Ergebnisse der PSÜ³ sowie aus dem Betriebserfahrungsbericht⁷ entnommen. Die Reglemente und zahlreiche Weisungen wurden im PSÜ-Überprüfungszeitraum neu erstellt oder revidiert, weshalb hierauf ebenfalls eingegangen wird.

Begrenzung und Optimierung der Strahlenexposition (ALARA)

Es werden einige konkrete Verbesserungsmassnahmen aus dem Überprüfungszeitraum genannt, die den radiologischen Zustand der Anlage sowie die Strahlenexposition des Personals positiv beeinflussen. Ausgehend vom radiologischen Zustand der Anlage und der aus Abgaben an die Umgebung resultierenden Dosis bewertet das KKG den betrieblichen Strahlenschutz und die Bewirtschaftung radioaktiver Abfälle als bereits weitgehend in Übereinstimmung mit dem ALARA-Prinzip optimiert.

Strahlenschutzplanung, Vorbereitung und Kontrolle der Planungsziele

Langfristige Ziele des operationellen Strahlenschutzes ohne Berücksichtigung grösserer ungeplanter oder nicht vorhersehbarer Arbeiten werden in der Weisung zu den Zielen des Strahlenschutzes 2009 bis 2018¹²¹ dargelegt.

Gemäss Strahlenschutzreglement¹⁰⁶ erfolgt die Planung von Arbeiten, welche mit einer nennenswerten Strahlenexposition oder Kontaminationsgefahr verbunden sind, unter frühzeitigem Beizug des Strahlenschutzes. Es wird zwischen Planungen für Arbeiten mit mehr als 50 Pers.-mSv und sonstigen Arbeiten unterschieden¹⁰³. Vom KKG werden einige Aspekte aufgelistet, welche in der Arbeitsplanung berücksichtigt werden. Die KKG-Strahlenschutzmitarbeiter sind nach Strahlenschutzreglement im Rahmen der Arbeitsplanung verantwortlich, die Rechtfertigung einer Strahlenexposition, deren Optimierung und deren Begrenzung sicherzustellen.

Für die Vorbereitung von Schutz- und Überwachungsmassnahmen an den jeweiligen Arbeitsplätzen und der anschliessenden Freigabe ist das Strahlenschutzpersonal gemäss Kraftwerksreglement³² zuständig. Zusätzlich hat das Strahlenschutzpersonal Mitarbeiter zur Optimierung der Strahlenexposition anzuleiten und zu beraten¹²².

Als weitere Dosisoptimierung wird in einer Weisung die Durchführung von Massnahmen durch die Strahlenschutzmitarbeiter erwähnt, sobald Interventionsschwellen überschritten werden. Insbesondere wird die Interventionsmöglichkeit des Strahlenschutzpersonals bei der Überschreitung eines Viertels des Dosiskredits genannt. Der Dosiskredit ist beim Eigenpersonal die Differenz zwischen der schon im betrachteten Jahr erhaltenen Dosis und dem Dosisgrenzwert und beim Fremdpersonal das Dosiskontingent gemäss temporärem Dosisdokument.

Im Nachgang an strahlenschutztechnisch relevante Arbeiten sind diese hinsichtlich des Optimierungspotenzials einem Review zu unterziehen.

Reduktion der Aktivierung

Neben den zur Reduktion der Aktivierung veranlassten Änderungen in der wasserchemischen Fahrweise (siehe Kap. 4.5 dieser Stellungnahme) hat das KKG als eine weitere Massnahme den Austausch der antimonhaltigen Dichtungen der Hauptkühlmittelpumpen in Angriff genommen, um die Aktivierung von Fremdstoffen im Primärkühlmittel zu reduzieren. Dieser Austausch wurde im Jahr 2008 durchgeführt, ausserhalb des PSÜ-Überprüfungszeitraums.

Reduktion der Ortsdosisleistung an Arbeitsplätzen

Das KKG bewertet den Aufwand für die Montage temporärer Abschirmungen in den jährlichen Revisionsberichten bezüglich des Optimierungsprinzips als ausreichend.

Konkret wurden folgende Massnahme in den PSÜ-Unterlagen aufgeführt: Aufgrund des neuen Erweiterungsbaus konnte die mechanische Werkstatt vom Raum ZC0308 in den vom Dekontraum weiter entfernten Raum ZC0352 verschoben werden. Dadurch reduzierte sich die Ortsdosisleistung ab Oktober 2007 an diesem stark frequentierten Arbeitsplatz signifikant.

Die Zunahme der Dosisleistung am Brennelement-Beckenkühler TH74B001 wird überwacht. Das KKG erwägt dosisleistungsreduzierende Massnahmen, falls die Dosisleistung weiter ansteigt.

Reduktion des Kontaminationspotenzials

Das KKG verfügt über mehrere Prozesse, Einrichtungen und Massnahmen, um die Kontamination der Anlage auf einem niedrigen Niveau zu halten: Material- und Systemdekontamination, Gebäudereinigung, Wäscherei, festinstallierte Dekontaminationseinrichtungen, bewegliche Dekontaminationswannen für Ultraschall-Behandlung und chemische Bäder, temporäre lokale Luftreinigung und temporäre Zusatzbarrieren und persönliche Schutzausrüstungen.

Im Betriebserfahrungsbericht wurde nach der meldepflichtigen Personenkontamination als Folge von Dekontaminationsarbeiten (Vorkommnis 2006-03) das Dekontaminationspersonal hinsichtlich Arbeitstechnik und Schutzmassnahmen anlässlich einer Wiederholungsschulung instruiert. In der Arbeitsvorbereitung für Arbeiten mit defekten Brennstäben wird zukünftig auf die Kontaminationsgefahr hingewiesen.

Für die Ausgabe, den Gebrauch und die Rückgabe radioaktiver Strahlenquellen gibt es Vorgaben gemäss Strahlenschutzreglement, die die Gefahr einer Kontaminationsverschleppung minimieren. Insbesondere wird bei der Rückgabe der Quellen deren Unversehrtheit geprüft.

Personendekontamination

Im Strahlenschutzreglement werden die ersten Schritte nach der Feststellung einer Personenkontamination beschrieben. Hierfür stehen geeignete und bewährte Hilfsmittel im Sanitätsraum zur Verfügung. Die Vorgehensweise zur Erfassung positiver Befunde am Personenmonitor und zur Personendekontamination ist in einer Weisung festgelegt¹²³. Für weitere Schritte wird auf das Notfallreglement verwiesen.

Allgemeine Verhaltensregeln

Das Verhalten in der kontrollierten Zone wird dem Personal in der Regel vor dem ersten Eintritt in die kontrollierte Zone mit einem Film erklärt (Belehrung). Für nicht deutsch Sprechende ist eine adäquate Instruktion vorgesehen. Eine Auflistung der grundlegenden Verhaltensregeln ist im Strahlenschutzreglement enthalten. Die Kontrolle der Einhaltung der Verhaltensregeln obliegt den Strahlenschutzmitarbeitern (Kraftwerksreglement). Dies entbindet das sonstige KKG-Personal nicht, sich selbst nach bestem Wissen und Gewissen strahlenschutztechnisch korrekt zu verhalten (Strahlenschutzreglement).

Massnahmen und Hilfsmittel zur schnellen und/oder fernbedienten Handhabung von radioaktiven Materialien

In der KKG-Stellungnahme werden einige Massnahmen und Hilfsmittel im Zusammenhang mit Änderungen am Abwassersammel- und Aufbereitungssystem erwähnt, z. B. die Vereinfachung des Zugangs zu den Siebböden des Verdampfers, die eine Optimierung der Strahlenexposition des Personals ergeben.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Ausgehend vom Prinzip der Dosisbegrenzung gemäss Art. 10 StSG und Art. 34 bis 37 StSV und den davon abgeleiteten Richtwerten gemäss Art. 7, 59 und 71 StSV sowie Richtlinie HSK-R-11 beurteilt das ENSI in diesem Kapitel die zur Einhaltung der Grenz- und Richtwerte getroffenen Massnahmen des Kernanlagenbetreibers. Hierzu gehört beispielsweise die Erfüllung der Vorgabe zu Anforderung und Einhaltung von Dosiskontingenten für Fremdpersonal gemäss Richtlinie HSK-R-11.

Um das ALARA-Prinzip im Strahlenschutz gemäss Art. 9 StSG (zur Begrenzung der Strahlenexposition müssen alle Massnahmen gemäss Stand von Wissenschaft und Technik ergriffen werden) und Art. 6 StSV in der Praxis umzusetzen, wird gemäss Richtlinie HSK-R-11 ein Qualitätsmanagementsystem gefordert. Dies entspricht sinngemäss dem in IAEA-BSS bezeichneten „radiation protection programme“. Dieses Qualitätsmanagementsystem beinhaltet insbesondere Vorgaben zur Strahlenschutzplanung mit der Festlegung von Dosisplanungszielen, Schutz- und Überwachungsmassnahmen inklusive Interventionsmassnahmen sowie die Bewertung der Erfahrung mit dem Rückfluss von erkannten Verbesserungspotenzialen in die Strahlenschutzplanung. Der internationale Stand der Umsetzung des ALARA-Prinzips, insbesondere in den Planungsprozessen, ist in einem OECD/NEA-Bericht¹²⁴ dargelegt.

Beurteilung des ENSI

Begrenzung und Optimierung der Strahlenexposition (ALARA)

Die Massnahmen des KKG zur Einhaltung der Dosisgrenzwerte, insbesondere die Interventionsmöglichkeit des Strahlenschutzpersonals bei der Überschreitung eines Viertels des Dosiskredits (d. h. bei Eigenpersonal bei höchstens 5 mSv), gewährleisten eine zuverlässige Begrenzung der Individualdosis des Personals.

Das ENSI kann aufgrund von Inspektionen und der Kontrolle der Berichterstattung beurteilen, dass im KKG der radiologische Zustand der Anlage, die Exposition des Personals sowie die potenziellen Abgaben an die Umgebung im Vorbereitungsstadium und bei der Durchführung von einmaligen oder sich wiederholenden Tätigkeiten optimiert werden.

Die Umsetzung des Optimierungsprinzips im Strahlenschutzreglement und in den Weisungen für das Strahlenschutzpersonal ist sehr allgemein gehalten und betrifft nicht das gesamte KKG-Personal. Stattdessen wird das KKG-Personal anlässlich der betriebsinternen wiederkehrenden Strahlenschutzausbildungen mit vielen Hinweisen auf Optimierungsmassnahmen instruiert. Zur Beurteilung des Optimierungsverfahrens wird hier auf den nächsten Abschnitt verwiesen, da das Potenzial für eine Optimierung meistens schon während der Planungsphase und bei der Vorbereitung der Tätigkeiten zu erkennen ist.

Strahlenschutzplanung, Vorbereitung und Kontrolle der Planungsziele

Das ENSI hat die Prozessbeschreibungen im Managementsystem, im Kraftwerksreglement sowie im Strahlenschutzreglement bezüglich einer konkreten Einbindung des anerkannten Strahlenschutzpersonals in die Planungstätigkeiten des KKG überprüft. Aus diesen Unterlagen ist allerdings nicht nachvollziehbar, wie KKG-intern Strahlenschutzplanungen initialisiert, durchgeführt, dokumentiert und freigegeben werden. Anlässlich eines Fachgesprächs hat das KKG die Planungsprozesse und das hierfür verwendete rechnerbasierte Ablaufverfahren erläutert¹²⁵. Demnach ist sichergestellt, dass das Strahlenschutzpersonal entweder durch eine einfache Freigabe vor Ort oder mittels einer Strahlenschutzplanung die Arbeit bzw. das Projekt situationsabhängig vorbereiten und überwachen kann.

Das ENSI hat sich vergewissert, dass bei allen anstehenden Arbeiten des KKG inner- und ausserhalb der kontrollierten Zone das Strahlenschutzpersonal rechtzeitig einbezogen wird, um Strahlenschutz- und Überwachungsmassnahmen ausreichend vorbereiten und die Arbeiten dosisoptimiert durchführen zu können. Das KKG stützt sich hierbei auf die profunde Erfahrung von Strahlenschutzmitarbeitern mit langjähriger Betriebszugehörigkeit sowie deren enge Zusammenarbeit mit den Arbeitsausführenden ab. Diese Teamarbeit wird durch abteilungsübergreifende Sitzungen sowie dem rechnerbasierten integrierten Planungs- und Instandhaltungssystem IPIS gewährleistet. Die einzelnen Arbeitsabläufe sind miteinander verbunden und durch mehrfache Freigabeabfragen gesichert.

Reduktion der Aktivierung, der Ortsdosisleistungen und des Kontaminationspotenzials

Alle vom KKG angeführten Massnahmen zur Reduktion der Strahlenexpositionen des Personals entsprechen einem fachgerechten Strahlenschutz.

Personendekontamination

Für die Dekontamination von Personen stehen geeignete Räumlichkeiten und das dafür notwendige Material zur Verfügung. Die Vorgehensweise zur Dekontamination und Kontrolle ist festgelegt.

Allgemeine Verhaltensregeln

Aus den eingereichten Unterlagen geht explizit hervor, dass die Verantwortung für das korrekte Verhalten in der kontrollierten Zone zwischen den Strahlenschutzmitarbeitern und den anderen Mitarbeitern aufgeteilt ist. Die Strahlenschutzverantwortung liegt primär bei den Strahlenschutzmitarbeitern und daneben bei jeder Person nach bestem Wissen und Gewissen. Diese Aufteilung ist akzeptabel, wenn das sonstige Personal dementsprechend instruiert und fortgebildet wird. Das ENSI betont, dass eine sichere Arbeit in der kontrollierten Zone aus konventioneller und radiologischer Sicht nur erreicht werden kann, wenn das gesamte Personal in den ALARA-Prozess einbezogen ist.

Massnahmen und Hilfsmittel zur schnellen und/oder fernbedienten Handhabung von radioaktiven Materialien

An einigen Beispielen konnte sich das ENSI davon überzeugen, dass das KKG weitere Massnahmen zur Reduktion der Strahlenexposition des Personals trifft. Ebenso werden Massnahmen durchgeführt um die Häufigkeit und die Auswirkung von Betriebsstörungen mit radiologischen Folgen weiter zu senken.

Fazit

Das ENSI bestätigt die Bewertung des KKG, dass der betriebliche Strahlenschutz in Übereinstimmung mit dem ALARA-Prinzip weitgehend optimiert ist. Der Optimierungsprozess wird weitergeführt und die dazugehörigen Planungsverfahren sowie Strahlenschutz-Freigaben sind im KKG etabliert.

4.6.4 Radiologische Überwachung inkl. Personendosimetrie

In diesem Unterkapitel werden die im Überprüfungszeitraum gewonnenen Betriebserfahrungen und durchgeführten Änderungen am Überwachungskonzept des operationellen Strahlenschutzes inkl. der hierfür notwendigen Messverfahren beurteilt. Die Betriebserfahrung und die Änderungen bezüglich der Messtechnik der stationären Messgeräten sowie der Einrichtungen der anerkannten Personendosimetrie sind in Kapitel 5.13 behandelt.

Angaben des KKG

Überwachungskonzept

Im KKG wird die Radioaktivitätsüberwachung in die Personen-, Anlage-, Abgaben- und Umgebungsüberwachung unterteilt (Sicherheitsbericht⁹, Kap. 2.11.5.5). Zusätzliche Überwachungsaufgaben sind im Qualitätssicherungsprogramm für den Transport radioaktiver Stoffe¹²⁶ bzw. im Strahlenschutzhandbuch¹⁰⁷ genannt. Die Zuordnung der Zuständigkeiten sind im Kraftwerksreglement³² und im Strahlenschutzreglement¹⁰⁶ festgelegt. Die dazugehörigen Weisungen und technischen Beschreibungen sind im Strahlenschutzhandbuch integriert. Aufgrund der Nachforderungen des ENSI anlässlich der Grobprüfung wurde Information¹²⁷ zur Strahlenschutzmesstechnik zusammengestellt.

Im Überprüfungszeitraum wurde die digitale Erfassung und Speicherung von Messergebnissen der festinstallierten Edelgas-, Aerosol- und Iod-Messgeräte verbessert. Damit kann das Strahlenschutzpersonal nun auf die Daten der Messgeräte, deren primäre Funktion einem Auslösen von Systemabschottungen dient, von jedem Arbeitsplatz aus zugreifen. Dies ist insbesondere nützlich bei der Planung sowie bei kurzfristigen Einsätzen. Es wurden einige Messgeräte neu angeschafft, worauf im Folgenden näher eingegangen wird. Ansonsten wurden keine prinzipiellen Änderungen am Überwachungskonzept vorgenommen.

Überwachung der Anlage

Folgende Verbesserungen bezüglich der Überwachung der Anlage mit mobilen Messgeräten werden im zusammenfassenden Bericht³ und im Betriebserfahrungsbericht⁷ genannt:

- der Austausch von Kugelhähnen an den Aerosolmessstellen
- der Austausch eines Grossteils der mobilen Strahlenschutzmessgeräte durch Geräte, die technisch auf dem neuesten Stand sind
- die Beschaffung zwei mobiler Iodmonitore, um eine schnellere Alarmierung bei einer allfälligen Iodfreisetzung in den Betriebsräumen des Reaktorgebäudes sicherstellen zu können
- die Anschaffung weiterer zusätzlicher Geräte für Spezialanwendungen (hohe Dosisleistungen) zur erweiterten Strahlenüberwachung
- die Anschaffung neuer und verbesserter mobiler Aerosol- und Edelgasmessgeräte und deren vermehrte Einsatz für eine kontinuierliche Überwachung und automatische Alarmierung vor Ort
- die Bestimmung der Dosisleistungen an den Primärkühlmittelleitungen mit Thermolumineszenz-Dosimetern, um die Wirksamkeit der Zink-Dosierung zu beobachten

Arbeitsplatzüberwachung

Durch den Beizug von Strahlenschutzpersonal bei der Planung von Arbeiten wird gewährleistet, dass bei Bedarf die Arbeitsplatzüberwachung durch Mitarbeiter des Strahlenschutzes sichergestellt ist (Strahlenschutzreglement, Kap. 7). Gemäss der Weisung „Strahlenschutztechnische Überwachung“ werden hierfür die gleichen Messverfahren verwendet wie zur Anlagenüberwachung.

Die Jobdosimetrie wird im KKG überwiegend handschriftlich erfasst. Das KKG ist der Meinung, dass die praktizierte Methode ein mindestens gleich gutes Resultat wie die in anderen Werken praktizierte elektronische Jobfassung ergibt. Dies erläutert das KKG im Betriebserfahrungsbericht anhand einer detaillierten Bewertung elektronischer Jobdosimetriesysteme in anderen Kernkraftwerken.

Personenüberwachung

Die radiologische Überwachung der Individualdosen von beruflich strahlenexponierten Personen erfolgt mit zwei von einander unabhängigen Dosimetriesystemen: passive Dosimeter der anerkannten Personendosimetriestelle und aktive elektronische Personendosimeter, im KKG als Kontrolldosimeter bezeichnet, für die das Ressort Strahlenschutz direkt zuständig ist. Besucher und Fachbesucher werden ausschliesslich mit einem Kontrolldosimeter ausgestattet.

Bei den Dosimetern der anerkannten Personendosimetriestelle des KKG handelt es sich im Überprüfungszeitraum überwiegend um Thermolumineszenz-Dosimeter für Röntgen-/Beta-/Gamma-Strahlung. Im Überprüfungszeitraum hat die HSK die Personendosimetriestelle des KKG mit jeweils einer Verfügung im Jahre 2000 und 2005¹²⁸ anerkannt. Eine Beurteilung der Messtechnik ist in Kapitel 5.13 dieser Stellungnahme zu finden. Neutronen-Dosimeter und Teilkörper-Dosimeter werden von einer anerkannten Personendosimetriestelle angemietet.

Die Ausgangsmonitore im KKG werden zur Bestimmung der Personenkontamination und der Inkorporationsdosis (Triagemessung) verwendet. Bei einer Überschreitung des eingestellten Grenzwerts von 3 Bq/cm^2 bzw. des Inkorporationswerts von 800 Bq Co-60 hindert eine Schranke die betroffene Person am Verlassen der kontrollierten Zone. Ende 2005 erfolgte eine Korrektur des Geometriefaktors aufgrund einer Überprüfung der Kalibrierung durch das PSI.

Im Fall eines positiven Befunds am Personenmonitor wird eine Ganzkörpermessung mittels zweier Monitore, einem NaJ-Detektor zur Bestimmung der Iod-Aktivität der Schilddrüse und einem HPGe-Detektor zur Bestimmung der Aktivitäten gamma-emittierender Nuklide im Thoraxbereich, durchgeführt.

Zur Kontrolle von Inkorporationsdosen durch Tritium führt das KKG sporadisch Tritium-Analysen im Urin ausgewählter Mitarbeiter durch.

Überwachung des Materialverkehrs am Zonenübergang

Die radiologische Überwachung dient der Vermeidung des Transports von kontaminierten und aktivierten Gegenständen aus der kontrollierten Zone. In der Stellungnahme zu Nachforderungen¹⁰³ werden neben mobilen Dosisleistungsmessgeräten und Kontaminationsmonitoren drei Freigabemonitore¹²⁹, welche für die Freimessung des Materials zur Verfügung stehen, erwähnt. Zusätzlich kommt auch ein Kleinteilmonitor zum Einsatz, der hauptsächlich während Transporten radioaktiver Stoffen verwendet wird.

Der Gerätepark zur Freigabemessung von Material ist nach Aussage des KKG ausreichend bestückt und erfüllt die Messanforderungen gemäss Strahlenschutzverordnung.

Überwachung Transporte radioaktiver Stoffe

Die Vorgaben zur Kontrolle von Transportbehältern und Fahrzeugen auf Kontaminationen und Dosisleistungen bei An- und Abtransport sind nach Qualitätssicherungsprogramm für den Transport radioaktiver Stoffe¹²⁶ in mehreren Vorschriften festgelegt. Aufgrund der im Überprüfungszeitraum gemeldeten Vorkommnisse wegen Problemen bei den Kontrollmessungen wurden mehrere Massnahmen vom KKG aufgeführt (siehe Kapitel 4.8 dieser Stellungnahme), die eine Wiederholung gleichartiger Vorkommnisse verhindern sollen.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Die Überwachung ist gemäss Art. 7 Bst. a KEV eine allgemeine Anforderung an die nukleare Sicherheit. Spezifischere Anforderungen an die radiologische Überwachung stellen Art. 42, 43, 48 und 57 Abs. 3 StSV (Pflichten des Bewilligungsinhabers bezüglich Personendosimetrie), Art. 44 StSV (Immissionsüberwachung und Überwachung des Betriebsareals), Art. 45, 49, 50 und 52 StSV (Voraussetzung zum Betreiben einer Personendosimetriestelle sowie deren Pflichten), Art. 63 und 64 StSV (Anlagen und Arbeitsplatzüberwachung), Art. 81 Abs. 1 StSV (Emissionsüberwachung), Art. 67 StSV (Dichtheitskontrollen Strahlenquellen), Art. 72 StSV (Freimessung kontrollierter Zonen), Art. 82 Abs. 2 Bst. c StSV (Überwachung im Fall eines Störfalls) und Art. 103 StSV (Immissionsüberwachung).

Die Personendosimetrieverordnung beinhaltet Anforderungen und Regelungen bezüglich der Anerkennung und Pflichten einer Personendosimetriestelle, der Überwachungsmethoden zur externen und internen Dosimetrie sowie zur Messtechnik.

Detaillierte Vorgaben sind in den Richtlinien HSK-R-07 (Anlagen-, Arbeitsplatz-Überwachung sowie Personendosimetrie), HSK-R-11 (Überwachungsmassnahmen als Teil der Strahlenschutzplanung), HSK-R-12 (Personendosimetrie), ENSI-B04 (Material-Freimessung), ENSI-G04 (Überwachung von Behälter und Lagern) und ENSI-G13 (Strahlenschutzmessmittel) enthalten.

Beurteilung des ENSI

Überwachungskonzept

Das im Sicherheitsbericht dargelegte Überwachungskonzept umfasst die wichtigsten Bereiche zum sicheren Einschluss radioaktiver Stoffe sowie zur Abgabebilanzierung. Die Beschreibung der Überwachungsaufgaben inkl. Delegation, Information über die jeweiligen Messtechniken, Prüf- und Bedienungsvorschriften sowie Messergebnisprotokollierung ist über mehrere Dokumente (Kraftwerksreglement, Strahlenschutzreglement, Strahlenschutz-Handbuch, weitere Anlagendokumenten und Vorschriften) verteilt. Im Strahlenschutzhandbuch sind Querverweise zu einigen technischen Beschreibungen und Prüfvorschriften enthalten, ein Verweis auf die Zusammenstellung der Informationen zur Strahlenschutzmesstechnik fehlt jedoch. Da das für die Überwachung zuständige Personal genügend Erfahrung gesammelt hat, mit diesen Dokumenten umzugehen, ist eine systematische und nachvollziehbare Übersicht aus Sicht des ENSI nicht zwingend erforderlich. Jedoch sind die Messverfahren nicht lückenlos dokumentiert (siehe Forderung 5.8-2).

Während des Überprüfungszeitraums wurden mehrere neue Messgeräte beschafft und Weisungen bezüglich der Messverfahren und der Messtechnik revidiert bzw. neu erstellt. Das ENSI sieht darin das Bestreben des KKG, auf dem Stand von Wissenschaft und Technik zu bleiben.

Überwachung der Anlage

Aufgrund eines Vorkommnisses im Kernkraftwerk Beznau 2009 wurden vom ENSI alle Kernanlagen in der Schweiz aufgefordert, die Überwachungsmassnahmen und Sicherheitsvorkehrungen in Bereichen mit potenziell hohen Dosisleistungen zu bewerten. Das KKG hat mit dem entsprechenden Bericht¹¹⁹ dargelegt, dass es nur wenige Situationen gibt, die zu einer Überschreitung der zulässigen Jahresdosis führen können und genügend Vorkehrungen getroffen sind. Eine Erweiterung der Überwachung mit stationären Dosisleistungssonden mit Alarmlicht und -hupe ist nicht vorgesehen. Das KKG verlässt sich auf die Warnfunktion der elektronischen Dosimeter. Das ENSI wird die Notwendigkeit weiterer Massnahmen im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit prüfen.

Die Überwachung der radiologischen Situation ist ansonsten gut etabliert und Veränderungen des radiologischen Zustands werden mit dem Messprogramm sicher erkannt. Die vom KKG genannten Verbesserungen bilden durchwegs eine Optimierung im Strahlenschutz (siehe auch Kap. 5.8.4).

Im Normalbetrieb konnten mit den vom KKG gewählten Interventions- und Alarmschwellen, Messorten, Messintervallen und zu erfassenden Messgrössen der Routinemessungen nachweislich die Schutzziele des operationellen Strahlenschutzes überwacht werden. Insbesondere konnten im Überprüfungszeitraum Dosisgrenzwertüberschreitungen und schwer beherrschbare Kontaminationsverschleppungen vermieden werden.

Arbeitsüberwachung

Die geeignete Arbeitsplatz-Überwachung wird im KKG entweder mittels einer schriftlichen Strahlenschutzplanung bestimmt oder durch die strahlenschutztechnische Freigabe aufgrund der Arbeitsanträge durch das Strahlenschutzpersonal in der Regel direkt vor der Arbeitsaufnahme vor Ort festgelegt. Letzteres erfordert eine vertiefte Kenntnis über die Risiken bei dem konkret vorliegenden Arbeitsschritt.

Nach Ansicht des ENSI bringt eine überwiegend automatisierte Jobdosimetrie nur unwesentliche Vorteile gegenüber der bisherigen handschriftlich durchgeführten Vorgehensweise im KKG. Die elektronische Jobdosimetrie bietet die Möglichkeit, bei Strahlenschutzplanungen auf eine umfangreichere Datenbasis aus früheren Tätigkeiten zurückzugreifen, als wenn nur die Jobdosen weniger ausgewählter Arbeiten handschriftlich protokolliert werden. Andererseits ist eine rein elektronische Jobdosimetrie für eine Optimierung der Arbeiten nur bedingt geeignet, da die Datenerhebung ohne weitere personalintensive Kontrolle fehleranfällig ist, nicht genügend spezifisch erfolgt und wichtige zusätzliche Information fehlt. Daher akzeptiert das ENSI die Einschätzung des KKG, dass eine Umstellung auf eine elektronische Jobdosimetrie keine wesentlichen Vorteile brächte.

Personenüberwachung

Die Einstufung der exponierten Personen in der kontrollierten Zone in Besucher, Fachbesucher und beruflich strahlenexponierte Personen ist aus der Sicht des ENSI zulässig.

Das KKG verwendet zur Erfassung und Kontrolle der Personendosen zwei einander ergänzende Dosimetriesysteme und erfüllt damit die Anforderungen der StSV und der ENSI-Richtlinien.

Der Gerätepark des KKG zur Kontaminationsmessung von Personen ist ausreichend bestückt und erfüllt die Messanforderungen gemäss Strahlenschutzverordnung. Das weitere Vorgehen des Strahlenschutzpersonals bei positivem Befund am Ausgangsmonitor ist ausreichend beschrieben. Die Anforderungen an die Triagemessung werden durch die Ausgangsmonitore erfüllt.

Überwachung des Materialverkehrs am Zonenübergang

Die Messverfahren sowie die Messgeräte zum Nachweis der Inaktivitätskriterien erfüllen prinzipiell die Anforderungen der Richtlinien ENSI-B04 und ENSI-G13. Eine periodische Überprüfung der der Kalibrierung zugrunde liegenden Nuklidvektoren an repräsentativen Proben ist in einer Weisung festgelegt.

Überwachung radioaktiver Transporte

Mit den am KKG zur Verfügung stehenden Messverfahren können die geforderten Nachweisgrenzen bei der Überwachung radioaktiver Transporte erreicht werden. Die Lehren aus Vorkommnissen wurden zielgerichtet umgesetzt (siehe Kapitel 4.6.5).

Fazit

Das ENSI stellt fest, dass das KKG über ein umfassendes Überwachungskonzept sowie über eine ausreichende, dem Stand der Technik weitgehend entsprechende Überwachungsinstrumentierung verfügt. Die Beschreibung der Verfahren, der Geräte, der Vorgaben sowie der Zuständigkeiten ist in einer Vielzahl von Dokumenten verteilt. Hieraus ergibt sich bezüglich Übersichtlichkeit und Vollständigkeit Verbesserungsbedarf (siehe auch Forderung 5.8-2).

4.6.5 Radiologischer Zustand der Anlage und Strahlenexposition des Personals

Der Einfluss der in den vorhergehenden Unterkapiteln behandelten Strahlenschutz- und Überwachungsmassnahmen lässt sich anhand der Entwicklung des radiologischen Zustands der Anlage, der Expositionen des Personals sowie der radiologisch relevanten Vorkommnisse bewerten.

Angaben des KKG

Folgende Angaben stammen aus dem Betriebserfahrungsbericht⁷.

Aktivitätskonzentration und Dosisleistung in der Anlage

Die Schwankungen der Aktivitäten im Primärkühlmittel korrelieren mit Leckagen an Brennstäben. Im aktuellen Überprüfungszeitraum sind solche Schäden in den Jahren 2005 (27. Zyklus) und 2007 (29. Zyklus) aufgetreten. Neben den leicht flüchtigen Spaltprodukten Edelgas und Iod konnten auch Cs-137 und das Aktivierungsprodukt Np-239, welches einen Hinweis auf geringe Brennstofffreisetzung gibt, nachgewiesen werden. Die maximal gemessene I-131-Aktivitätskonzentration stieg im 27. Zyklus auf einen Maximalwert von $1,2 \cdot 10^6$ Bq/kg und sank im Verlaufe des Betriebszyklus wieder auf einen Wert von $1 \cdot 10^5$ Bq/kg. Im 29. Zyklus stieg die I-131-Konzentration von $7 \cdot 10^4$ Bq/kg auf $2 \cdot 10^5$ Bq/kg und im darauf folgenden 30. Zyklus weiter auf $4 \cdot 10^5$ Bq/kg. Es resultierten zu keiner Zeit radiologische oder betriebliche Probleme. Im 29. Zyklus wurde etwas mehr Brennstoff ausgetragen. In beiden Fällen wurde der im BHB spezifizierte Grenzwert von $2 \cdot 10^6$ Bq/kg nicht erreicht.

Die Dosierung von Zink im Primärkühlmittel führte zu einem Anstieg der Korrosionsprodukte im Primärkühlmittel und somit auch zu erhöhten Werte von Co-60 und weiteren Aktivierungsprodukten. Wegen der antimonhaltigen Dichtungen der Hauptkühlmittelpumpen wurden auch Antimonisotope (Sb-122 und Sb-124) gemessen. Dank dem Austausch dieser Dichtungen in der Revision 2008 ist eine Abnahme der Antimongehalte im Primärkreislauf zu erwarten.

Die im Hinblick auf die Zink-Dosierung (Start Frühjahr 2005, vor Revision) ab dem Jahr 2003 eingeführte Bestimmung der Ortsdosisleistung mittels Thermolumineszenz-Dosimeter zeigen ab 2006 eine leicht sinkende Tendenz an den Hauptkühlmittelleitungen und am Druckhalter.

Die jährlich einmal durchgeführten Messungen der Dosisleistungen an der Unterseite des Deckels des Reaktordruckbehälters zeigten bis zur Einführung der Zinkdosierung 2005 konstante Werte im Bereich von ca. 300 mSv/h. Die Messung für das Jahr 2007 zeigt einen deutlich tieferen Wert von rund 130 mSv/h an. Die Ursache hierfür ist nicht bekannt. Die Begründung, dass die Dosierung des Zinks im Primärkühlmittel einen Einfluss auf die Abnahme der Dosisleistungen haben kann, wurde zum damaligen Zeitpunkt vom KKG mit Vorbehalt gegeben. Um die Dosisleistungsreduktion tatsächlich auf die Zink-Dosierung rückführen zu können, ist die weitere Entwicklung abzuwarten.

In den Jahren, in denen die Dampferzeuger geöffnet werden, werden die Dosisleistungen an der Rohrbodenplatte gemessen. Die Messungen zeigen keine trendartigen Änderungen. Es muss zudem mit einer Unsicherheit von 20 % bei den Handmessungen gerechnet werden.

Die Dosisleistungen am Rekuperativwärmetauscher zeigen ab 2004 deutlich sinkende Werte an.

Aus der Leckageüberwachung der im Normalbetrieb inaktiven Kreisläufe lassen sich noch keine längerfristigen Trends der Dosisleistungen feststellen.

Kollektiv- und Individualdosen des Eigen- und Fremdpersonals

Die über 10 Jahre gemittelte Jahreskollektivdosis im KKG betrug zwischen 1998 und 2008 rund 736 Pers.-mSv. Im Vergleich mit den 10-Jahres-Mittel vor 1998 entspricht dies einer Abnahme von etwa 40 %. Beim internationalen Vergleich der Jahreskollektivdosen des KKG mit Werten aus anderen vergleichbaren Werken, wird festgestellt, dass die abnehmenden Jahreskollektivdosen im KKG der weltweiten Entwicklung folgen. Bei genauerer Betrachtung müssen bei einem Vergleich insbesondere die internationale Umstellung auf längere Betriebszyklen, der hohe Quellterm von Co-60 im Primärkreis des KKG sowie die Inbetriebnahme von neuen Anlagen berücksichtigt werden. Ferner haben auch der Umfang und die Art der Arbeiten während den Revisionsstillständen eine grosse Bedeutung auf die Revisionskollektivdosis. Die Einwirkung der im Jahr 2007 gestarteten Zinkdosierung auf die Kollektivdosis scheint positiv zu sein, aber eine genauere Aussage kann erst in ein paar Jahren getroffen werden.

Im aktuellen Überprüfungszeitraum lagen die maximalen jährlichen Individualdosen typischerweise im Bereich von 8 mSv bis 14 mSv, wobei nur wenige Personen diesen Dosisbereich erreichten. Die mittleren Individualdosen sind im Bereich von 0,5 mSv bis 1,2 mSv, wobei zwischen Eigen- und Fremdpersonal fast kein Unterschied vorliegt.

Vorkommnisse mit Bezug zum Strahlenschutz

Im aktuellen Überprüfungszeitraum sind KKG-intern sechs radiologisch relevante Vorkommnisse zu verzeichnen. Das KKG hat zu jedem Vorkommnis eine Zusammenfassung, die Vorkommnisursachen, die Folgemassnahmen und die sicherheitstechnische Relevanz beschrieben. Die Massnahmen wurden durchweg vom KKG als verhältnismässig und zielgerichtet bewertet. D. h. eine Wiederholung der Vorkommnisse wird soweit möglich vermieden bzw. auf deren Auswirkungen ist man besser vorbereitet.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Neben den Grenzwerten für das beruflich strahlenexponierte Personal in der kontrollierten Zone und für das sonstige Personal auf dem Areal gemäss Strahlenschutzverordnung werden auch abgeleitete Werte für Ortsdosisleistung und Kontaminationen gemäss der Richtlinie HSK-R-07 zur Beurteilung hinzugezogen. Die Umsetzung des Optimierungsgebots kann am Trend der Kollektiv- und Individual-

dosen gemessen werden. Die Einhaltung der Dosisplanungsziele gemäss Richtlinie HSK-R-11 wird ebenfalls als ein Bewertungsmaßstab angesehen.

Beurteilung des ENSI

Aktivitätskonzentration und Dosisleistung in der Anlage

Der vom ENSI freigegebene betriebsinterne Grenzwert von $2 \cdot 10^6$ Bq Iod-131/kg im Reaktorwasser wurde trotz des Aktivitätseintrags durch Brennstoffhüllrohr-Schäden eingehalten.

Die im Überprüfungszeitraum stabile bzw. leicht sinkende Tendenz bei den Dosisleistungen an den Primärkomponenten ist eine positive Entwicklung, welche durch die Messungen in den Jahren nach dem Überprüfungszeitraum bestätigt wird¹³⁰. Um dies eindeutig dem Resultat der Zink-Dosierung zuzurechnen, muss über eine längere Periode beobachtet und ausgewertet werden. Ausgehend von Ergebnissen in anderen Anlagen sollte die Zink-Dosierung tatsächlich zu einer reduzierten Anlagerung von Aktivierungsprodukten auf den Oberflächen der Primärkomponenten führen. Auch wenn dies noch nicht eindeutig gezeigt werden kann und durch die Brennelementschäden (siehe Kap. 4.4.3.3) überdeckt wird, kommt das ENSI zum Schluss, dass das KKG geeignete Massnahmen zur Reduktion des Aktivitätseintrags ins Primärsystem eingeleitet und umgesetzt hat.

Die sonstigen Überwachungsergebnisse in der kontrollierten Zone und auf dem Areal wurden vom KKG mit Ausnahme der genannten Vorkommnisse nicht bewertet. Das ENSI beurteilt den radiologischen Zustand aufgrund eigener Inspektionen und der Kontrolle der periodischen Berichterstattung des KKG im Überprüfungszeitraum als mit den Vorgaben übereinstimmend. Die Kontaminationen und Dosisleistungen liegen in der Regel deutlich niedriger als die jeweiligen Interventionsschwellen. In wenigen Fällen hatte das KKG Gegenmassnahmen treffen müssen, die durchwegs rasch und erfolgreich verliefen, sodass der Zustand der Anlage ohne Verzögerungen mit den Vorgaben übereinstimmte. Aus den Resultaten der Aktivitätsüberwachung der im Normalbetrieb inaktiven Kreisläufen folgert das ENSI, dass es keine Leckagen aus dem Primärkühlmittel gab und daher die Integrität der überwachten Barrieren gewährleistet war.

Kollektiv- und Individualdosen des Eigen- und Fremdpersonals

Das ENSI stellt fest, dass die Dosisgrenzwerte für das Personal klar eingehalten wurden und der Trend für die Kollektiv- und Individualdosen im KKG während des Überprüfungszeitraums sinkend ist. Diese abnehmende Tendenz hat mehrere, nicht immer eindeutig feststellbare Ursachen (namentlich Länge und Umfang der Revisionen, Abschirmmassnahmen und Zink-Dosierung), die alle unterschiedlich stark die akkumulierten Dosen beeinflussten bzw. auch in Zukunft beeinflussen werden. Es ist deshalb wichtig, dass das KKG auch weiterhin nach möglichen Massnahmen sucht, um diese Tendenz aufrechtzuerhalten.

Den Dosisgrenzwerten werden innerbetriebliche Interventionsschwellen wie z. B. Tagesdosislimiten, Dosiskontingente und Dosisplanungsziele vorgelagert. Das ENSI hat sich mittels Inspektionen, Fachgesprächen und der Berichterstattung vergewissert, dass sich der Strahlenschutz im KKG im Hinblick auf die Anwendung innerbetrieblicher Schwellen und die Einhaltung von Zielen für die Individual-, Job und Kollektivdosen und damit die Umsetzung des Optimierungsprinzips gut entwickelt hat.

Vorkommnisse mit Bezug zum Strahlenschutz

Die Analysen der KKG-internen Vorkommnisse mit Bezug zum Strahlenschutz sind ausführlich beschrieben. Es wurden zu jedem Vorkommnis die Ursachen erklärt und Gegenmassnahmen vorge-

schlagen bzw. durchgeführt. Das ENSI erkennt daran, dass der Erfahrungsrückfluss aus Vorkommnissen im Strahlenschutz sichergestellt ist.

Als Vorkommnis in anderen Anlagen mit Bezug zum Strahlenschutz wurde vom KKG das Vorkommnis im Kernkraftwerk Beznau 2009 zum Anlass genommen, die Absperrung und Überwachung von Räumen und Bereichen in der eigenen Anlage mit potenziell hohen Dosisleistungen zu überprüfen (siehe näheres im Kap. 4.6.4). Das ENSI geht davon aus, dass durch die Teilnahme des Abteilungsleiters C im internen Sicherheitsausschuss die Analyse externer Erfahrungsmeldungen und der daraus gewonnenen Lehren auch für den Bereich Strahlenschutz gewährleistet ist.

Fazit

Das ENSI stellt aufgrund der Inspektionen, der Meldungen und der Berichterstattung fest, dass die Aktivitätskonzentrationen und Dosisleistungen in der Anlage sowie die Strahlenexposition des Personals unter Berücksichtigung KKG-spezifischer Eigenschaften auf ein im internationalen Vergleich niedriges Niveau gesenkt und auf diesem stabil gehalten werden konnte.

4.6.6 Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone

Angaben des KKG

Folgende Angaben wurden aus der Stellungnahme des KKG zu den Nachforderungen des ENSI¹⁰³ und dem PSÜ-Bericht zur Organisationsentwicklung⁴ entnommen:

Die Betriebssanitäterinnen und Betriebssanitäter müssen bei Personenunfällen oder bei akuten Erkrankungen Erste Hilfe leisten und lebensrettende Sofortmassnahmen einleiten. Sie müssen auch in der Lage sein, zu entscheiden, ob eine verletzte oder erkrankte Person ärztliche Hilfe benötigt oder sofort in Spitalpflege überstellt werden muss. In einem Kernkraftwerk besteht nicht nur die Möglichkeit von Unfällen mit konventionellen Verletzungen, sondern es können auch innere oder äussere Bestrahlungen mit Gesundheitsfolgen vorliegen. Zudem sind Massnahmen vorzusehen, um Kontaminationsgefahren nach dem Abtransport der verletzten Person aus dem Kernkraftwerk zu minimieren. Als Arbeitgeber benötigen Kernkraftwerke deshalb eine dafür ausgebildete Sanitätsequipe. Das KKG unterhält eine Sanitätsequipe, die in der Sektion Strahlenschutz und Sanität der KKG-Notfall-Grundorganisation eingeteilt ist.

Jedes Mitglied der Sanitätsequipe des KKG erhält eine 2-tägige Grundausbildung, die zusätzlich zu den Grundlagen im Umfang des Nothelferkurses Themen umfasst, die in einem Kernkraftwerk von Bedeutung sind. Dazu gehören insbesondere die Massnahmen nach Unfällen mit Strahleneinwirkung. In den regelmässig stattfindenden Weiterbildungslektionen werden weitere Themen vertieft und einmal pro Jahr führt die Equipe eine Einsatzübung durch. Ergänzend erhalten alle Elektriker und die Mitarbeiter der Betriebsschicht periodisch eine Unterweisung in Herz-Lungen-Wiederbelebung. Die Mitglieder der Betriebsfeuerwehr sowie die Betriebswache werden regelmässig in den lebensrettenden Sofortmassnahmen geschult.

Das zur Ausübung der Tätigkeit notwendige Material ist in den beiden Sanitätszimmern stationiert. Eines liegt im Erdgeschoss des Verwaltungsgebäudes und das andere in der kontrollierten Zone. Die Ausrüstung umfasst die üblichen Mittel für die Erste Hilfe und die lebensrettenden Sofortmassnahmen vor Ort. Ausserdem sind in beiden Räumen Tabletten für die Iod-Prophylaxe vorhanden und im Sanitätszimmer in der kontrollierten Zone werden Chemikalien für die Dekontamination von Patienten bereit gehalten.

Bei konventionellen Unfällen wird entsprechend den Vorgaben des Swiss Resuscitation Council (SRC) vorgegangen. Das KKG-Notfallreglement¹⁰⁹ definiert neben lebensbedrohenden Unfällen auch radiologisch relevante Unfälle mit einer Personendosis über 100 mSv oder einer nicht entfernbaren Kontamination von mehr als 1000 CS-Werten als Personenunfälle und geht dabei nach Medizinischem Notfallplan für Strahlenunfälle vor. Patienten mit einer Strahlendosis von mehr als 100 mSv werden ins Kantonsspital Aarau gebracht. Liegt die Dosis einer Person über 1000 mSv, wird sie umgehend oder via Kantonsspital Aarau ins Universitätsspital Zürich transportiert.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Bei der Beurteilung des Sanitätsdienstes in der kontrollierten Zone eines Kernkraftwerks bezieht sich das ENSI auf Art. 4 KEG, Art. 7 Bst. a und d KEV, Art. 8 KEV sowie Art. 17, 96 und 97 StSV. Zudem wendet das ENSI einen medizinischen Notfallplan für Strahlenunfälle¹³¹ sowie Richtlinien des Swiss Resuscitation Council (SRC)¹³² bei der Überprüfung an.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat sich durch Inspektionen und Beobachtungen von Notfallübungen davon überzeugt, dass im KKG eine gut ausgerüstete und ausgebildete Sanitätsequipe arbeitet. Die Ausrüstung ist praxisgerecht und entspricht dem aktuellen Stand der Technik. Die Aus- und Weiterbildung der Mitglieder der Sanitätsequipe ist gut koordiniert und richtet sich nach anerkannten Vorgaben. Es stehen zwei komplett und zweckmässig ausgerüstete Sanitätszimmer zur Verfügung, in denen neben konventionellen Unfällen oder akuten Erkrankungen, auch Strahlenunfälle erstversorgt werden können. Die technischen Vorgehensweisen sowie die Kriterien für die Weitergabe von Patienten sind in den Notfallreglementen geregelt. Die KKG-Sanitätsequipe hat bei den regelmässig durchgeführten Übungen und bei den wenigen Vorfällen mit erkrankten oder verunfallten Personen gezeigt, dass sie einsatzbereit ist und die Erstversorgung und Weitergabe der Patienten sehr gut beherrscht.

4.6.7 Abgabe radioaktiver Stoffe

Die heute gültigen Werte für maximal zulässige Abgaben radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre und in die Aare wurden 1981 mit Bezug auf die damals gültige Strahlenschutzverordnung in den Auflagen der Betriebsbewilligung¹³³ für das KKG festgelegt. 1994 erfolgte die Neufassung der Strahlenschutzverordnung (StSV). Aus diesem Grund setzte die HSK im Januar 1996 das aktuell gültige Abgabe- und Umgebungsüberwachungsreglement¹³⁴ in Kraft, welches sich weiterhin auf die Auflage 3.2 der Betriebsbewilligung stützt, in welchem aber die Abgabelimiten den Anforderungen und Einheiten der StSV angepasst sind.

Angaben des KKG

Gemäss Strahlenschutzreglement des KKG¹⁰⁶ ist für die Überwachung der Abgaben auf dem Luft- und Wasserpfad sowie die Kontrolle der Umgebung die Abteilung Überwachung und Chemie zuständig. Die Durchführung der Bilanzierung und Buchführung sowie der Umgebungsüberwachung ist im Rahmen des Managementsystems im KKG in verschiedenen Weisungen^{135,136} und dazu untergeordneten Dokumenten geregelt. Die folgenden Angaben wurden aus dem Betriebserfahrungsbericht⁷ des KKG entnommen.

Die Abbildung 4.6-1 zeigt die jährlichen Abgaben von Edelgasen, Iod und Aerosolen über den Kamin verglichen mit den Jahresabgabelimiten. Bei den im Diagramm fehlenden Balken lagen die tatsächli-

chen Abgaben für die jeweilige Nuklidgruppe unter der Nachweisgrenze. In den Jahren 1998 und 2006 zeigen die Edelgas- und insbesondere die Iod-Abgaben Erhöhungen, welche auf Brennelementleckagen zurückzuführen sind. Abgesehen davon blieben die Edelgasabgaben während der betrachteten Zeitperiode relativ stabil knapp unter 1 %, die Iod- und Aerosolabgaben unterhalb 0,01 % der Jahresabgabelimiten.

Seit dem Jahr 2004 werden dank der Installation einer neuen Probenahmeverrichtung auch die Kaminabgaben von Radiokohlenstoff (C-14) und Tritium (H-3) erfasst. Diese Nuklide sind zwar nicht störfallrelevant und daher auch nicht limitiert, insbesondere das C-14 liefert aber im Normalbetrieb aufgrund der tiefen Abgaben der übrigen radioaktiven Stoffe den Hauptbeitrag zur errechneten Dosis (weniger als 1 μSv pro Jahr) für die Umgebungsbevölkerung. In den Jahren 2004 bis 2007 wurden bei etwa gleich bleibender Tendenz im Mittel ca. $6,1 \cdot 10^{10}$ Bq C-14 in der dosisrelevanten Form von CO_2 abgegeben. Die Abgabe von Tritium über die Abluft an die Umgebung erfolgt ausschliesslich in der anorganischen Form von tritiiertem Wasser, die mittlere Jahresabgabe beträgt hier etwa $5,5 \cdot 10^{11}$ Bq Tritium in der Abluft. Die Tritiumabgaben über den Kamin betragen ca. 1 % der Tritiumabgaben im Abwasser.

Im Normalbetrieb trugen die über den Kamin abgegebenen radioaktiven Stoffe ohne C-14 – abhängig vom Vorliegen von Brennelementschäden – zwischen 10 % und 50 % der durch das C-14 verursachten Dosen bei. Unter den Edelgasabgaben ist Xe-133 das dominierende Nuklid. Die Iod-Abgaben, welche in der Regel nur während der Revision und beim Vorliegen eines Brennstoffschadens nachgewiesen werden können, liefern typischerweise einen Dosisbeitrag von rund 10 % der C-14-Dosis. Die Aerosolabgaben führen zu keinen nennenswerten Dosisbeiträgen.

Das KKG stellt fest, dass die Abgaben über den Kamin im Normalbetrieb im Überprüfungszeitraum zwischen 1998 bis 2007 jederzeit weit unter den vorgeschriebenen Grenzwerten lagen. Auch im internationalen Vergleich erachtet das KKG diese Kaminabgaben als tief, es drängen sich deshalb keine Massnahmen auf. Es ist das Ziel des KKG, diesen Stand auch in Zukunft halten zu können.

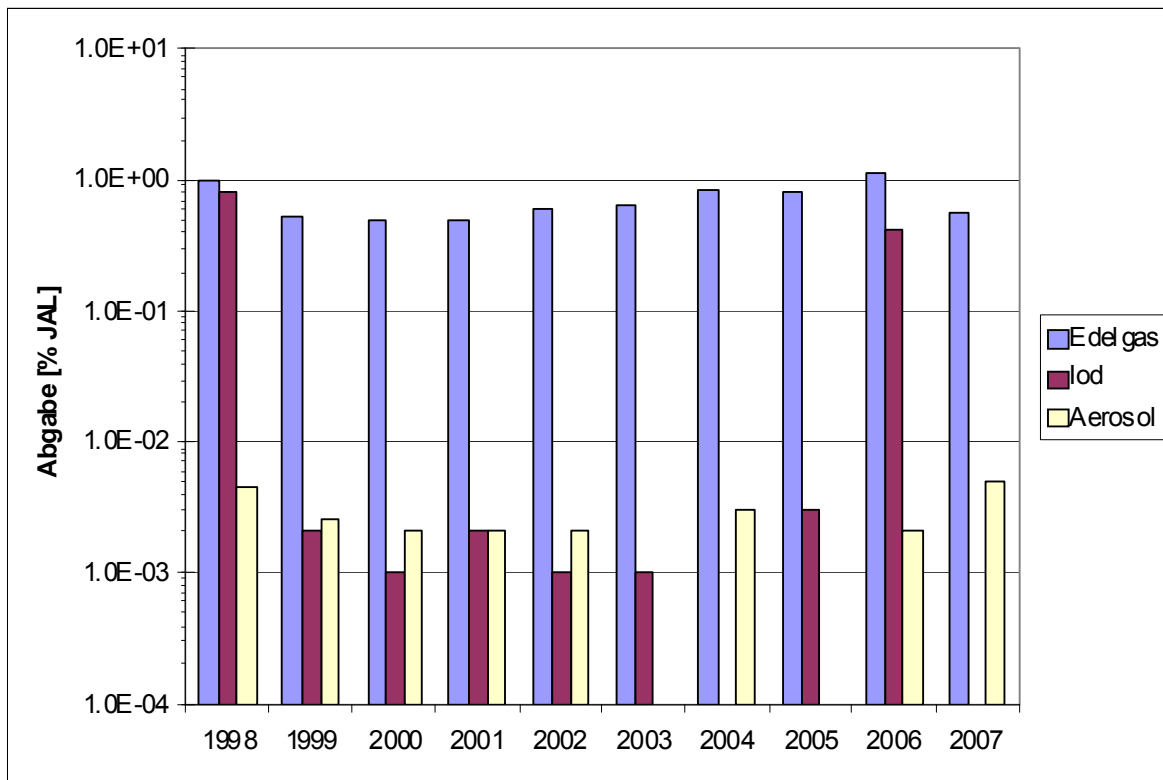


Abbildung 4.6-1: Edelgas-, Iod- und Aerosolabgaben

Hinweis zur Abbildung 4.6-1: Die Jahresabgabelimiten (JAL) liegen bei $1 \cdot 10^{15}$ Bq/a für Edelgase, $7 \cdot 10^9$ Bq/a für Iod und bei $1 \cdot 10^{10}$ Bq/a für Aerosole.

Die flüssigen Abgaben mit dem Abwasser ohne Tritium (vgl. Abbildung 4.6-3) variieren über den Überprüfungszeitraum leicht auf tiefem Niveau, d. h. in der Regel unter 0,001 % der Jahresabgabelimite entsprechend $2 \cdot 10^{11}$ Bq Äquivalentabgaben. Beim Tritium liegen die jährlichen Abgaben dagegen immer bei ca. 20 % der Jahresabgabelimite von $7 \cdot 10^{13}$ Bq. Dieser Wert entspricht der in gezielten Aktionen abgegebenen Tritiummenge. Diese Aktionen dienen dazu, dass keine zu hohen Dosen für das Werkspersonal entstehen.

Die im Normalbetrieb resultierenden Dosen aus den flüssigen Abgaben werden durch das Tritium dominiert und liegen bei weniger als $0,1 \mu\text{Sv}$ pro Jahr (vgl. Abbildung 4.6-2).

Das KKG stellt fest, dass die Abgaben mit dem Abwasser ohne Tritium auch im internationalen Vergleich mit anderen Anlagen über den Überprüfungszeitraum sehr tief lagen. Dies liegt hauptsächlich daran, dass radioaktiv kontaminierte Abwässer aus der kontrollierten Zone systematisch über einen Verdampfer gereinigt werden. Die Abgaben von Tritium über das Abwasser bewegen sich im Rahmen der für Druckwasserreaktoren typischen Abgabemenge.

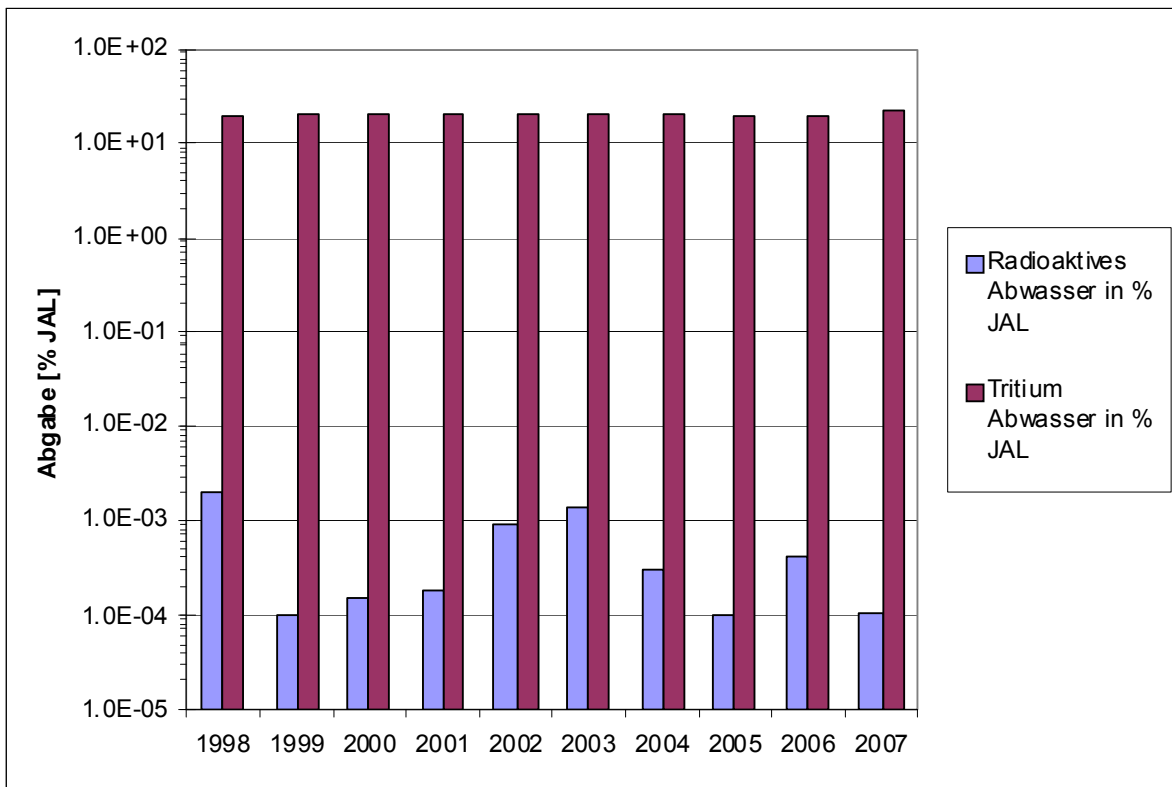


Abbildung 4.6-2: Flüssige Abgaben (Tritium und übrige Nuklide)

Hinweis zur Abbildung 4.6-2: Die Jahresabgabelimiten (JAL) betragen $7 \cdot 10^{13}$ Bq/a für Tritium und $2 \cdot 10^{11}$ Bq/a (Abgabeäquivalent) für die übrigen Nuklide.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Beurteilungsgrundlagen für die Abgabelimitierung und die Überwachung der Emissionen radioaktiver Stoffe an die Umgebung des KKG sind Art. 7 und 80 StSV, die aktuellen Richtlinien ENSI-G14 und ENSI-G15 (vormals Richtlinien HSK-R-41 und HSK-R-11) sowie das Abgabe- und Umgebungsüberwachungsreglement. Gemäss Art. 7 StSV entscheidet die Bewilligungsbehörde, für welche Betriebe ein quellenbezogener Dosisrichtwert erforderlich ist, und legt diesen fest. Der quellenbezogene Dosisrichtwert für die existierenden schweizerischen Kernanlagen beträgt 0,3 mSv pro Jahr gemäss der Richtlinie HSK-R-11, wovon höchstens 0,1 mSv durch die Direktstrahlung aus dem Werk ausgeschöpft werden dürfen. An dieser Regelung ergaben sich durch die im Überprüfungszeitraum in Kraft gesetzte Kernenergiegesetzgebung gestützt auf die Übergangsregelung in Art. 106 Abs. 1 KEG keine Änderungen. Das ENSI aktualisiert bei Bedarf seine Richtlinien, insbesondere wurde im November 2010 die Richtlinie HSK-R-11 durch die Richtlinie ENSI-G15 ersetzt. Die Beurteilungskriterien ändern sich dadurch jedoch inhaltlich nicht relevant. Das ENSI berechnet die Dosis anhand der in Richtlinien festgelegten Modelle und Parameter. Die im Überprüfungszeitraum gültige Richtlinie HSK-R-41 ist kürzlich durch die Richtlinie ENSI-G14 ersetzt worden. Darin werden auch Dosisberechnungen für Zehnjährige gefordert.

Aufgrund von Art. 51 der Gewässerschutzverordnung (GSchW, SR 814.201) sowie der Verordnung des UVEK über die Genehmigung internationaler Beschlüsse und Empfehlungen (UVEK-Verordnung

SR 814.201.81) ist das ENSI angehalten, die dort genannten internationalen Empfehlungen beim Vollzug der Umweltschutzvorschriften zu berücksichtigen. Genehmigte Beschlüsse sind rechtsverbindlich. In der UVEK-Verordnung SR 814.201.81 wird auf die PARCOM-Empfehlung 91/4¹³⁷ verwiesen, gemäss der das ENSI im Rahmen des Übereinkommens zum Schutz der Meeresumwelt des Nordostatlantiks (SR 0.814.293) verpflichtet ist, in der ministeriellen Kommission des Oslo-Paris-Übereinkommens zum Schutz der Meeresumwelt des Nordostatlantiks (OSPAR-Kommission) periodisch über die kraftwerkspezifischen radioaktiven Abgaben mit dem Abwasser, die verwendeten Reinigungsverfahren und die durchgeführten und unter Umständen geplanten Massnahmen zur Verringerung der radioaktiven Abgaben mit dem Abwasser zu berichten. Daher verwendet das ENSI beim internationalen Vergleich die von der OSPAR-Kommission ermittelten Daten.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat gestützt auf die Richtlinie ENSI-G14 und die ursprünglich bei der Inbetriebnahme ermittelte Wetterstatistik sowie zusätzlich auch die Wetterstatistiken der Jahre 2001 und 2002 überprüft, ob mit den in der Betriebsbewilligung des KKG festgelegten Abgabegrenzwerten der quellenbezogene Dosisrichtwert unter Berücksichtigung der Dosisfaktoren der StSV eingehalten werden kann. Die in diesem Rahmen durchgeführten Dosisberechnungen zeigen, dass keine Veranlassung besteht, die gültigen Abgabelimiten anzupassen.

Die Abgabemessungen des KKG werden vom ENSI stichprobenweise durch vierteljährliche, eigene Messungen überprüft. Des Weiteren werden Bilanzierung und Buchführung durch jährlich stattfindende Inspektionen kontrolliert. Bei den Vergleichsmessungen wurde im Rahmen der Messgenauigkeit immer eine gute Übereinstimmung festgestellt. Bei den Inspektionen konnte sich das ENSI jeweils von der ordnungsgemässen Bilanzierung, Buchführung und Meldung der Abgabewerte ans ENSI überzeugen. Nach Ansicht des ENSI ist die im KKG durchgeführte Bilanzierung und Buchführung zur Überwachung der Abgabelimiten geeignet. Im gesamten Überprüfungszeitraum wurden die Abgabelimiten eingehalten resp. in den meisten Fällen deutlich unterschritten.

In Abbildung 4.6-3 ist zu erkennen, dass die flüssigen Aktivitätsabgaben des KKG im Überprüfungszeitraum deutlich unter dem Medianwert der europäischen Reaktoren liegen. Da die im KKG ausgewiesenen Aktivitätsabgaben mit dem Abwasser häufig im Bereich der Nachweisgrenzen liegen, schwanken die dargestellten Abgabewerte über die Jahre mit allenfalls leicht abnehmender Tendenz. Die aus den flüssigen Abgaben für die repräsentativen Personen errechneten Dosen liegen deutlich unter 10 μSv pro Jahr. Somit sieht das ENSI aufgrund der StSV, der Verordnung zum Gewässerschutz und der internationalen Empfehlungen beim Vollzug der Umweltschutzvorschriften keinen Handlungsbedarf zur weiteren Senkung der Abgaben radioaktiver Stoffe im Abwasser des KKG.

Bezüglich der Abgaben mit der Abluft teilt das ENSI die Einschätzung des KKG, dass die Abgaben über den Kamin im Vergleich mit anderen Anlagen auf tiefem Niveau liegen. Aufgrund der tiefen Abgaben der limitierten Nuklidgruppen kommt der grösste Teil der Dosis für die repräsentative Person in der Umgebung des KKG im Normalbetrieb durch die Abgabe von Kohlenstoff-14 zustande. Die errechneten Jahresosen liegen bei etwa 0,001 mSv für Kleinkinder, Zehnjährige und Erwachsene und damit deutlich unterhalb von 10 μSv . Somit drängen sich auch hier keine weiteren Massnahmen zur Senkung der Abgaben radioaktiver Stoffe mit der Abluft des KKG auf.

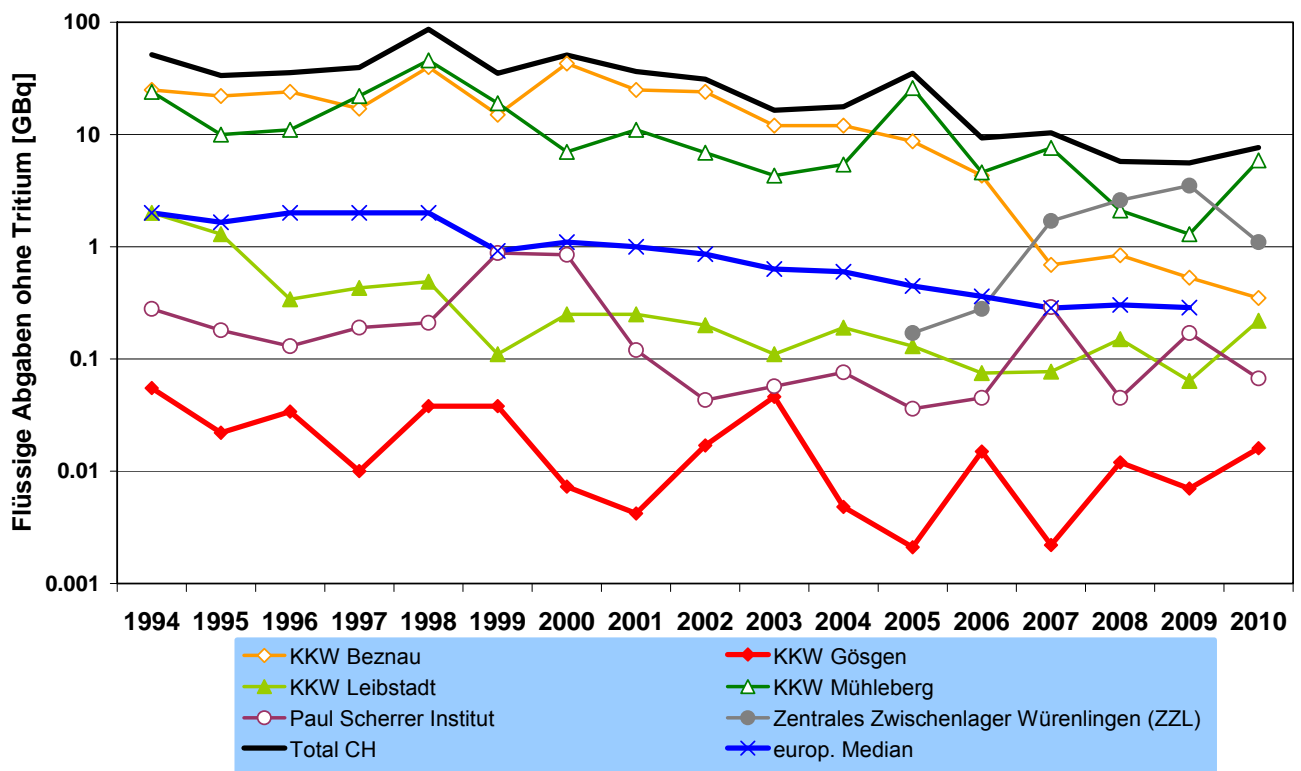


Abbildung 4.6-3: Flüssige Abgaben der Schweizer Kernanlagen zwischen 1994 und 2010 in die Aare resp. den Rhein

4.6.8 Umgebungsüberwachung und Auswirkungen auf die Umgebung

Gemäss Art. 104 bis 106 StSV obliegen die Überwachung der Radioaktivität in der Umgebung der Kernanlagen und die Veröffentlichung der Resultate dem Bundesamt für Gesundheit (BAG) und dem ENSI. Die dafür notwendigen Messungen in der Umgebung des KKG erfolgen gemäss dem Umgebungsüberwachungsprogramm, das Teil des Abgabe- und Umgebungsüberwachungsreglements¹³⁸ ist und jährlich vom ENSI und BAG auf Aktualität überprüft wird. Dort sind die zu überwachenden Umgebungsparameter, Probenahmeorte, Messhäufigkeiten, Verfahren zur Probenerhebung und Messungen sowie die zu erreichenden Messempfindlichkeiten festgelegt. Diese Festlegungen erfolgten unter Berücksichtigung folgender Aspekte:

- Abgabepfad, Menge, Zusammensetzung, physikalische und chemische Form der aus dem KKG freigesetzten radioaktiven Stoffe
- Ausbreitung und Ablagerung radioaktiver Stoffe in der Umwelt sowie Übergang in Pflanzen und Nahrung
- Besiedlungsstruktur und Ernährungsgewohnheiten der Bevölkerung

Das KKG ist gemäss Umgebungsüberwachungsprogramm verpflichtet, am Arealzaun und in der Umgebung die Ortsdosis mittels Thermolumineszenz-Dosimeter zu ermitteln, zur Überwachung der Luftaktivität monatlich in der Umgebung positionierte Vaselineplatten auszumessen und Aarewasserproben am Kühlwassereinlauf und beim Wasserkraftwerk zu erheben und auszumessen. Weiterhin führen auch das BAG, die Eidgenössische Anstalt für Wasserversorgung, Abwasserreinigung und Ge-

wässerschutz (EAWAG), das Institut de Radiophysique (IRA), die Universität Bern, das Kantonslabor Solothurn und das ENSI selbst Probenahmen, Radioaktivitätsanalysen und Messungen der Direktstrahlung in der Umgebung des KKG durch. Daneben existierten im Überprüfungszeitraum mit weiteren Forschungsgruppen zeitlich begrenzte Projekte, welche die Erweiterung des Kenntnisstandes auf dem Gebiet der Umgebungsüberwachung zum Ziel hatten.

Angaben des KKG

Das KKG überwacht die Dosis ausserhalb der kontrollierten Zone sowohl auf dem Gelände wie ausserhalb in der Umgebung mittels insgesamt 58 Thermolumineszenz-Dosimetern, welche quartalsweise ausgewertet werden. Diese Dosimeter zeigen in der Regel Quartalsdosiswerte zwischen 0,15 und 0,3 mSv/Quartal respektive zwischen 70 und 140 nSv/h. Diese Werte sind in guter Übereinstimmung mit der in der Schweiz ermittelten natürlichen Untergrundstrahlung, welche gestützt auf den Messwerten der NADAM-Sonden zwischen 50 und 200 nSv/h liegt. Einzelne erkennbare Ausreisser mit erhöhten Dosen waren allesamt auf die Durchführung von Röntgen-Durchstrahlungsprüfungen in der Nähe der Messorte zurückzuführen. Die Verfolgung der Dosiswerte über den Überprüfungszeitraum zeigt keine Tendenz, die auf eine schleichende Erhöhung der Dosen in der Umgebung hinweist.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Die Überwachung der Direktstrahlung und der Radioaktivität in der Umgebung (Immissionsüberwachung) ist neben dem Vergleich der Abgaben mit den Abgabelimiten und den aus den Abgaben rechnerisch ermittelten Dosiswerten in der Umgebung die dritte wichtige Kontrollmassnahme zum Schutz der Bevölkerung in der Umgebung einer Kernanlage. Dabei wird überprüft, ob einerseits der quellenbezogene Dosisrichtwert gemäss Art. 7 StSV und der Dosisrichtwert von 0,1 mSv pro Jahr bezüglich Direktstrahlung gemäss Richtlinie HSK-R-11 (ENSI-G15) eingehalten werden und ob andererseits die Bedingungen bezüglich der in Art. 102 StSV vorgegebenen Immissionsgrenzwerte erfüllt sind.

Beurteilungsgrundlagen für die Immissionsüberwachungen sind Kapitel 8 der StSV, die Richtlinie HSK-R-11 (ENSI-G15) sowie das Umgebungsüberwachungsprogramm als Teil des Abgabe- und Umgebungsüberwachungsreglements¹³⁴.

Beurteilung des ENSI

Seit dem Jahr 1993 betreibt das ENSI (vorher HSK) das Messnetz zur automatischen Erfassung der Dosisleistung in der Umgebung der Kernkraftwerke (MADUK) in Verbindung mit dem System zur Übertragung der Anlageparameter aus den Kernkraftwerken (ANPA). Dieses System dient der Beweissicherung im Normalbetrieb, dem Erkennen von Betriebsstörungen, Zwischenfällen und Unfällen, der Bestimmung des betroffenen Gebietes bei einem allenfalls auftretenden Austritt von Radioaktivität und der Beurteilung von möglichen Notfallschutzmassnahmen. Die Etablierung regelmässiger aeroradiometrischer Messungen mittels Helikopter diene hauptsächlich der Beweissicherung.

Das ENSI bewertet das Umgebungsüberwachungsprogramm, das in Absprache mit dem BAG festgelegt worden war, als geeignet, um den gesetzlichen Auftrag gemäss Kapitel 8 der StSV zu erfüllen. Mit der Veröffentlichung und Beurteilung der erhobenen Messwerte in den jährlich erscheinenden Berichten „Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz“ des BAG und im Strahlenschutzbericht des ENSI sind die Anforderungen von Art. 106 StSV an die Berichterstattung eingehalten. Die Verfügbarkeit der Umgebungsüberwachungsdaten wird vom ENSI als sehr hoch eingestuft. Das

Messsystem MADUK beispielsweise erreicht im Jahresmittel regelmässig die angestrebte Systemverfügbarkeit von über 99 %.

Zusammenfassend zeigen die Messergebnisse des Umgebungsüberwachungsprogramms, dass im Überprüfungszeitraum die Immissionsgrenzwerte gemäss Art. 102 der StSV und der quellenbezogene Dosisrichtwert gemäss Art. 7 StSV durch das KKG immer eingehalten wurden.

4.7 Entsorgung

Die beim Betrieb des Kernkraftwerkes anfallenden radioaktiven Rohabfälle müssen im Hinblick auf deren Beseitigung mittels geeigneter Konditionierverfahren in eine transport- und endlagerfähige Form gebracht werden. Da noch kein Tiefenlager zur Verfügung steht, müssen die konditionierten Betriebsabfälle auch zwischenlagerfähig sein und in geeigneten Zwischenlagern aufbewahrt werden. Auch die abgebrannten Brennelemente (BE) müssen der Entsorgung zugeführt werden. Bisher stand dabei die Wiederaufarbeitung im Vordergrund.

Im Folgenden werden die auf das KKG bezogene Konditionierung, Zwischenlagerung und BE- Entsorgung beschrieben und beurteilt. Nicht angesprochen werden in dieser PSÜ indessen die Aspekte zur Stilllegung der Anlage, da diese alle 5 Jahre im Rahmen der Stilllegungs- und Entsorgungskostenstudie beurteilt werden, zuletzt im Jahre 2006¹³⁹. Ebenso ist die Tiefenlagerung der radioaktiven Abfälle kein Thema der PSÜ sondern wird im Entsorgungsprogramm der Nationalen Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Nagra) behandelt¹⁴⁰.

Alle in diesem Kapitel dargelegten Angaben stammen, falls keine andere Referenz angegeben ist, aus dem Betriebserfahrungsbericht des KKG für den Überprüfungszeitraum 1998-2007⁷ und aus der Stellungnahme zu ENSI-Nachforderungen betreffend radioaktive Abfälle.¹⁰³

4.7.1 Konditionierung

Angaben des KKG

Im Überprüfungszeitraum hat das KKG 507 endkonditionierte Gebinde mit radioaktiven Abfällen hergestellt. Der Mittelwert der jährlichen Produktion des endkonditionierten Volumens beträgt für den gesamten Betriebszeitraum von 1979 bis 2007 rund 15,6 m³. Im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 sank er auf 13,5 m³, in den 10 vorangegangenen Jahren betrug er 16,5 m³.

Auch die Entwicklung des Anfalls nicht endkonditionierter Gebinde zeigt eine sinkende Tendenz. Hier liegt der Hauptgrund darin, dass die brennbaren Abfälle für die Weiterbehandlung in der im Jahr 2002 in Betrieb genommenen ZWILAG-Plasmaanlage vorverpresst werden. Dadurch ist die Anzahl Fässer mit brennbaren Abfällen ab 2002 etwa um den Faktor drei gesunken.

Verdampferkonzentrate und Ionenaustauscherharze

Etwa 75 % des Volumens endkonditionierter Gebinde ist auf fünf Kampagnen zur Verfestigung von Verdampferkonzentraten (Waschwasser- und Borkonzentrate) sowie auf zwei Kampagnen zur Verfestigung von Ionenaustauscherharzen zurückzuführen.

1999 und 2002 wurde je eine Kampagne zur Bituminierung von Ionenaustauscherharzen durchgeführt. Dabei entstanden 104 resp. 72 Fässer der Abfallbindetypen (AGT) J-G-24 bzw. J-G-82.

In den Jahren 1998 und 2000/2001 wurden in 2 Kampagnen insgesamt 97 Gebinde der AGT J-G-51 und J-G-52 mit Waschwasserkonzentraten in Bitumen hergestellt. Im Jahr 2000 fand ausserdem eine Kampagne zur Verfestigung von Borkonzentrat in Bitumen statt, wobei 53 Gebinde der Typen J-G-49 und J-G-50 produziert wurden.

Nach Umstellung der Bitumensorte wurde 2003/2004 erstmals eine Verfestigungskampagne mit Verdampferkonzentraten mit der neuen Bitumensorte Structopave 10/20DE durchgeführt. Die produzierten Fässer entsprechen den neuen Abfallbindetypen J-G-90 und J-G-91 (insgesamt 101 Gebinde). 2007 wurden noch weitere 12 Fässer des Typs J-G-91 hergestellt. Die Tatsache, dass die gemäss Richtlinie ENSI-B05 geforderten Kriterien hinsichtlich der Wasser- und Sulfatbeständigkeit der Abfallmatrixen nicht erfüllt werden, wurde bereits in den ISRAM-C-Formularen des AGT J-G-91 festgehalten (ISRAM: Informationssystem für radioaktive Materialien). Die Nagra hatte deshalb ihre Endlagerfähigkeitsbescheinigung (ELFB) mit dem einem Hinweis verknüpft, wonach endlagerseitig technische und damit möglicherweise kostenintensive und konzeptkomplizierende Gegenmassnahmen erforderlich sein könnten. Um dem Endlagerprojektanten die Beurteilung der Notwendigkeit technischer Gegenmassnahmen zu vereinfachen, hat das KKG weitere Untersuchungen vorgenommen. Erste Laborergebnisse im KKG haben gezeigt, dass entsprechende Abfallmatrix-Proben nach einer Auslaugung von 150 Tagen in Deionat aufquellen und keine hohe Festigkeit mehr aufweisen. Sie konnten von Hand komprimiert und ausgepresst sowie zerrieben werden. Chemische Analysen deuten darauf hin, dass die Ursache für dieses Verhalten im gestiegenen Phosphatanteil liegen könnte. In seiner Bewertung verweist das KKG jedoch auf die ELFB der Nagra und hält fest, dass der Hinweis der Nagra keinen Einfluss auf die heutige Produktionsweise habe, so dass das KKG das entsprechende Konditionierverfahren weiterhin anwenden könne.

Das KKG hat die vom ENSI nachgeforderte Bewertung zur Auswirkung der Brennelementschäden der Jahre 2005 und 2007 auf die Konzentrationsänderungen der Spalt- und Aktivierungsprodukte sowie auf die Abfallvolumina dargelegt. Relevant sei vor allem das bei Brennstoffdefekten freigesetzte Cäsium. Es liege in gut löslicher Form vor und lagere sich nur wenig an Oberflächen von Komponenten an. Geräte, welche in Kontakt mit Wasser aus dem Primärkreis oder dem BE-Lagerbecken waren, zeigten dennoch einen erhöhten Kontaminationspegel, was beim Reinigen einen erhöhten Bedarf an Reinigungsmaterial zur Folge hatte. Dies sei aus der Anzahl produzierter Abfallfässer allerdings nicht ersichtlich. Das Abfallvolumen werde vielmehr vom Umfang der Revisionsarbeiten bestimmt. Die Cäsiumisotope würden zur Hauptsache in den Ionentauschern des Reinigungssystems gebunden, womit die spezifische Aktivität der beladenen Ionentauscherharze zunehme. Allein aufgrund eines Brennstoffdefektes müssten die üblichen Harzvolumina aber nicht erhöht werden und das Abfallvolumen nehme demnach nicht zu.

Konusschlämme aus den Abwassersammelbehältern

Der seit der Inbetriebnahme des Werkes in den vier Abwassersammelbehältern angesammelte Sedimentationsschlamm (Konusschlamm) wurde im Jahr 2007 mittels einer mobilen Kammerfiltrationsanlage verarbeitet, wobei der Filterkuchen in 200 l Fässer abgefüllt wurde. Total resultierten daraus 69 200 l-Fässer, die anschliessend jeweils noch in einem Ofen bei 120 °C während rund einer Woche getrocknet wurden. Diese sollen in der Plasmaanlage der ZWILAG (Betreiber-gesellschaft des zentralen Zwischenlagers) behandelt werden und sind dementsprechend dem Typ "schmelzbare Abfälle ZWILAG" zugeordnet. Probeweise wurde ein Fass im Frühjahr 2007 ohne Probleme verarbeitet. Damit konnte gezeigt werden, dass der Schlamm auf diese Art behandelt werden kann. Die meisten Schlammfässer können aber aufgrund ihrer Dosisleistungen erst nach einigen Jahren Abklingdauer

im LAA (Lager für schwachaktive Abfälle) zur ZWILAG transportiert werden. Der Schlamm mit den höchsten Dosisleistungen (bis 24 mSv/h) wurde in 19 200 I-Chromstahlfässer gefüllt, so dass während der notwendigen Abklingdauer von 15 Jahren nicht mit Korrosionsschäden zu rechnen ist.

Filterkerzen

Bis zum Jahr 2002 hatten sich rund 130 Fässer mit unkonditionierten Filterkerzen aus verschiedenen Reinigungssystemen im Lager für mittelaktive Abfälle (MAA-Lager) angesammelt. Aus Platzgründen, und weil einige Fässer Korrosionserscheinungen zeigten, wurde beschlossen, diese Filter zu konditionieren. In den Jahren 2002/2003 fand erstmals eine derartige Kampagne im KKG statt. In einer zugemieteten Anlage wurden diese Filter mittels Manipulatoren in Presskartuschen umgepackt und mit einem Pressdruck von 40 t kompaktiert. Anschliessend wurden die Presslinge in Körben in 200-I-Fässer eingefüllt und mit Zementmörtel vergossen¹⁴¹. Dabei entstanden 23 endkonditionierte Gebinde, die ins MAA-Lager verbracht wurden. Die nächste entsprechende Kampagne soll gemäss Betriebserfahrungsbericht frühestens in 15 Jahren stattfinden.

Reaktorabfälle

In den Jahren 2005 bis 2007 fand auch erstmals eine COSKO-Kampagne zur Konditionierung von Reaktorabfällen statt (COSKO: Coreschrott-Konditionierung). In dieser Kampagne wurden praktisch alle hochaktivierten Abfälle, welche seit Betriebsbeginn angefallen und im BE-Becken gesammelt wurden, zerlegt und verpackt. Bei den verarbeiteten Abfällen handelte es sich insbesondere um Messlanzenfinger, Steuerelemente, Steuerstäbe, Absorberstäbe, Abstandhalter, Quellenstäbe, Strukturkomponenten, Dummy-Stäbe, Kleinmaterial sowie diverse Schrauben, u. a. Kernumfassungsschrauben. Insgesamt wurde eine Abfallmenge von rund 2,5 t Masse in je 5 Behälter vom Typ MOSAIK II und in 5 Fässer zu 200 l endkonditioniert. Der Einsatz der MOSAIK-Behälter ersparte rund 50 Fässer zu 200 l mit mittelaktiven Abfällen, die sich nach dem früher üblichen Zementierverfahren ergeben hätten. Im Rahmen der COSKO-Kampagne wurden auch noch weitere 5 Fässer zu 200 l mit Reaktorabfällen endkonditioniert, die bereits 2003 abgefüllt worden waren. Die nächste entsprechende Kampagne soll frühestens in 15 Jahren stattfinden.

Übrige radioaktive Abfälle

Die aus dem Kontrollbereich stammenden schwachaktiven Betriebsabfälle werden in pressbare, brennbare und nicht brennbare Abfälle aussortiert. Bis 2002 wurden die brennbaren Abfälle im PSI-Ofen verbrannt und anschliessend zementiert. Seit 2005 werden sie in 200-I-Fässer vorverpresst (A-Fässer) und in der Plasmaanlage des ZWILAG verarbeitet. In der ZWILAG-Anlage können bei Erfüllung der entsprechenden Annahmekriterien auch schmelzbare Abfälle, wie z. B. die getrockneten Konusschlämme, verarbeitet werden. Gemäss den Angaben im Betriebserfahrungsberichts sind in der Periode 2002 bis 2007 im KKG rund 75 m³ verpresste brennbare und 25 m³ schmelzbare Abfälle zur Verarbeitung in der Plasmaanlage der ZWILAG angefallen.

Verpressbare Abfälle, welche die Annahmekriterien der PSI-Verbrennungsanlage nicht erfüllten, wurden vor der Inbetriebnahme der ZWILAG-Plasmaanlage in 170-I-Pressstromein abgefüllt (P-Fässer). Im Jahr 2001 wurde in einer gemeinsamen Aktion der Werke im KKL eine Kampagne zur Konditionierung von nicht brennbaren, verpressbaren Abfällen durchgeführt. Die abfallbefüllten Pressstromein wurden hochdruckverpresst und in 200-I-Fässer mit Zementmörtel vergossen. Hierbei entstanden aus dem KKG-Anteil 29 Gebinde des Typs J-G-59. Diese Fässer wurden im Rahmen der Auslagerungskampagne im Jahre 2005 zur ZWILAG verbracht. Seit dem Jahre 2002 gibt es im LAA-Lager noch 19 P-Fässer, deren Endkonditionierung noch offen ist. Es ist jedoch nicht vorgesehen, künftig weitere

Gebinde dieses Typs zu produzieren. Abfälle dieses Typs werden gemäss einer KKG-Weisung¹⁴² nach Möglichkeit zur Verarbeitung in der Plasmaanlage der ZWILAG vorbereitet (A-Fässer).

Nicht brennbare, nicht pressbare Abfälle (vorwiegend kontaminierte Metallabfälle diverser Art und diversen Ursprungs wie z. B. Werkzeuge, Ventilgehäuse, Rohrstücke, Handräder usw.) werden im Rahmen der Spezifikationsgrenzen portionsweise (in begrenzten Mengen) in Abfallgebinden der Typen J-G-90 und J-G-91 Verdampferkonzentrate in Bitumen mitkonditioniert.. Davon ausgenommen sind aber Aluminium, Zink sowie granulatähnliche Metallabfälle wie Späne; solche Abfälle können im Rahmen der Annahmebedingungen in der ZWILAG-Plasmaanlage verarbeitet werden (siehe vorangehenden Abschnitt). Bei entsprechend vorhandenen Spezifikationen können die übrigen nicht brennbaren, nicht pressbaren Abfallteile, allenfalls fixiert in einem Armierungskorb, gemäss der KKG-Weisung mit Hilfe der in der Anlagendokumentation¹⁴³ beschriebenen Zementmörtelinjektionsanlage mit Zementmörtel übergossen werden oder bei der ZWILAG endkonditioniert werden.

Im Jahr 2007 wurde mit Zustimmung des ENSI noch ein letztes Gebinde vom Typ J-G-43 (in 200-l-Fass zementierte Harze) hergestellt.

Instandhaltung / Instandsetzung

Die im Rahmen der planmässigen Wartungs- und Überwachungsarbeiten durchgeführten Prüfungen, Revisionen sowie Instandsetzungen, Erweiterungen und Neuinstallationen an den Anlagen zur Behandlung der radioaktiven Abfälle (System TT) sind in der Systembewertung¹⁴¹ tabellarisch dargestellt. Gemäss dieser Systembewertung wurden neben der Behebung diverser Mängel auch Umrüstungen und Neuinstallationen zwecks Optimierung und Verbesserung der Arbeitsabläufe vorgenommen. Sämtliche Umrüstungen und Neuinstallationen wurden planmässig durchgeführt und haben sich bewährt.

Vorkommnisse

Im Überprüfungszeitraum von 1998 bis 2007 hat das KKG 507 endkonditionierte Gebinde produziert. Lediglich bei 3 Fässern (0,6 %) mit bituminierten Waschwasserkonzentraten (AGT J-G-91) wurde folgende Nichtkonformität (Spezifikationsabweichung) festgestellt:

- Die effektiv eingebrachte Metallmasse war um rund 7 kg grösser als der Garantiewert von 350 kg.

Des Weiteren wurden folgende Nichtkonformitäten an Fässern aus früheren Produktionen (vor 1998) gefunden:

- Bei 3 Fässern aus dem Jahr 1986 mit bituminierte Dekontlösung (J-G-4) bzw. Borkonzentratlösung (J-G-11) ist Bitumen aus dem Spundloch ausgetreten. Der Inhalt von zwei Fässern wurde aufgeschmolzen und in Rohabfallfässer für die Plasmaanlage der ZWILAG verteilt. Die Untersuchung ergab, dass in einem Fass Batterien enthalten waren. Vermutlich haben diese eine Gasproduktion verursacht. Im zweiten Fall wurde am Boden eine grössere Menge an Eisengranulat gefunden, welches auch noch Feuchtigkeitsspuren zeigte. Vermutlich kam es in diesem Fass bei der Korrosion des Eisens zu Gasbildung. Eisengranulat wurde früher den Fässern zur Dichteerhöhung beigegeben, als die Meeresversenkung noch das Endlagerziel war. Beim dritten Fass, bei dem nur wenig Bitumen ausgetreten war, wurde das Fass erwärmt und die austretende Abfallmatrix abgeschöpft. Nach dem Erkalten betrug der Abstand zwischen Spundloch und Abfallmatrix-Oberfläche 3-4 cm. Das Fass wurde über ein Jahr be-

bachtet, um eine andauernde Gasbildung auszuschliessen. Nachdem keine Volumenzunahme mehr beobachtet wurde, wurde es zum ZWILAG transportiert.

- Bei 3 Fässern aus dem Jahr 1989 mit bituminierten Waschwasserkonzentraten (J-G-7) war die zugeladene Metallmasse höher als der Garantiewert.
- Bei 2 Fässern des AGT J-G-36 aus dem Jahr 1992, welche am PSI konditioniert wurden, wurde das zulässige Gesamtgewicht um 25 resp. 57 kg überschritten.

Verbesserungsmassnahmen

Aufgrund der oben genannten Vorkommnisse setzte KKG folgende Verbesserungsmassnahmen um:

Zur Verhinderung des Austretens von Bitumen infolge korrosionsbedingter Gasbildung ist die Zugabe von Metallabfällen zu bituminierten Konzentraten nur noch in Form grösserer Stücke erlaubt. Kleine Teile wie Schrauben oder Späne sind nicht mehr zulässig, so dass keine grosse Oberfläche mehr für Korrosionsangriffe zur Verfügung steht. Batterien werden über die Plasmaanlage des ZWILAG entsorgt. Eisengranulat wird nicht mehr zugegeben.

Um Überschreitungen der zulässigen Metallmassen in endkonditionierten Abfallgebinden mit bituminierten Konzentraten zu verhindern, werden die verwendeten Fässer bereits bei der Sammlung von Metall-Rohabfällen einem Gebindetyp zugewiesen. Bei der Erfassung im ISRAM erfolgt dann bereits vor der Konditionierung eine Warnmeldung.

Die Produktion des AGT J-G-36 ist abgeschlossen, so dass hier bezüglich des Konditionierungsverfahrens keine Verbesserungsmassnahmen erforderlich waren.

Als weitere Verbesserungsmassnahmen werden genannt:

Nach der Erkenntnis, dass die Verschlechterung der Abfallmatrixeigenschaften der bituminierten Konzentrate ab der Kampagne 2003 wahrscheinlich einen gestiegenen Phosphatanteil zur Ursache hat, wurde damit begonnen, einzelne phosphatfreie Reinigungsmittel einzusetzen.

Zwecks Abfallminimierung plant das KKG, den Harzanteil in der Abfallmatrix beim AGT „bituminierte Ionenaustauscherharze“ künftig leicht zu erhöhen.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Die Beurteilung des ENSI stützt sich auf Art. 30 KEG und Art. 54 KEV sowie auf die entsprechenden Bestimmungen des früheren Atomgesetzes (AtG) und auf die Richtlinien ENSI-B05 bzw. HSK-R-14 ab.

Beim Betrieb des KKG fallen radioaktive Rohabfälle an, die gemäss Art. 54 KEV möglichst rasch konditioniert werden müssen. Konditionierte Abfälle müssen transport-, zwischenlager- und endlagerfähig sein.

In der Richtlinie ENSI-B05, bzw. in der Vorgänger-Richtlinie HSK-R-14 sind präzise Kriterien für die Abfallgebinde festgelegt. Die zu produzierenden Abfallgebinde müssen in einer Spezifikation vollständig beschrieben sein und bedürfen einer Genehmigung des ENSI. Die Spezifikation muss auch das Konditionierungsverfahren beschreiben und die Qualitätssicherungsmassnahmen festhalten. Die endlagerfähigkeit der Abfallgebinde muss von der Nagra bescheinigt und begründet werden. Zusätzlich wird der Nachweis der Transport- und der Zwischenlagerfähigkeit der Abfallgebinde verlangt. Bei der Wahl von Konditionierungsverfahren für die Produktion von Abfallgebinden sind Art. 6 StSV (Op-

timierung des Strahlenschutzes) sowie die Anforderungen der Richtlinien ENSI-B05 bzw. HSK-R-14 zu berücksichtigen.

Beurteilung des ENSI

Die Abfallbehandlungskonzepte und -anlagen des KKG entsprechen dem Stand der Technik. Mit den im Überprüfungszeitraum durchgeführten Sonderaktionen COSKO, Kammerfiltration und Filterkerzenverpressung hat das KKG erfolgreich neue Konditionierungspfade eröffnet und über einen längeren Zeitraum angesammelte Rohabfälle endkonditioniert, für welche die üblichen Konditionierungsverfahren wenig geeignet sind. Mit der planmässigen Überwachung, Instandhaltung und fortgesetzten Modernisierung der Anlagen und dank der Optimierung der Abläufe wurden vom KKG gezielte und effektive Anstrengungen zur Aufrechterhaltung und Verbesserung der Funktionstüchtigkeit seiner Konditionierungsanlagen sowie zur Abfallminimierung unternommen. Die getroffenen Massnahmen zur Reduzierung der Abfallmenge sind nach Ansicht des ENSI zweckmässig.

Sämtliche Abfallströme werden im KKG Abfallgebindetypen zugewiesen. Für alle Abfallgebindetypen, die heute hergestellt werden, hat das KKG Spezifikationen gemäss den Richtlinien ENSI-R14 bzw. ENSI-B05 erstellt, die vom ENSI geprüft und freigegeben bzw. genehmigt wurden. Zur Verarbeitung von nicht brennbaren, nicht verpressbaren Abfällen, die keinem bisherigen, vom ENSI genehmigten AGT zugeteilt werden können, arbeitet die ZWILAG zurzeit entsprechende Konditionierungskonzepte aus.

Die im Überprüfungszeitraum festgestellten Vorkommnisse sind sicherheitstechnisch unbedeutend. Zur Behebung der aufgetretenen Nichtkonformitäten an einigen Gebinden früherer Produktionen wurden zweckmässige Massnahmen getroffen. Das KKG hat bei der Nagra entsprechende Tolerierungsverfahren eingeleitet. Bei ihrer Bewertung kommt die Nagra zum Schluss, dass die Handhabbarkeit und Endlagerfähigkeit dieser Fässer nicht beeinträchtigt ist. Das ENSI schliesst sich dem Urteil der Nagra an.

Die Auswirkung der insbesondere in den letzten Zyklen aufgetretenen BE-Schäden auf die Aktivität der Ionenaustauscherharze wurde bei der Spezifikation des entsprechenden, kürzlich durch das ENSI genehmigten Abfallgebindetyps J-G-93 berücksichtigt.

Das ENSI stellt fest, dass die Ursache für die Verschlechterung der Abfallmatrixeigenschaften der AGT J-G-90 und J-G-91 nicht restlos geklärt ist. Entsprechende Untersuchungen am PSI waren laut KKG nicht aufschlussreich, und es liegen noch keine Ergebnisse über die Folgen des Einsatzes von phosphatfreien Reinigungsmitteln vor. Das KKG hält vorerst an der genehmigten heutigen Produktionsweise fest, hat aber gleichzeitig die Nagra aufgefordert, seine im Rahmen des ELFB-Verfahrens erwogenen Endlageranforderungen zu präzisieren¹⁴⁴. Das ENSI verfolgt dieses Thema im Rahmen seiner routinemässigen Aufsichtspraxis zur Abfallbewirtschaftung.

Zur Konditionierung der 19 P-Fässer sind Abklärungen mit der ZWILAG im Gange.¹⁴⁴

4.7.2 Zwischenlagerung

Angaben des KKG

Lagerkapazitäten

Im KKG gibt es zwei Lagerräume für Abfälle, einerseits ein Lager für schwachaktive Abfälle C0101 (LAA) sowie das Lager für mittelaktive Abfälle C0102 (MAA). Im LAA gibt es 8 Lagerbuchten, wovon zurzeit vier für total 2132 Fässer mit endkonditionierten Abfällen zur Verfügung stehen. Drei der übrigen Buchten werden zur Lagerung, Sortierung und Verarbeitung von nicht endkonditionierten Abfällen sowie eine für die Lagerung kontaminierter Gegenstände genutzt.

Im Hinblick auf die Zielsetzung eines 60-jährigen Betriebs des KKG wurden im Jahr 2005 total 942 endkonditionierte Fässer aus dem LAA ins ZWILAG transportiert, so dass aus heutiger Sicht der Lagerplatz im LAA bis zum Betriebsende ausreichen wird. Die Situation im MAA hat sich insofern entschärft, als dass bei der COSKO-Kampagne an Stelle der ursprünglich geplanten 200-l-Fässer MO-SAIK-Behälter zum Einsatz kamen, wodurch rund 50 Fässer eingespart wurden. Zudem soll beim AGT „bituminierte Ionenaustauscherharze“ der Harzanteil in der Abfallmatrix zukünftig leicht erhöht werden, so dass künftig mit weniger Harzfässern zu rechnen ist. Schliesslich wurde mit der Inbetriebnahme der ZWILAG-Plasmaanlage und des ZWILAG-Lagers die Lagerkapazität im KKG entlastet. Die Produkte aus der Plasmaanlage bleiben nämlich in der ZWILAG und werden dort im MAA-Lager eingelagert. Mit diesen Massnahmen weisen beide internen Lager eine ausreichende Kapazität bis zum geplanten Betriebsende auf. Für unvorhergesehene Fälle bietet das ZWILAG genügend Pufferkapazität.

Lagerbedingungen / Zustand des Lagergutes

Bei der oben erwähnten Auslagerung von 942 Gebinden aus dem LAA-Lager vom KKG zur ZWILAG wurde bei drei Gebinden eine Spezifikationsabweichung, das Austreten von Bitumen über das Deckelspundloch, gefunden (siehe Kap. 4.7.1). Ansonsten war der Zustand der Fässer aller Typen gut. An einigen Fässern wurden geringfügige Rostspuren, insbesondere an den Rollreifen, am Deckelflansch und am Fussring festgestellt, wodurch die Transportfähigkeit aber nicht beeinträchtigt war. Diese Fässer gehören zu einer Charge zementierter Abfälle, welche Mitte der 1980er Jahre längere Zeit im Freien stand, da sie für den Transport zu einer Meeresversenkungsaktion bestimmt war. Nachdem die Meeresversenkungen endgültig verboten wurden, transportierte man sie ins LAA-Lager. Aus der Tatsache, dass diese Rostspuren auch nach 20 Jahren Lagerung gering geblieben sind und nicht an kritischen Stellen auftauchen, lässt sich ableiten, dass sich die Fässer auch für weitere Jahrzehnte ohne Beeinträchtigung der Transportfähigkeit lagern lassen. Die Voraussetzung hierfür sind trockene Lagerbedingungen, wie sie im LAA-Lager des KKG vorherrschen. Die betroffenen Fässer befinden sich heute bei der ZWILAG.

Das KKG hält in diesem Zusammenhang fest, dass bis anhin noch nie Korrosionsspuren an Fässern mit bituminierten Inhalten gefunden wurden. In den vergangenen Jahren wurden zwar in den schweizerischen Kernanlagen wiederholt Korrosionsschäden an Gebinden mit zementierten Abfällen festgestellt, darunter auch ein Gebinde des KKG, das im Jahr 2005 ins MAA-Lager der ZWILAG ausgelagert worden war, jedoch erst im Jahr 2009 entdeckt wurde (ausserhalb des Überprüfungszeitraums), Gebinde mit zementierten Abfallprodukten seien im KKG aber nur wenige vorhanden und zwar ausschliesslich im MAA-Lager (z. B. zementierte Filterkerzen), wo sie für regelmässige Inspektionen zugänglich seien. Aufgrund der bisherigen Betriebserfahrung sei deshalb auch bei längerer Zwischenla-

gerzeit nicht mit besonderen Problemen zu rechnen, so dass hinsichtlich der Lagerbedingungen in den KKG-eigenen Zwischenlagern keine Verbesserungen erforderlich seien.

Verbesserungen / Massnahmen

Nach den Korrosionsschäden an Fässern, die für die Abklinglagerung von unbehandelten, nassen Filterkerzen eingesetzt wurden, kommen seit 2006 für diese temporäre Lagerung Chromstahlfässer zum Einsatz. Auch für die im LAA-Lager gelagerten Schlämme mit höherer Dosisleistung (längere Abklingzeiten) aus der Kammerfiltrationsanlage wurden in Edelstahl-Fässer abgefüllt.

Störfallbetrachtungen

Zur Nachforderung des ENSI, wonach eine Analyse zu den Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes auf die Zwischenlager LAA und MAA im Sinne der Richtlinie HSK-R-29 nachzuliefern sei, nimmt das KKG wie folgt Stellung¹⁰².

Gemäss gültiger Störfallliste¹⁴⁵ des KKG ist das Ereignis „Flugzeugabsturz“ auf ein Einzelgebäude, in diesem Fall das Reaktorhilfsanlagegebäude, als auslegungsüberschreitend eingestuft, was durch das ENSI bestätigt wurde.¹⁴⁶ Die Störfallliste wurde als Bestandteil der PSÜ-Unterlagen eingereicht. Für auslegungsüberschreitende Störfälle bestehen keine nachzuweisenden radiologischen Grenzwerte. Im Rahmen der „Flugzeugangriffstudie“¹⁴⁷ wurde aufgrund der unterstellten Szenarien eine von der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses unabhängige Beurteilung der Gefährdung des Reaktorhilfsanlagegebäudes bei Flugzeugabsturz durchgeführt. Dabei wurde festgestellt, dass aufgrund der Anordnung der aktivitätsführenden Anlageteile, welche die auf den Koten -6,00/-3,00 m befindlichen Lager und Abfalllager für Filter- und Harzfässer einschliesst, in den unteren Gebäudeteilen wegen der Vielzahl vorgelagerter armierter Wände von einem vollständigen Trümmerschutz auch für den Absturz eines Grossflugzeuges ausgegangen werden kann. Die Erweiterung des Reaktorhilfsanlagegebäudes (2007) und der Bau des Nasslagers (2008) haben die „Abschirmung“ der Lagerbereiche im Reaktorhilfsanlagegebäude gegenüber einem Flugzeugabsturz weiter verbessert. Ein direkter Aufprall eines grösseren Flugzeugs im Bereich der Lager kann daher ausgeschlossen werden. Zudem ist das Aktivitätspotenzial im Lager zu gering, um bei einer postulierten Freisetzung zu einer Überschreitung des Störfallgrenzwertes von 100 mSv zu führen.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Im Hinblick auf deren künftige geologische Tiefenlagerung müssen radioaktive Abfallgebinde zwischengelagert werden. Gemäss Art. 54 KEV müssen radioaktive Abfälle so konditioniert werden, dass sie transport-, zwischen- und endlagerfähig bleiben. Ein Zwischenlager ist nach den Anforderungen von Art. 12 KEV auszulegen. Die Endlagerfähigkeit der Abfallgebinde darf hierdurch nicht beeinträchtigt werden und es ist eine genügende Lagerkapazität für den absehbaren Bedarf vorzusehen.

Die spezifischen Anforderungen an die Zwischenlagerung sind in der Richtlinie HSK-R-29 festgehalten. Im Wesentlichen müssen der Schutz von Mensch und Umwelt vor Emissionen aus den Abfällen und die Integrität der Abfallgebinde im Hinblick auf deren Endlagerfähigkeit gewährleistet werden. Diese Bedingungen gelten als erfüllt, sofern die in der Richtlinie HSK-R-29 definierten Schutzziele eingehalten werden.

Über das Inventar der Lager hat der Betreiber gemäss Art. 84 StSV Buch zu führen und gemäss Art. 37 Abs. 1 KEV sowie den zutreffenden Bestimmungen der Richtlinie HSK-R-15 bzw. ENSI-B02 periodisch zu berichten.

Beurteilung des ENSI

Mit seinen Lagern LAA und MAA verfügt das KKG über genügend Kapazität zur Lagerung seiner radioaktiven Abfälle bis zum Betriebsende bei einer angenommenen Betriebsdauer von 60 Jahren. Da dem KKG noch weitere Lagerkapazitäten bei der ZWILAG zur Verfügung stehen, sind auch langfristig keine Kapazitätsengpässe zu erwarten.

Positiv bewertet das ENSI, dass periodisch einzelne Gebinde auf ihren Zustand überprüft werden. Aus den bisherigen Erfahrungen kann geschlossen werden, dass die Lagerbedingungen in den KKG-Lagern LAA und MAA zweckmässig sind.

Allerdings hat das KKG den eigentlichen Nachweis, wonach die radiologischen Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes so begrenzt werden, dass die Individualdosis für Einzelpersonen der Bevölkerung einen Wert von 100 mSv nicht überschreitet, nicht geführt. Dieser Nachweis wäre gemäss Schutzziel 3 der Richtlinie HSK-R-29, im Sinne einer abdeckenden Sicherheitsanalyse, unabhängig von der Eintrittswahrscheinlichkeit des postulierten Störfalls deterministisch zu führen. Zwar wurde im Rahmen der vorgängigen PSÜ von der HSK eine Beurteilung¹ durchgeführt, jedoch kann das ENSI die Argumentation des KKG¹⁰² aufgrund des nicht ausreichenden Detaillierungsgrads nicht akzeptieren. Ein von KKG im Jahr 2002 eingereichter anlagenspezifischer Bericht¹⁴⁷ zu Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes enthält keine spezifischen Aussagen zu den Abfalllagern. Insbesondere fehlen Analysen zu Auswirkungen eines Kerosinbrands auf die Abfallgebände.

Forderung 4.7-1:

Das KKG hat bis zum 31. Dezember 2013 gemäss UVEK-Verordnung SR 732.112.2 zu analysieren und nachvollziehbar darzulegen, welche Schäden und radiologischen Auswirkungen ein Flugzeugabsturz auf die Abfalllager LAA und MAA des KKG hat, unabhängig von der Eintrittshäufigkeit.

Über die Abfallbuchhaltung enthält die PSÜ-Dokumentation des KKG keine Angaben. Das ENSI hält aber fest, dass das KKG, wie auch alle anderen Schweizer KKW, mit dem ISRAM über ein geeignetes Werkzeug für die Dokumentation der produzierten Abfallgebände und der gelagerten Rohabfälle verfügt. Im Rahmen seiner routinemässigen Jahresinspektionen überprüft und bewertet das ENSI die Abfallbuchhaltung im KKG. Die diesbezüglichen Inspektionsergebnisse bestätigen, dass das KKG seiner Abfallbuchhaltungspflicht in angemessener Art und Weise nachkommt.

4.7.3 Brennelemententsorgung

Angaben des KKG

Wiederaufarbeitung

Das KKG hat seit rund 30 Jahren Wiederaufarbeitungsverträge mit den Firmen AREVA (ehemalige COGEMA) und NDA (ehemalige BNFL). Bis Juni 2006 wurden insgesamt 968 Brennelemente sowie ein Köcher mit defekten Brennstäben zur Wiederaufarbeitung nach Frankreich (La Hague) und England (Sellafield) versandt. Seit Juli 2006 unterliegen Transporte von bestrahltem Brennstoff zur Wiederaufarbeitung einem vorerst auf 10 Jahre befristeten Moratorium, welches im KEG verankert ist.

Bis 1996 hat das KKG insgesamt 273 BE mit einer Masse von 112,6 t Schwermetall nach Sellafield (NDA) geliefert; bis Ende 2003 wurde bei NDA die ganze Vertragsmenge wiederaufgearbeitet.

Unter den drei mit AREVA abgeschlossenen Wiederaufarbeitungsverträgen wurden bis 2006 insgesamt 683 Uranoxid-Brennelemente (U-BE), 12 Mischoxid-Brennelemente (MOX-BE) und ein Köcher mit Defektstäben, entsprechend 289,6 t Schwermetall, nach La Hague (AREVA) transportiert. Bis Ende 2008 wurde bis auf die im Köcher abtransportierten Defektstäbe (148 kg Schwermetall) sämtliches Material bei AREVA wiederaufgearbeitet.¹⁴⁸

Aus dem bei der Wiederaufarbeitung des KKG-Brennstoffes gewonnenen und dem aus Brennelementen des KKM stammenden Plutonium wurden 160 MOX-BE hergestellt und im KKG eingesetzt. Die letzten 20 neuen MOX-BE kamen im Zyklus 29 erstmals zum Einsatz. An abgetrenntem Uran wurden insgesamt 383,3 t SM nach Elektrostal in Russland transferiert, wo es mit höher angereichertem Material aus militärischen Beständen vermischt und zu WAU-BE (Wiederaufarbeitung-Uranoxid-Brennelemente) verarbeitet wird. Während die Plutonium-Rückführung abgeschlossen ist, läuft die Herstellung von WAU-BE weiter. Im Überprüfungszeitraum sind 260 WAU-BE an das KKG geliefert worden. Seit Zyklus 19 beruht die Brennstoffversorgung von Gösgen teilweise und seit Zyklus 22 vollständig auf rezykliertem Material.

Auch die nicht wieder verwertbaren Materialien aus der Wiederaufarbeitung, also die Abfälle, müssen laut den Wiederaufarbeitungsverträgen ins verursachende Land zurückgeführt werden. Die Wiederaufarbeitungsabfälle der schweizerischen Kernkraftwerke werden ausnahmslos bei der ZWILAG zwischengelagert. Die hochaktiven Spaltprodukte werden verglast. Bisher sind für das KKG vier Transportbehälter mit je 28 Glaskokillen (CSD-V) aus Frankreich zur ZWILAG zurückgeführt worden. Sechs weitere Behälter werden bis 2016 erwartet. Strukturteile und technologischer Abfall werden verpresst und wie die verglasten Abfälle in Stahlbehälter abgefüllt (CSD-C). Die Schlämme aus der Wiederaufarbeitung sollen neuerdings verglast werden (CSD-B); ursprünglich war es vorgesehen, diese zu bituminieren. Aus England werden ausschliesslich verglaste hochaktive Abfälle zurückgeführt (Substitutionsabkommen). Die Rückführung der Wiederaufarbeitungsabfälle wird bis voraussichtlich 2020 dauern.

Die weitere Nutzung der Wiederaufarbeitung bleibt eine Option.

Lagerung abgebrannter Brennelemente

Dem KKG steht zur Lagerung von abgebrannten Brennelementen das betriebliche Lagerbecken mit dem Kompaktlagergestell im Containment zur Verfügung. Im April 2008 wurde die Betriebsbewilligung für das externe Nasslager auf dem Areal des KKG erteilt, weshalb keine Betriebserfahrung im Überprüfungszeitraum gesammelt werden konnte und diese somit nicht Gegenstand der vorliegenden PSÜ ist. Eine weitere Lagerungsmöglichkeit für abgebrannte BE gibt es bei der ZWILAG; dort werden abgebrannte Brennelemente in Transport-Lager-Behältern trocken zwischengelagert.

Im betrieblichen Lagerbecken beträgt die Kapazität für (neue) und abgebrannte BE insgesamt 570 Positionen. 7 weitere Plätze stehen u. a. für Köcher zur Aufnahme einzelner Brennstäbe (BS) zur Verfügung. Per 31. Dezember 2007 befanden sich im Lagerbecken 336 BE. Davon waren 200 als definitiv entladen, 12 als potenziell wiedereinsatzbar, 92 zum Wiedereinzusetzen und 32 als neu deklariert. Zum gleichen Zeitpunkt waren 4 Transport- und Lagerbehälter des KKG vom Typ TN24 G mit je 37 abgebrannten BE im HAA-Lager der ZWILAG eingelagert.

Wenn von einer 60-jährigen Betriebsdauer ausgegangen wird und demzufolge noch etwa 28 Nachladungen zu je 36 Brennelementen anstehen, zeigt sich, dass allein die Nasslagerkapazität in der Anlage (BE-Lagerbecken und externes Nasslager mit zweimal 504 Lagerpositionen) aller Voraussicht

nach gerade ausreicht, selbst wenn das im Juni 2006 in Kraft getretene Transportmoratorium zur Wiederaufarbeitung verlängert wird und keine Transfers zur ZWILAG durchgeführt werden.

Inspektionen der abgebrannten Brennelemente und der Lagergestelle im betrieblichen Brennelement-Lagerbecken

Der Zustand des Lagers (Kompaktlager im betrieblichen BE-Becken) einschliesslich der Gestelle wird mit Hilfe der Betriebsinstrumentierung (u. a. Radiologie, Temperatur- und Füllstandsmessung im BE-Becken) überwacht. Vor jeder Revision und vor jedem BE-Service wird der betriebsbereite Zustand der eingesetzten Hilfsmittel überprüft. Dies schliesst eine visuelle Kontrolle der Lagergestelle ein. Die rechnerische Lebensdauer dieser Lagergestelle ist nicht erreicht. Bei Bedarf können sie ersetzt werden. Dieser Aspekt hat keine sicherheitstechnische Relevanz¹⁰².

Auch die Vorrichtungen in der Anlage zum Transport, zur Handhabung und Lagerung von Brennelementen und Brennstäben unterstehen der periodischen Überprüfung und präventiven Instandhaltung. Zu diesen Einrichtungen gehören namentlich die Hebezeuge, die Transportbehälter, die Brennelement-Transfereinrichtung, die Lademaschine, die Sipping-Einrichtung, der Brennelementinspektionsstand und die Brennstabwechsellvorrichtung mit Koordinatenfahrwerk.

Der Brennelementinspektionsstand wurde vor dem Überprüfungszeitraum im Jahr 1995 an ein Kompaktlagergestell im Nasslager angebaut. Das Gerät dient der Inspektion ganzer Brennelemente. Neben visuellen Prüfungen können mit der Einrichtung viele weitere Messungen durchgeführt werden: Brennelementwachstum, Brennstablänge, Brennstabfreiraum, Oxidschichtdicke auf Randbrennstäben, Dimensionen und Oxidschichten von Abstandhaltern, Brennelementdurchbiegung. Sodann eignet sich das Gerät zur Entnahme von Strukturproben und für Profilometrie und Durchmesser-messungen an Steuerelementen. Im Verlauf der Jahre wurde die Vorrichtung immer wieder verbessert und das Konzept der elektrischen Endschalter vereinfacht.

Die Sipping-Einrichtung zur Prüfung der Dichtheit der Brennelemente wurde auch bereits vor dem Überprüfungszeitraum im Jahr 1995 erneuert und modernisiert. Eine der beiden Boxen wurde mit einer Heizung ausgerüstet.

Im Überprüfungszeitraum wurden im Rahmen von Brennstoffentwicklungs- und Bestrahlungsprojekten Brennelementinspektionen sowie Untersuchungen an Einzelstäben durchgeführt (siehe Kap. 4.4.3.2) Ansonsten werden BE-Inspektionen aber grundsätzlich nur beim Auftreten von Brennstableckagen am Ende des Zyklus durchgeführt.

Entsorgung defekter Brennelemente bzw. undichter Brennstäbe

Im Rahmen der BE-Service Arbeiten werden (bei Vorliegen der erforderlichen Freigaben des ENSI) defekte Elemente repariert. Identifizierte Defektstäbe werden gezogen und in gasdichte Brennstabkapseln eingeschlossen. Die Brennstabkapseln sind entsprechend den Anforderungen nach den KTA-Regeln 3211.2 und 2502 ausgeführt. Die Brennstabkapseln werden in speziellen Köchern im Brennelementlagerbecken im Sicherheitsbehälter gelagert. Diese Tätigkeiten werden im Rahmen des periodischen BE-Services durchgeführt. 2006 wurde zuletzt ein Köcher mit Defektstäben zur Wiederaufarbeitung nach La Hague geschickt. Für eine künftige endgültige Entsorgung sind entsprechende Regelungen bezüglich einem Transport zum vorgesehenen Endlager zu treffen. Die dafür erforderlichen Regelungen und Randbedingungen werden in einem transportspezifischen Freigabeverfahren zu treffen sein. Der endgültige Endlagerstandort ist zurzeit nicht bekannt.¹⁰²

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Gemäss Art. 106 Abs. 4 KEG dürfen abgebrannte Brennelemente während einer Zeit von zehn Jahren ab dem 1. Juli 2006 nicht zur Wiederaufarbeitung ausgeführt werden. Sie sind während dieser Zeit als radioaktive Abfälle zu entsorgen. Die bisher bei der Wiederaufarbeitung entstehenden radioaktiven Abfälle müssen zur Entsorgung in die Schweiz zurückgenommen werden. Für die zur trockenen Zwischenlagerung verwendeten T/L-Behälter gelten die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-52 bzw. ENSI-G05.

Mechanische Komponenten, in vorliegendem Zusammenhang insbesondere solche die sicherheitsklassiert sind und zur Lagerung/Handhabung abgebrannter Brennelemente dienen, unterstehen den Alterungsüberwachungsbestimmungen der Richtlinie HSK-R-51.

Beurteilung des ENSI

Bis auf 148 kg ist sämtliches vom KKG zur Wiederaufarbeitung ausgeführte Schwermetall verarbeitet worden. Die daraus gewonnenen Wertstoffe wurden bereits vollständig verwertet bzw. werden noch laufend zu neuem Brennstoff verarbeitet. Die Wiederaufarbeitungsabfälle wurden bis auf die als Schlämme vorliegenden Sekundärabfälle aus La Hague konditioniert. Das ENSI hat die entsprechenden Abfallbindetypen nach den Kriterien der Richtlinie HSK-R-14 geprüft und freigegeben bzw. genehmigt. Die Rückführung der Wiederaufarbeitungsabfälle in die Schweiz hat bereits begonnen und verläuft planmässig.

Das KKG verfügt intern und bei der ZWILAG über die notwendige Kapazität zur Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente und der Abfälle aus der Wiederaufarbeitung. Die bisher für die trockene Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente vom KKG verwendeten T/L-Behälter erfüllen die Anforderungen in der Richtlinie HSK-R-52.

Damit sind die Anforderungen an die Entsorgung der abgebrannten Brennelemente bis ins Jahr 2006 erfüllt.

Andererseits schliesst das langfristige Entsorgungskonzept des KKG, insbesondere seit Inkrafttreten des Transportmoratoriums zur Wiederaufarbeitung abgebrannter BE im Juli 2006, in zunehmendem Masse auch die Nasslagerung abgebrannter Brennelemente ein. Gemäss bisheriger KKG-Praxis unterliegen die Brennelemente und Lagergestelle periodischen Überprüfungs- und präventiven Instandhaltungsprogrammen, wobei davon nur die sich im Einsatz befindenden Brennelemente und Systemkomponenten betroffen sind. Für ausgediente Brennelemente sind keine expliziten Überwachungsprogramme vorgesehen, auch nicht für deren Lagergestelle, wobei anzumerken ist, dass in der Vergangenheit in anderen Kernanlagen wiederholt über Probleme mit Boral enthaltenden Lagergestellen berichtet worden ist. Zur Gewährleistung bzw. zum Nachweis der langfristigen Integrität der Brennelemente und deren Systemkomponenten, wozu insbesondere die sicherheitsklassierten Lagergestelle zählen, hat das ENSI entsprechende Bestimmungen in der im Jahr 2010 in Kraft gesetzte Richtlinie ENSI-G04 festgelegt. Diese Bestimmungen sehen u. a. auch periodische, visuelle Kontrollen des Zustandes der abgebrannten BE und deren Lagergestelle vor. Im Rahmen der Veröffentlichung der Richtlinie ENSI-G04 wurde das KKG aufgefordert, bis Ende 2011 ein dementsprechendes Instandhaltungsprogramm vorzuweisen.¹⁴⁹

4.8 Transporte

Für den Betrieb des KKG und die Entsorgung der aus dem Betrieb anfallenden Abfälle sind Transporte radioaktiver Stoffe ausserhalb des Betriebsareals erforderlich. Dabei sind internationale Vorgaben für die nukleare Sicherheit einzuhalten. Hierfür haben die Kernanlagen ein Qualitätssicherungssystem (QSS) einzurichten und dementsprechend die Transporte abzuwickeln. In der PSÜ werden die Änderungen an diesem QSS sowie die Betriebserfahrungen bewertet.

Angaben des KKG

Qualitätssicherungssystem (QSS, REG-D-0001)

Im Zusammenhang mit mehreren Kontaminationsereignissen beim Transport abgebrannter Brennelemente von verschiedenen europäischen Kernkraftwerken zu den Wiederaufarbeitungsanlagen in La Hague und Sellafield war im Jahr 1998 ein Stopp derartiger Transporte in verschiedenen Ländern verhängt worden. Vor der Wiederaufnahme der Brennelementtransporte hatten die jeweiligen Aufsichtsbehörden grundsätzliche Verbesserungen in den technischen und administrativen Abläufen gefordert. KKG hat dies berücksichtigt, indem – wie im Betriebserfahrungsbericht⁷ geschildert – das KKG-Qualitätssicherungssystem verbessert, ausgebaut und von der damaligen HSK genehmigt wurde. Dies hat sich seither gut bewährt und gewährleistet, dass diese Transporte ohne Zwischenfälle durchgeführt werden.

Der Transport radioaktiver Materialien wird im KKG allgemein nach dem Transport-Reglement¹²⁶ abgewickelt. Das Transporthandbuch¹⁵⁰ beinhaltet alle Dokumente für die Abwicklung von radioaktiven Transporten. Die darin enthaltenen Qualitätssicherungsvorschriften gelten für unterschiedliche Arten von Transportgütern und Transporttypen, u. a.:

- Vorschriften für den Transport von Brennelementen, wie z. B.:
 - Transport von abgebrannten Brennstäben mit dem BG-18-Behälter^{151,152} (VOR-C-6022 und VOR-F-QP-021)
 - Lieferung der UO₂ Brennelemente¹⁵³ (VOR-F-QP-030)
 - Lieferung der MOX Brennelemente¹⁵⁴ (VOR-F-QP-040)
 - Rücktransport der hochradioaktiven Abfälle „COGEMA-Glas“ von La Hague zur ZWILAG¹⁵⁵ (VOR-F-QP-042)
- Vorschriften für den Transport von radioaktiven Materialien (ohne spaltbare Materialien)

Die Qualitätssicherungsvorschrift für den Transport abgebrannter Brennelemente ins externe Nasslager mit dem Behälter TN12/2 ist bereits erstellt und im Einsatz^{156,157} (VOR-F-QP-013 und VOR-C-29536). Die Qualitätssicherungsvorschrift für die Rücktransporte der CSD-C (Colis Standard de Déchets Compactés) wurde im Jahr 2009 erstellt. Vorschriften für weitere, künftige Rücktransporte von hochaktiven Glaskokillen (CSD-V) aus Sellafield sind in Vorbereitung.

Transporte bestrahlter Brennelemente und Wiederaufarbeitungsabfälle

Transporte von bestrahlten Brennstäben (oder eingekapselten bestrahlten Brennstäben) zur Nachbestrahlungsuntersuchung werden regelmässig vom KKG zum PSI oder zum ITU (und zurück) vorgenommen. Für diese Transporte wird der BG-18-Behälter von Transnubel in Belgien eingesetzt.

Seit der Wiederaufnahme der Transporte abgebrannter Brennelemente zur Wiederaufarbeitung im August 1999 fanden bis im Juni 2006 16 Transporte von 203 abgebrannten Brennelementen und einem Köcher mit defekten Brennstäben nach Frankreich und Grossbritannien statt.

Vier Transporte mit je 37 Brennelementen erfolgten im Jahr 2002 zum Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente des ZWILAG. In den nächsten Jahren sind keine weiteren Transporte dieser Art zum ZWILAG vorgesehen.

Im Zeitraum von 2001 bis 2006 fanden vier Transporte von hochradioaktiven verglasten Rückständen von AREVA NC zum ZWILAG statt. Weitere solche Transporte sind geplant. Die hochradioaktiven verglasten Rückstände im Eigentum vom KKG wurden von La Hague direkt nach Würenlingen überführt.

Alle diese Transporte wurden ohne Zwischenfälle durchgeführt.

Transporte sonstiger radioaktiver Stoffe

Im Überprüfungszeitraum wurden die in den Tabellen 4.7-1 und 4.7-2 aufgelistete Transporte abgewickelt.

Tabelle 4.7-1: Gemittelte Anzahl regelmässiger Transporte sonstiger radioaktiver Stoffe (ohne spaltbare Stoffe) ausgenommen freigestellte Versandstücke

Art	Anzahl pro Jahr	Typischerweise eingesetzte Verpackungen	UN-Nummer (Stoffkategorie)
Werkzeuge und Servicegeräte	18	IP-1, IP-2, Typ A	2913, 2015
Brennbare/schmelzbare Abfälle	3	Typ A	2915
Proben für Forschungsinstitute	2	Typ A	2915

Tabelle 4.7-2: Besondere Transporte radioaktiver Stoffe, die nicht regelmässig stattfinden

Art	Anzahl Transporte	Jahr	Eingesetzte Verpackungen	UN-Nummer (Stoffkategorie)
MOSAIK Behälter zur Zwischenlagerung	5	2007	Typ B(U) (MOSAIK II)	2916
Endkonditionierte Abfälle zur Zwischenlagerung im ZWILAG	30	2005 (29) 2007 (1)	Typ A (20-Fuss-Container)	2915
Komponenten zur externen Konditionierung	1	2006	Typ A (20-Fuss Container)	2915

Vorkommnisse

Im Oktober 2005 wurden im PSI bei Eingangsmessungen an einem Versandstück aus dem KKG, welches unter „UN 2910, radioaktive Stoffe, freigestelltes Versandstück – begrenzte Stoffmenge“ transportiert wurde, am Boden aussen an zwei Punkten Dosisleistungen von 30 bis 50 $\mu\text{Sv/h}$ gemessen. Die gefahrgutrechtlich erlaubte maximale Dosisleistung für freigestellte Versandstücke von 5 $\mu\text{Sv/h}$ war überschritten (Vorkommnis 2005-17). In der Kiste befand sich die Standsicherung des BG-18-Behälters, mit dem Einzelstäbe zum Umladen ins PSI transportiert wurden. Der Grund für diese Grenzwertüberschreitung waren die mangelhaft durchgeführten radiologischen Messungen. Dieses Ereignis wurde von der damaligen HSK als Vorkommnis von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung (Vorkommnis B) eingestuft. Mit den anschliessend eingeleiteten Massnahmen wurde beschlossen, dass in Zukunft kontaminierte Werkzeuge unter UN Nummer 2913 mit wesentlich höheren zulässigen Dosisleistungen durchgeführt werden. Weiter wurde beschlossen, dass in Zukunft beim Ausmessen von Versandstücken die gesamte Bodenfläche erfasst wird.

Bei dem im Mai 2006 durchgeführten radioaktiven Transport kam es zu einem meldepflichtigen Ereignis. Beim Antransport von Werkzeugen zur Handhabung des Einzelstabbehälters BG-18 wurde bei der Eingangsmessung an einem leeren Versandstück (freigestelltes Versandstück unter UN 2910) an einem Punkt eine Dosisleistung von 6 $\mu\text{Sv/h}$ gemessen. Zulässig sind maximal 5 $\mu\text{Sv/h}$. Das Ereignis wurde dem Absender zugewiesen.

Alle anderen Transporte im Überprüfungszeitraum wurden ohne nennenswerte Schwierigkeiten abgewickelt.

Erfahrungen des KKG mit dem Transport- und Lagerbehälter TN24G

Für die Trockenlagerung abgebrannter Brennelemente in Stahlbehältern wird der Transport- und Lager-Behälter des Typs TN24G mit einer Ladekapazität von je 37 Brennelementen eingesetzt. Der Typ TN24G erfüllt sowohl die Anforderungen der IAEA-Vorschriften für die Transportbehälter des Typs B(U)F als auch die Vorschriften der Richtlinie HSK-R-52 (wie auch der inzwischen gültigen Nachfolge-Richtlinie ENSI-G05) für die Zwischenlagerung im ZWILAG.

Die Behälter des Typs TN24G wurden in den Jahren 2000 und 2001 mit abgebrannten Brennelementen beladen. Zum Zeitpunkt der Beladung lag die thermische Leistung der Behälter unter 20 kW.

Die beladenen Behälter konnten einfach dekontaminiert werden und erfüllten die vorgeschriebenen Kriterien für den Transport vom KKG zum ZWILAG sowohl für den Eisenbahn- als auch für den Strassentransport.

Mit Ausnahme einer sehr limitierten Zone am Kopf- und am Fussende des Behälters wurde das Kriterium der radiologischen Dosisleistung von 0,5 mSv/h auf der Oberfläche des Behälters überall eingehalten. Der Grenzwert der Dosisleistung von 0,1 mSv/h, gemessen im Abstand von 2 m vom Behälter, wurde ebenfalls eingehalten. Im ZWILAG wurden die Behälter mit abschirmenden Stahlringen ausgerüstet, um diejenigen Zonen abzudecken, welche konstruktiv bedingt die geringste Abschirmwirkung haben.

Das TN24G-Design erfüllt alle Vorgaben für den Transport von Brennelementen und deren Zwischenlagerung im ZWILAG. Alle mit TN24G-Behältern bisher durchgeführten Transporte von abgebrannten Brennelementen zur Zwischenlagerung ins ZWILAG verliefen ohne Zwischenfälle.

Bewertung des KKG

Die Empfehlungen der Internationalen Atomenergiebehörde (IAEA) für den Transport radioaktiver Stoffe, das Europäische Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse (ADR) und die Eisenbahnbeförderung (RID), die technischen Anweisungen der ICAO (Internationale Zivilluftfahrt Organisation) für die sichere Beförderung gefährlicher Güter im internationalen Luftverkehr (ICAO-TI) und die damit harmonisierten schweizerischen Gesetze und Verordnungen haben ihren Niederschlag im Qualitätssicherungssystem des KKG gefunden. Die Abläufe für die Durchführung der Transporte sind in den Prozessbeschreibungen festgehalten und werden an Hand der Qualitätssicherungsvorschriften ausgeführt. Das QSS wird durch die Erfahrungen laufend verbessert und aktualisiert.

Alle Transporte mit radioaktiven Stoffen wurden erfolgreich durchgeführt. Zu diesen Transporten gehören die Anlieferung frischer Brennelemente, der Abtransport abgebrannter Brennstoffe zur Wiederaufarbeitung oder ins ZWILAG, der Transport von Einzelstäben zum PSI und ITU und zurück sowie der Rücktransport von Abfällen aus der Wiederaufarbeitung in verglaste Form oder in anderer Weise konditioniert ins ZWILAG. Bis zum Juni 2006 wurden total 968 Brennelemente zur Wiederaufarbeitung versandt und 148 Brennelemente wurden direkt ins ZWILAG geliefert.

Bis zur Einführung des 10-jährigen Moratoriums für den Transport von Brennelementen zur Wiederaufarbeitung am 1. Juli 2006 wurden insgesamt 289,6 t Schwermetall oder 695 Brennelemente und ein Defektstabsköcher zu AREVA NC nach Frankreich und 112,6 t Schwermetall oder 273 Brennelemente zu NDA nach Grossbritannien zur Wiederaufarbeitung gesandt. Aus diesen Mengen und dem aus Brennelementen des KKM stammenden Plutonium wurden 160 MOX-Brennelemente hergestellt und im KKG rezykliert. Die Plutonium-Rückführung ist somit abgeschlossen.

Aus den nicht wieder verwertbaren radioaktiven Materialien der Wiederaufarbeitung wurden die hochaktiven Spaltprodukte verglast und in bisher vier Transportbehältern mit je 28 Glaskokillen ins ZWILAG zurückgeführt und eingelagert.

Das Abfertigen von radioaktiven Transporten ist aufgrund der umfangreichen gesetzlichen Vorschriften eine anspruchsvolle Tätigkeit. Die beiden Vorkommnisse im Überprüfungszeitraum zeigen, dass der Prozess gut beherrscht wird. Die tabellarische Zusammenfassung der sonstigen radioaktiven Transporte zeigt die Schwerpunkte beim Inhalt und bei den Versandstücken im Überprüfungszeitraum.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Bei der Beförderung radioaktiver Stoffe sind die schweizerischen Gesetze (KEG, StSG) und Verordnungen (KEV, StSV, SDR, RSD, LTrV) sowie die europäischen (ADR, RID, ICAO) und internationalen (IAEA) Übereinkommen zum Transport gefährlicher Güter einzuhalten.

Beurteilung des ENSI

Qualitätssicherungssystem

Das KKG bildet alle Beförderungsvorgänge radioaktiver Stoffe in seinem Qualitätssicherungssystem ab, dessen Anwendung durch die HSK bzw. dem ENSI mehrmals jährlich im Rahmen von Transportinspektionen überprüft wird. Dabei wurde – abgesehen von den unten genannten Ausnahmen – Übereinstimmung mit den Vorgaben festgestellt.

Transporte bestrahlter Brennelemente, Wiederaufarbeitungsabfälle und sonstiger radioaktiver Stoffe

Sämtliche Transporte von Kernbrennstoff von und zum KKG, sowie mit zwei Ausnahmen alle Transporte sonstiger radioaktiver Stoffe wurden unter Einhaltung der gesetzlichen Anforderungen und in Übereinstimmung mit den gültigen Transportvorschriften abgewickelt.

Vorkommnisse

Die beiden Ereignisse bei der Transportabwicklung im Überprüfungszeitraum betrafen den Transport von leeren Transportbehältern und dessen Zubehör in der Kategorie eines freigestellten Versandstücks. Die Ereignisse wurden als Vorkommnisse von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung eingestuft. Das KKG hatte versäumt, beim Empfang und beim Versand eines freigestellten Versandstücks die erforderlichen Kontrollmessungen im notwendigen Umfang durchzuführen.

Erfahrungen des KKG mit dem Transport- und Lagerbehälter TN24G

Die Betriebserfahrung mit dem Behältertyp TN24G und die Erkenntnisse aus den Kontaminationsergebnissen im Jahr 1998 wurden geeignet umgesetzt.

Fazit

Das ENSI stellt fest, dass das Personal des KKG alle Anforderungen an die Fachkunde und die Zuverlässigkeit für die korrekte Abwicklung von Transporten der Klasse 7 nach dem Gefahrgutrecht erfüllt und auch die Konsequenzen aus den erkannten Mängeln durch die kontinuierliche Verbesserung seines Managementsystems umsetzt.

5 Sicherheitsrelevante Anlagenteile

5.1 Übersicht

In diesem Kapitel sind gemäss Richtlinie HSK-R-48 alle sicherheitsrelevanten Anlagenteile des Kernkraftwerks hinsichtlich ihres Zustandes, ihrer Wirksamkeit, ihrer Zuverlässigkeit und ihrer Auslegung inklusive einer Bewertung dieser Anlagenteile zu bewerten. Hierfür sind die gesammelten Betriebserfahrungen im Überprüfungszeitraum sowie der aktuelle Ist-Zustand der sicherheitsrelevanten Anlagenteile mit den gesetzlichen, behördlichen und normativen Vorgaben sowie sonstigen Dokumenten, die den Stand von Wissenschaft und Technik darstellen, zu vergleichen. Hierzu gehören auch die Überprüfung der sicherheitstechnischen Einstufung (Klassierung) sowie die Analyse zeitabhängiger Veränderungen (sog. Alterungseffekte), welche die Sicherheit und Verfügbarkeit der sicherheitsrelevanten Anlagenteile beeinträchtigen können. Dieser Beurteilung kommt hinsichtlich eines zukünftig sicheren Betriebs des Kernkraftwerks eine hohe Bedeutung zu.

Als sicherheitsrelevante Anlagenteile (in dieser Stellungnahme teilweise auch als Sicherheitseinrichtungen bezeichnet) werden hier die sicherheitstechnisch klassierten Bauwerke, Systeme und Komponenten betrachtet. Zudem werden sicherheitsbezogene Ausrüstungen und Versorgungssysteme beurteilt, die im Rahmen von Störfallanalysen und Schutzkonzepten in dieser Stellungnahme behandelt werden.

Die Instandhaltungs- und Alterungsüberwachungsprogramme zur Erfassung und Bewertung von Zustand, Funktionalität etc. der sicherheitsrelevanten und sicherheitsbezogenen Anlagenteile sind systemübergreifend in Kapitel 4.3 beschrieben.

Die bewerteten Anlagenteile werden nachfolgend in Bauwerke, Primärkreislauf, verfahrenstechnische Sicherheitssysteme (SK 1 bis SK 3), Reaktorüberwachung, Reaktorsteuerung und -regelung (inkl. der hierfür notwendigen Leittechnik), Stromversorgung und den „sicherheitsbezogenen und betrieblichen Systeme und Ausrüstungen“ unterschieden.

In Anlehnung an das beispielhafte Inhaltsverzeichnis für eine Systembewertung im Anhang 4 der Richtlinie HSK-R-48 sind die zu den einzelnen Anlagenteilen erstellten Unterkapitel wie folgt strukturiert: Als Einführung wird zunächst die Funktion bzw. Aufgabe, der Aufbau, die Anordnung, die Betriebsweise und die Auslegung gegebenenfalls auch die sicherheitstechnische Klassierung kurz erläutert. Hierbei werden die Angaben aus dem Sicherheitsbericht, Systemhandbücher oder anderen dem ENSI vorliegenden Dokumenten des Betreibers ohne Beurteilung zusammengefasst. Des Weiteren werden die Angaben des Betreibers bezüglich

- Erfahrung aus dem Betrieb, z. B. Verfügbarkeit, Ausfallverhalten und Vorkommnisse
- Prüfungen, d. h. Ergebnisse der Wiederkehrenden Prüfungen bzw. Funktionsprüfungen
- Instandsetzung und Wartung
- Alterungsüberwachung
- Anlagenänderungen und Änderungen der Technischen Spezifikation
- Überprüfung der Auslegung (Ermüdung, Sprödbrechtsicherheit, PTS-Analysen)
- Gesamtbewertung

aufgeführt und anschliessend eine Beurteilung aus der Sicht des ENSI gegeben.

Die Auslegung der Sicherheitseinrichtungen ist zu bewerten, wenn zum einen Änderungen innerhalb der zurückliegenden 10-jährigen Betriebszeit durchgeführt wurden, welche die technische Ausführung und die Einsatzbedingungen der jeweiligen Sicherheitseinrichtung betreffen. Zum andern hat eine Bewertung zu erfolgen, wenn sich ausführungsunabhängige Anforderungen innerhalb des Überprüfungszeitraums geändert haben oder neu erhoben wurden. Sofern in naher Zukunft wesentliche Änderungen an Sicherheitseinrichtungen geplant sind, wird auf diese hingewiesen.

5.2 Bauwerke

5.2.1 Funktion, Klassierung und Anordnung

Angaben des KKG

Funktion

Im Kap. 2.5 der Zusammenfassung der Ergebnisse der PSÜ³ hält das KKG fest, dass die sicherheitsrelevanten Gebäude „neben Abstützungen und Befestigungen der darin enthaltenen Ausrüstungen diese auch gegen äussere Einwirkungen schützen sowie den Schutz der Umgebung vor hoher Strahlung aus der Anlage und vor unkontrollierten Abgaben radioaktiver Stoffe im Normalbetrieb und bei Störfällen gewährleisten“ müssen. Auf spezifische Anforderungen an die Bauwerksfunktion der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude zur Beherrschung von Störfällen geht das KKG in Kapitel 6.3 der Sicherheitsstatusanalyse⁸ ein. Dabei betrachtet es folgende Störfälle: Sicherheitserdbeben, Flugzeugabsturz, Hochwasser, primärseitige Lecks/Brüche, sekundärseitige Lecks/Brüche, anlageninterne Überflutung, anlageninterne Brände, Einfluss von geschossartigen Projektilen infolge einer Turbinenexplosion oder Berstdruckwellen und fliegenden Teilen infolge eines Versagens von Behälter und Rohrleitungen, die unter Druck stehen. Zudem begründet das KKG, weshalb es keine weiteren Einflüsse einbezieht. Die entsprechende Zuordnung zu den Bauwerken geht aus der Tabelle 5.2-1 hervor. Das KKG beschreibt für diese Bauwerke im Einzelnen die störfallspezifischen Anforderungen und die bauliche Ausführung zu deren Erfüllung.

Tabelle 5.2-1: Anforderungen an die Bauwerksfunktion der Gebäude BK I aus Störfällen (aus der KKG-Sicherheitsstatusanalyse)

Störfälle	RG- Innenraum ZA	RG- Ringraum ZB	Armaturen- anbau ZB	Notspei- segeb. ZV	Notstand- geb. ZX	Notstrom- geb. ZK1, ZK2	Schaltan- lagenge- bäude ZE	Kühlw.bau w. ZMO, ZM2, ZM5	Not- standka- nal ZB-ZX	Rohr- und Kabelka- näle	Reaktor- hilfsanla- gengebäu- de ZC	Externes Nassla- gergebäu- de ZS07
Sicherheitserd- beben	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
Flugzeugabsturz	x	x	x		x				x			x
Primärlecks	x	x										
Sekundärlecks	x	x	x									
Hochwasser		x		x	x	x	x	(x)	x	x	x	x
Interne Überflutung	x	x	(x)	x	x	(x)	(x)	x	x	x	x	x
Interner Brand	(x)	x	x	x	x	(x)	x	x	x	x	x	X
Fliegende Teil- e/Druckwellen					x	(x)						x

x - Bauwerksfunktion beim Störfall erforderlich

(x) - kein spezieller Schutz erforderlich

16.8.96

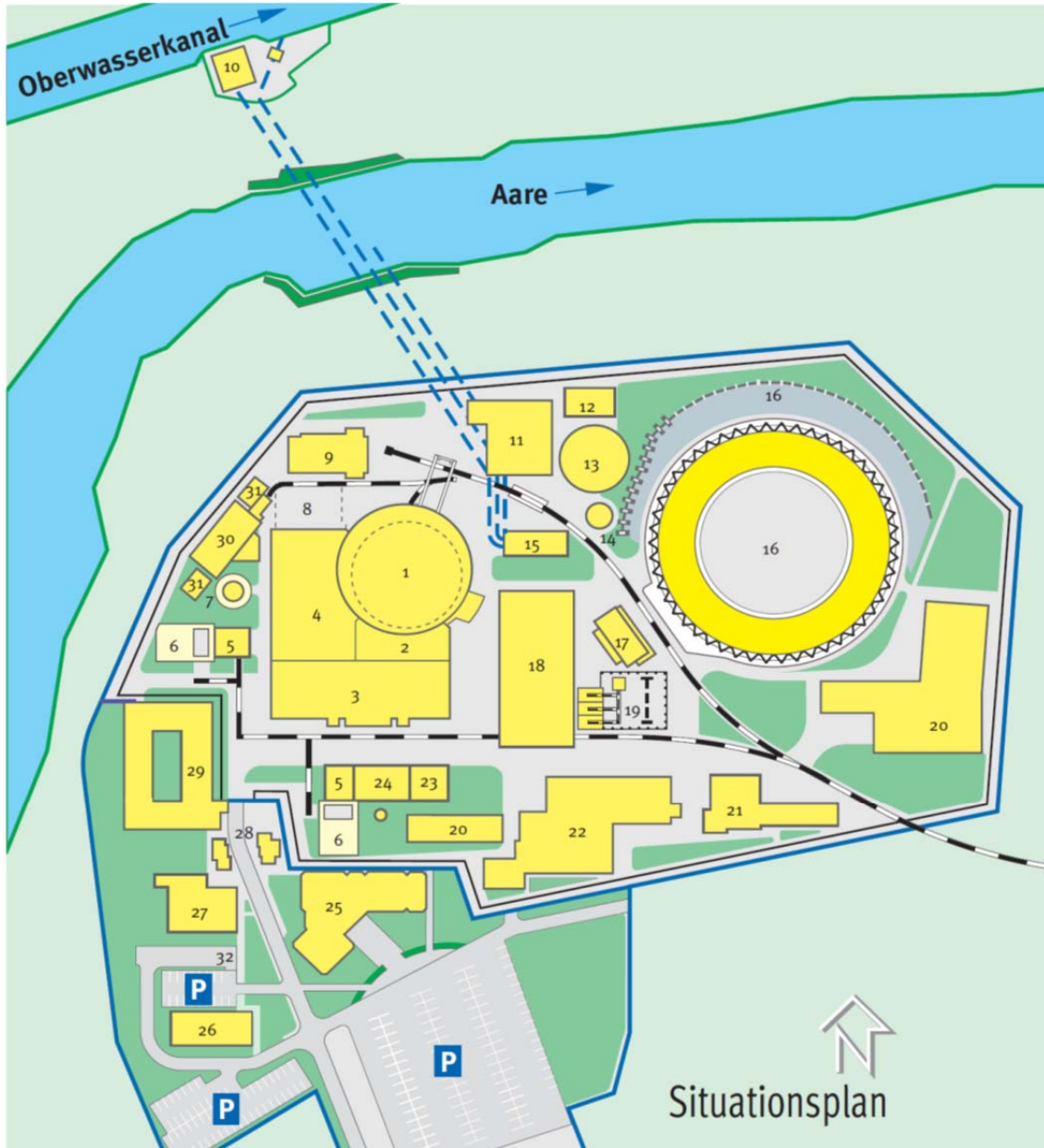
Klassierung

Die Bauwerke des KKG sind in die Bauwerksklassen BK I und BK I sowie in die Erdbebenklassen EK I und EK II eingeteilt. In die Bauwerksklasse I werden jene Bauwerke eingeteilt, die Einrichtungen enthalten, welche nötig sind, um die Abschaltung des Reaktors, die Kühlung des Kerns, die Nachwärmeabfuhr und den Einschluss radioaktiver Stoffe nach einem Sicherheitserdbeben (SSE) sicherzustellen. In die Bauwerksklasse BK II werden Bauwerke eingeteilt, die aus Gründen der betrieblichen Verfügbarkeit gegen das Betriebserdbeben (OBE) auszulegen sind. Verbindende Rohr- und Kabelkanäle zwischen den Bauwerken werden gemäss der Zusammenfassung der Ergebnisse der PSÜ wie das geringer klassierte Bauwerk behandelt.

Das im Überprüfungszeitraum neu erstellte Nasslagergebäude ZS07 (Bezeichnung gemäss Zusammenfassung der Ergebnisse der PSÜ; im Sicherheitsbericht⁹ als BE-Lagergebäude bezeichnet) gehört zur BK I bzw. EK I. Die zum Nasslager gehörenden Kühltürme (ZP03, ZP04) sind gemäss Sicherheitsbericht ebenfalls in die BK I eingestuft, der Systemtrakt des Nasslagers (ZS08) jedoch in die BK II.

Anordnung

Ein Lageplan mit der detaillierten Anordnung der Bauwerke ist im Sicherheitsbericht enthalten. Einen vereinfachten Situationsplan zeigt Abbildung 5.2-1.



- | | |
|---|------------------------------------|
| 1 Reaktorgebäude | 17 Hauptkühlwasserpumpenhaus |
| 2 Notspeisegebäude | 18 Maschinenhaus |
| 3 Schaltanlagengebäude | 19 Blocktransformatoren 380 kV |
| 4 Reaktorhilfsanlagengebäude | 20 Lagergebäude |
| 5 Notstromdieselgebäude | 21 Werkfeuerwehr und Garagen |
| 6 Fremdeinspeisetransformatoren 220 kV | 22 Werkstatt und Ersatzteillager |
| 7 Abluftkamin | 23 Wasseraufbereitung |
| 8 Lager für schwach- und mittelaktive Abfälle | 24 Hilfskessel und Heizzentrale |
| 9 Notstandgebäude | 25 Besucherzentrum |
| 10 Einlaufbauwerk | 26 Schulungs- und Simulatorgebäude |
| 11 Dosiergebäude | 27 Personalrestaurant |
| 12 Schlammagerplatz | 28 Eingangsbereich |
| 13 Absetzbecken/Kalkfälller | 29 Verwaltungsgebäude |
| 14 Schlammeindicker | 30 Brennelementlagergebäude |
| 15 Nebenkühlwasserpumpenhaus | 31 Trockenkühltürme |
| 16 Kühlturm und Schallschluckwand | 32 Einfahrt Tiefgarage |

Abbildung 5.2-1: Situationsplan

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Die Vorgaben bezüglich der Klassierung sind sowohl im Anhang 4 KEV als auch in der Richtlinie ENSI-G01 enthalten. Die Anordnung der Bauwerke ist insbesondere bezüglich dem Schutz gegen Einwirkungen von aussen und übergreifende Einwirkungen gemäss Art. 1 Bst. f der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2) zu bewerten.

Beurteilung des ENSI

Funktion

Die Aussagen zur Funktion der Bauwerke in der Zusammenfassung der Ergebnisse der PSÜ entsprechen dem Wortlaut in der Beurteilung Kap. 5.2 der KKG PSÜ 1998 durch die HSK.¹ Sie sind zutreffend.

Klassierung

Die Angaben zur Klassierung der Bauwerke sind korrekt und erfüllen die Anforderungen der KEV. Alle Bauwerke, die sicherheitstechnisch klassierte mechanische oder elektrische Komponenten enthalten, sind klassiert. Das KKG hat aus betrieblichen Überlegungen Bauwerke klassiert, die gemäss KEV unklassiert bleiben könnten, weil sie keine klassierten mechanischen oder elektrischen Komponenten enthalten. Beispiele dafür sind der Kühlturm ZP01 und das Dosiergebäude der Entkarbonisierung ZN00. Das KKG hat diese der Bauwerksklasse BK II zugeteilt, weil sie für eine hohe Verfügbarkeit der Anlage erforderlich sind.

Anordnung

Die neuen Bauwerke des Nasslagers sind im Sicherheitsbericht eingezeichnet. Der Anbau des Reaktorhilfsanlagengebäudes ZC00 fehlt hingegen. Im Sicherheitsbericht ist der Anbau im Gesamtarealplan zu ergänzen.

5.2.2 Allgemeine Auslegung

Angaben des KKG

Normen und Lastfälle

Die Auslegung der Bauwerke des KKG basiert gemäss den Angaben des KKG im Kapitel 2.5.2 der Zusammenfassung der Ergebnisse der PSÜ mehrheitlich auf den Normen des Schweizerischen Ingenieur- und Architektenvereins (SIA), die im Zeitraum der Projektierung des KKG gültig waren. Berücksichtigt wurden insbesondere die Normen des Schweizerischen Ingenieur- und Architektenvereins (SIA) SIA 160¹⁵⁸ von 1970 und SIA 162¹⁵⁹ von 1968 sowie die zugehörigen Richtlinien. Für die in diesen Normen nicht behandelten aussergewöhnlichen Lastfälle und die zugehörigen Lastfallkombinationen galten separate Bemessungsregeln.

Die Auslegung der Bauwerke des Nasslagers und des Anbaus des Reaktorhilfsanlagengebäudes basiert auf der Normengeneration des SIA^{160,161} von 1989, wozu auch Norm SIA 160 (Ausgabe 1989) zu zählen ist.

Nach Aussage des KKG unterscheiden sich die Normengenerationen des SIA von 1989 und diejenige von 2003¹⁶² grundlegend von der vorangegangenen, so dass kein exakter Vergleich möglich ist. Das KKG ist der Meinung, dass die Anwendung der alten Normen im Vergleich zu den aktuell gültigen Normen beim Nachweis der Tragsicherheit generell zu konservativen Ergebnissen führt.

Grundlagen der Erdbebenauslegung

Zur Erdbebenauslegung enthalten die eingereichten PSÜ-Unterlagen umfangreiche Angaben. Dabei werden die Resultate der PEGASOS-Studie anhand eigener Überlegungen und Analysen des Bewilligungsinhabers bewertet und modifiziert. Erkenntnisse daraus sind auch in Kapitel 1.5 des Sicherheitsberichts aufgenommen worden. Im PSÜ-Bericht „Überprüfung der Erdbebensicherheit des KKG“¹⁶³ sind die für die Modifikation der PEGASOS-Resultate entscheidenden Angaben enthalten.

Für die Projekte Nasslager, PISA und Erweiterung Reaktorhilfsanlagegebäude hat das KKG bereits vor der Verfügbarkeit der PEGASOS-Resultate Erdbebeneinwirkungen berücksichtigt, die gegenüber den ursprünglichen Vorgaben erhöht sind. Die dabei angesetzten Spektren „KKG2002“ decken gemäss KKG-Stellungnahme¹⁰² sowohl die PEGASOS-Mittelwertspektren für die Häufigkeit $10^{-4}/a$ als auch die bisher verwendeten SSE-Spektren ab.

Überflutungsauslegung gegen Hochwasser

Gemäss SSA sind sicherheitstechnisch wichtige Gebäude bis zur Geländehöhe von 382,1 m wasserdicht, weshalb ein Dammbbruch oder Versagen des Wehrs Winznau bei Hochwasser keine Überflutung zur Folge hat. In einem aufgrund der ENSI-Verfügung vom 1. April 2011 erstellten KKG-Bericht wird nochmals bestätigt, dass eine Überflutung des Kraftwerksgeländes selbst bei einem 10 000-jährlichen Hochwasser ausgeschlossen werden kann und allein mit notstromversorgten Sicherheitssystemen beherrscht werden kann.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI beurteilt die vom KKG zusammengestellten Lastfälle und Lastkombinationen auf der Grundlage der Richtlinien HSK-R-04 und HSK-R-102 sowie der Tragwerksnormen SIA 260 bis SIA 267. Die Prüfung der Aktualität der Bauwerksauslegung ist gemäss Richtlinie HSK-R-48 Bestandteil einer periodischen Sicherheitsüberprüfung.

Beurteilung des ENSI

Normen und Lastfälle

Die SIA Normen stellen in der Schweiz anerkannte Regeln der Baukunde dar. Gemäss Art. 229 StGB ist eine Nichtbeachtung der anerkannten Regeln der Baukunde strafbar. Daraus folgt, dass die SIA-Normen bei der Beurteilung der Sicherheit der Bauwerke stets anzuwenden sind, und zwar insbesondere auch bei Kernanlagen. Abweichungen von den SIA-Normen sind zulässig, wenn neue Erkenntnisse dies rechtfertigen und mit Theorie und Versuchen stichhaltige Begründungen vorliegen. Für die Beurteilung der Sicherheit von bestehenden und neuen Bauwerken sind stets die aktuellen Normen des SIA zu verwenden und bei Bedarf mit den spezifischen Anforderungen der Kerntechnik zu ergänzen.

Das ENSI stellt fest, dass die für die Bautechnik relevante Normentwicklung des SIA in den PSÜ-Dokumenten ungenügend behandelt wird. Die Aussage des Bewilligungsinhabers, dass die zur baulichen Auslegung verwendeten Normen verglichen mit den aktuellen Normen generell auf der sicheren

Seite liegen, ist für die Bewertung der Sicherheit der Bauwerke nicht generell anwendbar, da beispielsweise die neuen Normen des SIA (Ausgabe 2003) höhere Anforderungen bezüglich der Schubtragsicherheit stellen. Der Bewilligungsinhaber hat die Tragsicherheit der Bauwerke unter Anwendung der neuen Normen des SIA zu beurteilen.

Forderung 5.2-1:

Für die Sicherheitsbeurteilung der Bauwerke der BK I und BK II sind die aktuellen Tragwerksnormen des SIA massgebend. Das KKG muss nachweisen, dass die Tragsicherheit der Bauwerke auch bei Anwendung der aktuellen Tragwerksnormen des SIA und der Berücksichtigung aktualisierter Einwirkungen erfüllt wird. Beim Nachweis zur Erfüllung der Anforderungen von den aktuellen Tragwerksnormen vom SIA fordert das ENSI nicht zwingend die Erstellung von neuen statischen und dynamischen Berechnungen. Der Nachweis kann auch qualitativ erfolgen, das heisst ohne neue Berechnungen unter Verwendung der Resultate der bisherigen Nachrechnungen und Plausibilitätsüberlegungen. Das KKG muss dem ENSI bis 31. Dezember 2012 ein Konzept zur Erfüllung dieser Forderung einreichen.

Grundlagen der Erdbebenauslegung

Die Anwendung der Spektren „KKG2002“ bei den neueren Projekten (namentlich Nasslager) erfolgte im Einverständnis mit dem ENSI im Sinne einer Übergangslösung bis zum Vorliegen der PEGASOS-Resultate. Die vom KKG hergeleitete Modifikation der PEGASOS-Resultate beurteilt das ENSI als unzulässig. Die Anwendung dieser Modifikation kann daher nicht akzeptiert werden.

Die Aussage des KKG, dass die PEGASOS-Mittelwertspektren für die Häufigkeit von $10^{-4}/a$ durch die Spektren „KKG2002“ abgedeckt werden, ist nicht plausibel. Dies ergibt sich aus einem eigenen Vergleich des ENSI. Weitere Angaben zu diesem Thema sind im Kapitel 7.2.6.2 „Erdbeben“ zu finden.

Die Sicherheit der Bauwerke unter Erdbebeneinwirkung ist entsprechend der Forderung 6.1-1 nachzuweisen.

Überflutungsauslegung gegen Hochwasser

Im Gegensatz zu KKG kommt das ENSI in einer Stellungnahme vom 2. September 2011¹⁶⁴ zum Schluss, dass von Überflutungshöhen im Bereich der KKG-Gebäude von rund 40 cm auszugehen ist. Wegen der überflutungssicheren Notstandssysteme kann ein extremes Hochwasser jedoch beherrscht werden.

5.2.3 Sicherheit der Bauwerke

Angaben des KKG

Das beurteilt die Sicherheit der Bauwerke in den folgenden Dokumenten der PSÜ 2008:

- Zusammenfassung der Ergebnisse der PSÜ KKG 2008³
- Sicherheitsstatusanalyse KKG⁸
- Berichte zur Alterungsüberwachung der Bautechnik^{6,59}
- Stellungnahme zu den Nachforderungen des ENSI¹⁰²

Für die Beschreibung der Bauwerke und der an diese gestellten Anforderungen verweist das KKG auf den Sicherheitsbericht.⁹

Erfahrung aus Vorkommnissen und Erkenntnisse aus Störfallanalysen

In der Zusammenfassung der Ergebnisse der PSÜ beurteilt das KKG die Sicherheit der Bauwerke hinsichtlich der extremen äusseren Einwirkungen aus Erdbeben, erhöhtem Grundwasserspiegel und Sturm. Es kommt zum Schluss, dass alle sicherheitstechnisch relevanten Bauwerke des KKG über sehr grosse Sicherheitsmargen für die Erdbebeneinwirkung verfügen und dass sicherheitstechnisch relevante Schäden an tragenden Bauteilen mit hoher statistischer Sicherheit auch für Beschleunigungen im Bereich von 1 g ausgeschlossen werden können. Nach der Vorkommnismeldung aus dem französischen Kernkraftwerk Blayais im Jahre 1999 hat das KKG die Bauwerkssicherheit bei auslegungsüberschreitenden erhöhtem Grundwasserspiegel untersucht und als ausreichend beurteilt. Schliesslich schätzt es die Wirkung von extremen Windlasten auf die Bauwerke als unkritisch ein, da sie durch die Auslegung auf andere Extremereignisse wie Erdbeben oder Explosionsdruckwellen abgedeckt sind.

Im Rahmen der PISA-Nachrüstung (siehe Kap. 2.3.1 und Kap. 5.3.3) wurden HILTI-Hinterschnittanker vom Typ HDA eingesetzt. Aufgrund von Erfahrungsmeldungen aus Biblis, wo in grosser Zahl Hinterschnittanker falsch montiert worden waren und sich an einzelnen Stellen aus der Soll-Lage gelöst hatten, wurden gemäss Betriebserfahrungsbericht auch die Hinterschnittanker im KKG überprüft. Die Befunde zur Situation im KKG wurden als „sicherheitstechnisch nicht relevant“ eingestuft. Die Abweichungen wurden in den Jahren 2007 und 2008 behoben.

Alterungsüberwachungsprogramm Bautechnik (AÜP-Bau)

Ein wesentliches Instrument zur Beurteilung der Sicherheit der Bauwerke bildet das Alterungsüberwachungsprogramm Bautechnik (AÜP-Bau). Der Bewilligungsinhaber (KKG) hat den Stand und die bisherigen Ergebnisse der Alterungsüberwachung der Bauwerke im AÜP-Bericht und in dem auf Verlangen des ENSI nachträglich verfassten Erfahrungsbericht AÜP-Bautechnik dokumentiert.

Die Darstellung und Beurteilung zum AÜP-Bau wird im Kapitel 4.3.3 zusammengefasst.

Bauliche Änderungen im Überprüfungszeitraum

Das KKG hat die im Überprüfungszeitraum ausgeführten baulichen Änderungen im Dokument¹⁰² tabellarisch zusammengestellt (Tabelle 5.2-2).

Massnahmen und Pendenzen aus der PSÜ 1998

Im einer Stellungnahme zu ENSI-Nachforderungen¹⁰² stellt das KKG die fünf aufgrund der PSÜ 1998 geforderten Massnahmen zur Verbesserung der baulichen Sicherheit tabellarisch, mit einer Kurzbeschreibung und den massgebenden Referenzdokumenten, zusammen:

- M104a: Neubeurteilung der Erdbebensicherheit für das Notspeisegebäude ZV
- M104b: Untersuchung der Tragsicherheit der Mauerwerkswände im Schaltanlagengebäude ZE
- M104c: Ergänzung der Erdbebennachweise für die abgehängte Decke des Kommandoraums
- M104d: Erdbebennachweise und gegebenenfalls Verstärkung von Schaltschränken

- M104e: Bestimmung der relativen seismischen Gebäudeverschiebungen an den Komponentenbefestigungspunkten und Überprüfung ob diese bei der seismischen Auslegung der Rohrleitungen berücksichtigt worden sind

Der Bewilligungsinhaber hält fest, dass alle vom ENSI mit der Begutachtung der PSÜ 1998 geforderten Massnahmen zur Verbesserung der baulichen Sicherheit abgeschlossen sind.

Tabelle 5.2-2: Bauliche Änderungen im Überprüfungszeitraum 1998-2007¹⁰²

BKZ oder RKZ	Bauwerk	Änderung	Sicherheits-technische Bedeutung	Anlass	Sicherheitstechn. Beurteilung
ZA00	Reaktorgebäude	Diverse Eingriffe	Ja	Nachrüstung PISA	Beurteilung und Freigabe im Rahmen von PISA, keine eigenständige sicherheitstechnische Bedeutung
ZC00	Reaktorhilfsanlagengebäude	Erstellung Erweiterung	Indirekt	Raumbedarf	Indirekte sicherheitstechnische Bedeutung wegen möglicher Beeinflussung höher klassierter Bauwerke und Anbindung an das bestehende ZC, Freigabeverfahren
		Härtungsmassnahmen	bedingt	Forderung BFE/SK	Sicherung
ZE00	Schaltanlagengebäude	Seism. Ertüchtigung von:			Umsetzung von PSÜ-Massnahmen aus der Verfügung des UVEK, sicherheitstechnische Beurteilung (Nutzen) wurde in der PSA beurteilt
		a) Backsteinwände	Ja	Forderung HSK	
		b) Abgehängte Decke und Wände Kommandoraum	Ja	Forderung HSK	
		c) Verankerungen Schaltschränke EP, EQ, ER, ES	Ja	Forderung HSK	
ZH10	Trafostation 10 kV Anlage	Neubau	Gering)	Neubau BE-Nasslager	Elektrische Eigenbedarfsversorgung von Nasslagereinrichtungen
ZL02-04	Werkstattgebäude	Dachaufstockung	Nein	Raumbedarf	
ZS05	Lagerhalle	Neubau	Nein	Raumbedarf	
ZS07 / ZP03 / ZP04	BE-Nasslager-Gebäude mit zwei Kühltürmen	Neubau	Ja	Raumbedarf	Siehe Sicherheitsbericht Nasslager
		Neubau	Nein		Siehe Sicherheitsbericht Nasslager
ZS08 / ZW2070	Systemtrakt Nasslager mit Passerelle Nasslager	Neubau	Ja	Neubau BE-Nasslager	Bauteil dient der radiologischen Abschirmung eingelagerter Brennelemente, sowie dem Schutz vor externen Einwirkungen
ZV00	Notspeisegebäude	Erdbebenverstärkung	Ja	PSÜ-M104a	Umsetzung von Massnahmen aus der Verfügung des UVEK, sicherheitstechnische Beurteilung im Rahmen der PSA
ZW8410	Rohr- und Kabelkanal	Anbau von Hutzen	Ja (wegen Klassierung)	Montageöffnungen und Kabeleinführungen	Unterstützungsleistung für Kabelführung, keine eigenständige sicherheitstechnische Bedeutung
ZX00	Notstandsgebäude	Härtungsmassnahmen	Ja	Forderung BFE/SK	Sicherungsmassnahme, sicherheitstechnisch eher nachteilig
		Diverse Eingriffe	Ja	Nachrüstung PISA	Beurteilung und Freigabe im Rahmen von PISA, keine eigenständige sicherheitstechnische Bedeutung
ZY00-03	Verwaltungsgebäude	Anbau	Nein	Raumbedarf	

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Die Überprüfung der Sicherheit der Bauwerke aufgrund der eigenen und fremden Betriebserfahrung wird durch die KEV, die UVEK-Verordnung SR 732.112.2 sowie die Richtlinie HSK-R-48 verlangt. Das ENSI stützt seine Beurteilung auf die Richtlinien HSK-R-04 und HSK-R-08 sowie die Tragwerksnormen des SIA, insbesondere die Normen SIA 260 bis SIA 267.

Beurteilung des ENSI

Erfahrung aus Vorkommnissen und Erkenntnisse aus Störfallanalysen

Bei der ursprünglichen Auslegung der Bauwerke hat das KKG grundsätzlich Berechnungsmethoden angewandt, die zu grossen Sicherheitsmargen bei den Bauwerken geführt haben. Mit modernen Berechnungsverfahren erfolgt eine bessere Materialausnutzung und es können hohe Tragwiderstände der Bauwerke nachgewiesen werden. Daraus folgt, dass die Bauwerke höheren Einwirkungen als den bei der ursprünglichen Auslegung zu Grunde gelegten widerstehen können. Dies wirkt sich insbesondere bei der Erdbebensicherheit positiv aus. Neue Berechnungen der Tragsicherheit der Bauwerke unter Verwendung von aktualisierten Erdbebengefährdungsannahmen liegen dem ENSI aber nicht vor. Gemäss der Forderung 6.1-1 muss der Bewilligungsinhaber auch für die Bauwerke Berechnungen mit aktualisierter Erdbebengefährdung durchführen.

Der Aussage des KKG, dass die Windlasten auf Bauwerke generell unkritisch sind, kann das ENSI nicht generell zustimmen. Beim Kühlturm ZP01 liefern die Windlasten höhere Beanspruchungen als die Erdbebeneinwirkung. Bei Fassadenelementen kann die Windbeanspruchung ebenfalls für die Auslegung massgebende Beanspruchungen liefern. Gemäss den dem ENSI zur Verfügung stehenden Unterlagen hat der Bewilligungsinhaber dies bisher stets berücksichtigt.

Bei der aufgrund der Erfahrungsmeldungen aus dem KKW Biblis bezüglich fehlerhafter Montage von Hinterschnittanker durchgeführten Überprüfung durch das KKG in der eigenen Anlage wurden ebenfalls falsch gesetzte Hinterschnittanker im KKG gefunden. Da sicherheitstechnisch klassierte Komponenten mit vergleichbaren Hinterschnittankern befestigt wurden, ist die Aussage des KKG unzutreffend, wonach es sich hierbei um einen sicherheitstechnisch nicht relevanten Befund handle. Die rasche Behebung der Fehler durch das KKG entspricht jedoch der Erwartung des ENSI, wie auf sicherheitsrelevante Abweichungen zu reagieren ist.

Alterungsüberwachungsprogramm Bautechnik (AÜP Bau)

Mit dem Erfahrungsbericht AÜP-Bautechnik⁵⁹ liefert das KKG eine systematische und aussagekräftige Zusammenstellung des Inspektionsprogramms, der bisherigen Befunde und der Instandsetzungsmassnahmen. Aus den in den Steckbriefen des AÜP Bau enthaltenen Zustandsuntersuchungen geht hervor, dass alle Bauwerke in einem guten bis sehr guten Zustand sind. Beeinträchtigungen der Tragsicherheit der Bauwerke infolge Alterungserscheinungen wird mit dem angewandten Alterungsüberwachungsprogramm wirksam vorgebeugt.

Kapitel 4.3.3 enthält die ausführliche Beurteilung der Alterungsüberwachung und Instandhaltung der Bauwerke.

Bauliche Änderungen im Überprüfungszeitraum

Das ENSI betrachtet die tabellarische Zusammenstellung der im Überprüfungszeitraum durchgeführten baulichen Änderungen (Tabelle 5.2-2) als wesentliche Information der PSÜ-Dokumentation. Zu diesen Änderungen gehören auch die aufgrund der PSÜ 1998 geforderten baulichen Massnahmen im Notspeisegebäude, im Schaltanlagegebäude und im Kommandoraum. Soweit sie Bauwerke der BK I und II betreffen, hat das ENSI die Planung und Ausführung aller baulichen Massnahmen gemäss der Richtlinie HSK-R-08 überprüft und freigegeben.

Fazit

Alle Bauwerke der BK I sind in einem guten bis sehr guten Zustand sind. Diese Beurteilung stützt sich auf die dokumentierten Inspektionsbefunde des Alterungsüberwachungsprogramms AÜP Bau.

Das ENSI stellt fest, dass der Bewilligungsinhaber die Massnahmen und Pendenzen zur Verbesserung der baulichen Sicherheit aus der PSÜ 1998 im Überprüfungszeitraum vollzogen bzw. erledigt hat (siehe auch Kap. 2.3.2).

Das ENSI stellt weiter fest, dass die Bauwerke der BK I infolge der bei der Projektierung angewandten konservativen Bemessungsmethoden hohe Tragwiderstände aufweisen und somit auch über eine hohe Erdbebensicherheit verfügen. Im Rahmen der Erfüllung der Forderung 6.1-1 muss der Bewilligungsinhaber die Standsicherheit der Bauwerke unter Anwendung aktualisierter Erdbebengefährdungsannahmen nachweisen.

Die Forderung 5.2-1 ist als Ergänzung zur Forderung 6.1-1 zu sehen. Bei der Erfüllung der Forderung 5.2-1 muss der Bewilligungsinhaber alle relevanten Einwirkungen auf die Bauwerke berücksichtigen. Da die bei der Projektierung angewandten SIA-Normen verglichen mit den aktuell gültigen Tragwerksnormen des SIA in weiten Bereichen zu konservativen Bemessungen führten, sind bezüglich der Gesamtstabilität der Bauwerke keine Sicherheitsprobleme zu erwarten. Lokal können die Überprüfungen bei einzelnen Bauteilen ergeben, dass die aktuellen Normanforderungen nicht erfüllt werden. Diesbezüglich kritische Bauteile sind Deckenbereiche ohne Schubbewehrung, welche durch Stützen gelagert werden. Durch die Tatsache, dass diese Bauteile in den Bauwerken der BK I relativ selten vorkommen und auf die Gesamtstabilität vernachlässigbar gering sind, ist deren Einfluss auf die Anlagensicherheit begrenzt.

5.3 Primärkreislauf

Der Primärkreislauf ist der primärseitige Teil des nuklearen Dampferzeugungssystems und umfasst den Reaktor, die Hauptkühlmittelpumpen, die Dampferzeuger, die Hauptkühlmittelrohrleitungen und den Druckhalter.

Eine der Hauptaufgaben des Primärkreislaufes ist die Abfuhr der im Reaktor erzeugten Wärmeleistung. Das Kühlmittel ist sowohl während des Normalbetriebs als auch unter Störfallbedingungen sicher einzuschliessen. Die Auslegung der druckführenden Komponenten des Primärkreislaufes erfolgt so, dass Brüche oder Lecks im Normalbetrieb und bei Betriebstransienten mit hoher Wahrscheinlichkeit ausgeschlossen werden können. Dazu werden eine Reihe verschiedener Massnahmen durchgeführt, wie beispielsweise konservative Auslegung der Komponenten, optimale Materialwahl, hoher Standard bei der Herstellungsqualität und deren Kontrolle, Überwachung der Beanspruchungen im Betrieb, Durchführung von Wiederholungsprüfungen, Wiederholungsdruckproben, Dichtheitsprüfungen und Leckageüberwachung.

Als Bauvorschrift für die zum Primärkreislauf gehörenden Teile des nuklearen Dampferzeugungssystems wurden die Regeln der American Society of Mechanical Engineers¹⁶⁵ (ASME-Code) verwendet. Die nach ASME-Code vorgesehenen amerikanischen Werkstoffe wurden teilweise durch europäische Werkstoffe mit vergleichbaren Festigkeitskennwerten ersetzt.

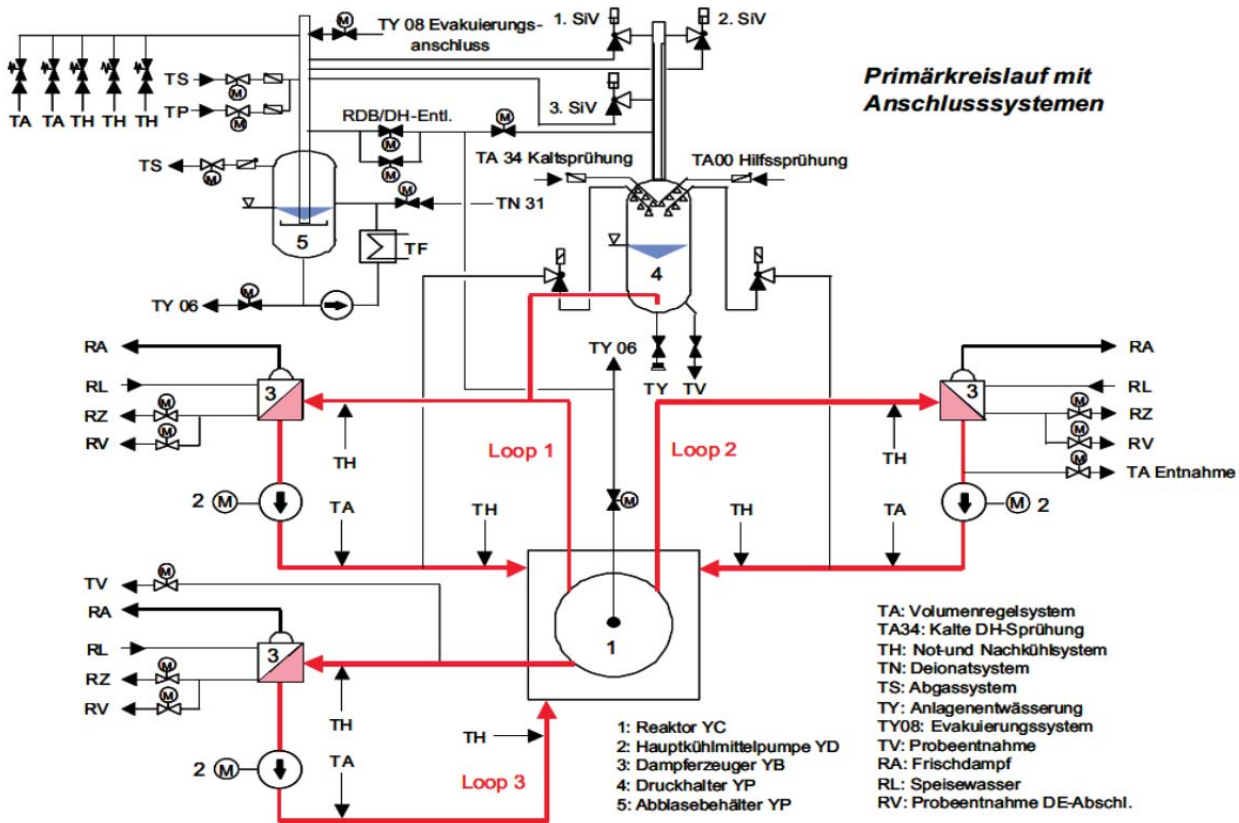


Abbildung 5.3-1: Primärkreislauf mit Druckhalter, Abblasebehälter und Verbindungen zu anderen Systemen

5.3.1 Reaktordruckbehälter und Einbauten

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Hauptaufgabe des Reaktordruckbehälters (RDB) ist die sichere Umschliessung des Reaktorkerns, welche die nukleare Wärmequelle des Kraftwerks darstellt. Der RDB besteht aus einem zylindrischen Behälter mit einem Halbkugelboden und einem verschraubten Deckel.

Der RDB setzt sich aus folgenden Teilen zusammen:

- zwei nahtlos geschmiedete Ringe als zylindrischer Mantel
- oberer Schmiedering mit sechs Kühlmittelstützen
- Halbkugelboden, der sich aus einer Kugelkalotte und einem Bodenzonenring zusammensetzt
- Deckel des Druckbehälters bestehend aus zwei Schmiedestücken
- Flanschring und der Kugelkalotte

Die Kugelkalotte des Deckels nimmt die 52 Stützen für die Steuerstabantriebe und die 8 Stützen für die Kerninstrumentierung auf, die in quadratischer Teilung angeordnet sind. Als Verschlusschrauben für den Reaktordruckbehälterdeckel sind 52 Stiftschrauben mit einer Mittelbohrung für Dehnungsmessungen und Wiederholungsprüfungen vorhanden.

Die Kugelkalotten, nahtlosen Ringe und Hauptkühlmittelstützen wurden aus dem Werkstoff 22NiMoCr37 (ASTM A 508 Class 2) gefertigt. Alle vom Kühlmittel benetzten Flächen des Reaktor-druckbehälters sind mit einem gegen interkristalline Korrosion beständigen austenitischem Werkstoff plattiert.

Angaben des KKG

Erfahrung aus Betrieb und Vorkommnissen

Im Mai 2002 trat eine Dichtungsleckage am RDB-Deckel beim Wiederaufstart nach der Hauptrevision 2002 auf. Ursache war eine Korrosionsnarbe im Dichtungsbereich. Auch wurden weitere lokale Korrosionsstellen in der Deckeldichtung gefunden.

Instandsetzung

2003 wurden die Dichtflächen der Deckeldichtung systematisch auf Vertiefungen untersucht und repariert. 2002 und 2003 wurden lokale Schweissschmelzungen an 10 Bereichen mit Korrosionsspuren an der inneren Deckeldichtung durchgeführt.

Prüfungen

Die Wiederholungsprüfprogramme für den Reaktor-druckbehälter und seine Einbauten sind im KKG in mehreren Komponentenprüfplänen dargelegt. Das KKG listet die im Überprüfungszeitraum durchgeführten Prüfungen auf und bewertet die festgestellten Befunde als nicht sicherheitsrelevant. Die Druckprüfungen des Primärkreislaufes, die gemäss Regelwerk einmal innerhalb von zehn Jahren mit Überdruck durchzuführen sind, waren ohne Befund.

Alterungsüberwachung

Der Stand der Alterungsüberwachung zum Reaktor-druckbehälter sowie der Kerneinbauten wird durch das KKG in separaten Steckbriefen dokumentiert (siehe Tabelle 4.3-2 in Kap. 4.3). Weiterhin sind die für das KKG wesentlichen Ergebnisse, Massnahmen und Erfahrungen der Alterungsüberwachung für den Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 in einem zusammenfassenden PSÜ-Bericht aufgeführt. Weitere zusätzliche Angaben zur Alterungsüberwachung sind in den Unterlagen zur PSÜ dokumentiert.

Als wichtigster Alterungsmechanismus für den Reaktor-druckbehälter (RDB) wird die Materialversprödung durch Neutronenbestrahlung der Werkstoffe in der Kernzone des Behälters (Grund- und Schweißmaterial) angesehen. Als weiterer relevanter Alterungsmechanismus wird vom KKG die Ermüdung in Folge von Betriebstransienten an ausgewählten Tragpratzen und Behälterbolzen genannt. Die Ermüdung wie auch die Versprödung wird vom KKG als unkritisch eingestuft. Das KKG bewertet auch einen durch Prüfung festgestellten Plattierungsfehler am RDB als unbedenklich. Als Folge-massnahme wurde die spezielle Prüfung des Plattierungsfehlers in den Komponentenprüfplan aufgenommen.

Als Alterungsmechanismen von untergeordneter sicherheitstechnischer Bedeutung werden vom KKG der Abrasiv-Gleitverschleiss am Deckelflansch, eine mögliche Säurekorrosion der äusseren ferritischen Oberfläche des RDB und Spannungsrisskorrosion der mediumsberührten Mischnähte aus Nickelbasislegierungen genannt.

Gemäss den Angaben des KKG ergeben sich aus der Bewertung der Alterungsmechanismen des RDB keine ergänzenden Massnahmen. Die etablierten Alterungsmassnahmen werden durch das KKG als ausreichend bewertet.

Die Alterungsüberwachung der Kerneinbauten ist in einem Steckbrief aus dem Jahr 2010 dokumentiert. Im zusammenfassenden PSÜ-Bericht werden vom KKG die Einspannverhältnisse des Kernbehälters im Reaktordruckbehälter diskutiert. Durch eine Optimierung der Auflagegeometrie während der Revision 1990 konnten die vorher beobachteten Verschleissphänomene eliminiert werden. Als weiteres Thema bewertet das KKG die Befunde an den Kernumfassungsschrauben, die auch nach dem Materialwechsel von der Nickelbasislegierung X-750 auf Chromnickelstahl 1.4571 an anderen KWU-Anlagen festgestellt wurden. Im KKG sind bei visuellen Kontrollen Anrisse an der Napfsicherung der Kernumfassungsschrauben festgestellt worden und entsprechend wurde das Prüfintervall im Komponentenprüfplan halbiert. Mit dem erstellten Komponentenprüfplan sind alle offenen Massnahmen für die Kerneinbauten für das KKG abgeschlossen.

Sprödbruchsicherheit

Durch die Bestrahlung des RDB mit schnellen Neutronen (> 1 MeV) versprödet dessen Material. Das Mass für die Bestrahlung mit schnellen Neutronen wird als Neutronenfluenz (Fluenz) bezeichnet. Im RDB sind Materialproben an Stellen mit erhöhtem Neutronenfluss angebracht, um zeitlich voreilend bestrahlt zu werden. Aus den Materialproben werden dann experimentell Materialkennwerte für die Versprödung ermittelt, die einer bestimmten Fluenz zugeordnet werden.

Tabelle 5.3-1: Werte der Sprödbruch-Referenztemperatur an der RDB-Innenwand RT_{NDT} für den Ausgangszustand der RDB-Materialien und den dritten Bestrahlungssatz (54 Vollastjahre entsprechen 60 Betriebsjahren)

Probensatz	0	0	1	2	3	3	3
Fluenz $>1\text{MeV}$ [cm^{-2}]	0	0	4.6 E18	1.1 E19	2.6 E19	2.6 E19	2.6 E19
Vollastjahre	0	0	13	42	> 54	> 54	> 54
Materialzustand	RT_{NDT}	Übergangstemperatur T_{68}				Delta	$RT_{NDT(3)}$
Grundwerkstoff I [$^{\circ}\text{C}$]	-10	-32	-15	-17	0	32	22
Grundwerkstoff II [$^{\circ}\text{C}$]	-15	-35	-12	-20	10	45	30
Schweissgut [$^{\circ}\text{C}$]	-35	-45	-15	-13	-5	40	5

Die Versprödung der RDB-Werkstoffe wird im KKG regelkonform durch Bestrahlungsproben aus dem Grundmaterial und aus dem Schweissgut der Rundnähte verfolgt. Die Versprödung der RDB-Werkstoffe wird bisher klassisch aufgrund der Erhöhung der Referenztemperatur RT_{NDT} und der Ab-

nahme der Hochlagenenergie aus den Kerbschlagzähigkeitskurven als Funktion der Temperatur und Fluenz beurteilt.

Das KKG hat im Rahmen der PSÜ einen zusammenfassenden Bericht über das Bestrahlungsverhalten der RDB-Werkstoffe (Grundmaterial und Schweissmaterial) einschliesslich sicherheitstechnischer Bewertung der Ergebnisse eingereicht. In der Tabelle 5.3-1 sind die Werte für die Referenztemperatur RT_{NDT} für den unbestrahlten und bestrahlten Zustand (60 Jahre Betrieb) dargestellt.

Das KKG ist der Meinung, dass nach heutigem Kenntnisstand die Neutronenversprödung der RDB-Materialien keine einschränkende Auswirkung auf den Reaktorbetrieb für mindestens 60 Betriebsjahre haben wird.

Thermoschock-Störfallanalysen

Für die Bewertung der Sprödbruchsicherheit unter Störfallbedingungen ist der Lastfall PTS (Pressurized Thermal Shock) massgebend. Da sich während des Überprüfungszeitraums keine Änderungen in Bezug auf PTS-Beanspruchung ergeben haben, stützt sich das KKG auf früher durchgeführte Untersuchungen ab (Bericht Siemens-KWU, 1996).

In den durchgeführten PTS-Analysen wurden kalt- und heisseitige Kühlmittelverluststörfälle mit einem Leckquerschnitt von 20 cm^2 bis 200 cm^2 betrachtet. Untersucht wurden Bereiche der Hauptkühlmittelstutzen (Stutzenkante), die die höchsten thermomechanischen Spannungen erfahren, sowie die RDB-Wand auf der Höhe der Oberkante des Reaktorkerns, da dort die Versprödung die höchsten Werte aufweist. Die Berechnungen werden mit einem analytischen Programm ausgeführt, welches Temperaturverläufe, daraus resultierende Spannungen und Spannungsintensitätsfaktoren bestimmt. Ausserdem wurden 2D-Spannungsberechnungen mittels Finite-Elemente-Methode durchgeführt. Für den massgebenden Lastfall wurde zusätzlich eine 3D-Spannungsanalyse ausgeführt.

Im Gegensatz zu den Notkühlanalysen sind bei den PTS-Analysen die heisseitigen Kühlmittelverluststörfälle bei der Beurteilung der Sprödbruchsicherheit entscheidend. Als abdeckend wurde ein Kühlmittelverluststörfall mit 100 cm^2 Leckquerschnitt im heissen Strang der Hauptkühlmittleitungen ermittelt. Als Fehler werden halbelliptische und halbkreisförmige Risse an der Stutzenkante sowie an der Schweissnaht und im Grundmaterial der RDB-Wand postuliert. Als zulässige maximale Referenztemperatur RT_{PTS} wurde mit der vereinfachten Berechnung ein Wert von 45 °C bestimmt. Für die Betriebsdauer von 60 Jahren (Fluenz = $2,6 \cdot 10^{19} \text{ cm}^{-2}$) beträgt der aus den Bestrahlungsproben ermittelte Wert der Referenztemperatur für den in der Versprödung führenden Grundwerkstoff II 30 °C (siehe Tab. 5.3-1). Somit konnte das KKG zeigen, dass ein deutlicher Abstand zur zulässigen maximalen Referenztemperatur RT_{PTS} besteht.

Die Verifizierung der Ergebnisse mit einer 3D-Spannungsanalyse ergab einen Wert für die zulässige maximale Referenztemperatur RT_{PTS} von 60 °C . Das zeigt, dass die vereinfachte Berechnung konservativ ist.

Als ergänzende Massnahmen wurden zerstörungsfreie Prüfungen in dem am stärksten von PTS gefährdeten Bereich durchgeführt. Ultraschall- und Wirbelstrommessungen ergaben, dass an den Oberflächenbereichen unterhalb der Stutzen keine bewertungspflichtigen Anzeigen vorliegen.

Auf Basis systemtechnischer Analysen legt das KKG dar, dass bestimmte Störfallszenarien im KKG nicht relevant sind. Dies betrifft beispielweise Kalteinspeisung unter sehr hohem Druck. Weiter wird angeführt, dass die Annahme einer fehlenden Durchmischung von eingespeisten Kühlmittel mit dem Reaktorwasser inzwischen als unrealistisch widerlegt sei.

Zusammenfassend kommt das KKG zum Ergebnis, dass die Integrität des RDB auch unter PTS-Störfallbedingungen für 60 Betriebsjahre gewährleistet ist.

Ermüdung

Am RDB gibt es mehrere Komponenten, für die bei der Auslegung Ermüdung als relevanter Schadensmechanismus angesehen wurde. Die höchste Ermüdungsausnutzung tritt an der Verschraubung vom RDB-Deckel in Höhe der Trennfuge auf. Die aktuelle Ausnutzung gemäss Ermüdungsbericht beträgt mit Stand 2009 24 % und gemäss Systemhandbuch 21 % in 2004. Die Extrapolation auf 60 Betriebsjahre bleibt damit unter 50 %. An weiteren Stellen (RDB-Schrauben, Tragpratzen und Flansch) sind mit Stand 2009 Auslastungen zwischen 11 % und 19 % vorhanden.

Am RDB-Unterteil ist die für die Ermüdung relevante Stelle an der Querverbindungsnaht zwischen Behälterflansch und Tragpratze. Der aktuelle Ausnutzungsfaktor beträgt 11 %. An den Stützen und Stützenkanten beträgt die Ermüdungsausnutzung gemäss Auslegung nur 4 %.

Der RDB-Deckel erreicht gemäss Auslegung einen maximalen Ausnutzungsfaktor von 13 % an den Kanten der Deckelinnenfläche sowie an den Bohrungen für die Kerninstrumentierungsstützen. Der Ausnutzungsfaktor gemäss Auslegung an den Deckelflanschdichtflächen beträgt 28 %.

Von den Kerneinbauten sind lediglich Schraubenverbindungen durch strömungsinduzierte Vibrationen potenziell ermüdungsgefährdet. Entsprechende Schäden sind von ausländischen Anlagen bekannt. KWU-Anlagen sind davon bisher nicht betroffen und es gibt bisher keine Hinweise auf solche Schäden im KKG.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Als Beurteilungsgrundlage für die Instandsetzung und Alterungsüberwachung während des PSÜ-Überprüfungszeitraums wurden die Richtlinien HSK-R-18 und HSK-R-51 berücksichtigt. Bezüglich des derzeitigen Stands der Instandhaltung bezieht sich das ENSI auf die Richtlinie ENSI-B06. Die Anforderungen für die Prüfungen sind in der SVTI-Festlegung NE-14 definiert. Für die Alterungsüberwachung gelten auch die Grundsätze der IAEA.¹⁶⁶

Das Vorgehen bei der Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen des RDB ist im kerntechnischen Regelwerk und internationalen Standards geregelt^{167,168,169,170}. International wird in den letzten Jahren zunehmend auch das Masterkurven-Konzept nach ASTM E 1921¹⁷¹ angewandt.

Als internationaler Stand auf dem Gebiet der Thermoschock-Spannungsanalysen können folgende Standards angesehen werden: 10 CFR 50.61a¹⁷², USNRC Reg.-Guide 1.154¹⁷³ und NUREG-1806.¹⁷⁴ Einen Überblick über die internationale Praxis enthält NEA-CSNI-R99-3.¹⁷⁵

Beurteilung des ENSI

Instandsetzung

Das ENSI betrachtet den Entscheid des KKG, die inneren Dichtflächen des RDB-Flansches sofort nach Erkennen der Undichtigkeit instand zu setzen, als korrektes Vorgehen. Durch die Doppeldichtung des RDB-Flansches kommt es bei einem Versagen der inneren Dichtung noch nicht zu einer Primärkühlmittelleckage, da die äussere Dichtung dann ihre Funktion übernimmt.

Als Ursache für die Korrosionsnarben auf den Dichtflächen hat das KKG Hilfsstoffe mit unzulässig hohem Anionengehalt identifiziert und diese von der weiteren Verwendung ausgeschlossen. Aus

Sicht des ENSI wird auch in Zukunft eine regelmässige sorgfältige Inspektion der Deckeldichtflächen von Bedeutung sein, da der Eintrag von unzulässigen Stoffen auf entsprechend empfindlichen Oberflächen noch viele Jahre nachwirken kann.

Prüfungen

Dem ENSI liegen die Wiederholungsprüfprogramme für den RDB und seine Einbauten nur teilweise vor (siehe Forderung 4.3-3). Für die Gestaltung der Wiederholungsprüfprogramme ist neben der Erfüllung der formellen Anforderungen insbesondere der Einbezug eigener Befunde und der internationalen Erfahrung von Bedeutung. Aus diesem Grunde sind der Befund des Plattierungsschadens und die potenziell schadensanfälligen Kernbehälterschrauben, Kernumfassungsschrauben und Brennelement-Zentrierstifte sowie einige von Abrieb betroffene Stellen speziell im Wiederholungsprüfprogramm erfasst.

Im Überprüfungszeitraum fand zweimal eine Wiederholungsdruckprüfung des Reaktorkühlsystems statt. Dabei musste die Druckprüfung von 1998 zweimal durchgeführt werden, da sich beim ersten Versuch eine Leckage an einem Messumformer entwickelte, die zu einer Freisetzung von 7 m³ Primärwasser innerhalb des Containments führte. Der zweite Versuch und auch die Druckprüfung 2005 nach den Umbauten im Rahmen des PISA-Projektes verliefen erfolgreich und ergaben keine Leckagen. Der Prüfüberdruck betrug jeweils 227,5 bar (1,3-facher Auslegungsüberdruck) bei einer Prüftemperatur von rund 80 °C.

Alterungsüberwachung

Die beim KKG aufgebaute systematische Alterungsüberwachung für den Reaktordruckbehälter entspricht grundsätzlich den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51. Insbesondere begrüsst das ENSI, dass das KKG im Laufe mehrerer Überarbeitungen inzwischen eine detaillierte Dokumentation zur Alterungsüberwachung des RDB erstellt hat. Insbesondere hat das KKG die Schadensfälle in anderen Anlagen bewertet und daraus die eigenen Schlussfolgerungen für die Alterungsüberwachung dokumentiert.

Das ENSI kann aber nicht alle Schlussfolgerungen nachvollziehen, dies betrifft insbesondere die Einstufung der PWSCC-Thematik (Primärwasser-Spannungsrissskorrosion) als nur potenziell relevanter Alterungsmechanismus. Das ENSI stimmt der Einschätzung des KKG zu, dass Faktoren wie eine durchgeführte Schlussglühung und fehlende Reparaturschweissungen sich günstig auf die Anfälligkeit gegenüber PWSCC auswirken. Nach Einschätzung des ENSI zeigen aber aktuelle Schadensfälle durch PWSCC sehr lange Initiierungszeiten. Weiterhin stellt die Detektierung von kleinen Rissen eine Herausforderung an die eingesetzte Prüftechnik dar. Daher lässt sich aus der bisherigen guten Betriebserfahrung beim KKG nicht generell ableiten, dass für den zukünftigen Betrieb keine ergänzenden Massnahmen in Zusammenhang mit der PWSCC-Thematik nötig werden. Die PWSCC-Thematik wird bereits in Kapitel 4.3 angesprochen, das ENSI erwartet eine zusammenfassende Beurteilung der PWSCC-Thematik für die Nickelbasislegierungen beim KKG im Rahmen der Umsetzung der Forderung 4.3-2.

Der Stand der Alterungsüberwachung zu den Kerneinbauten wird in einem Steckbrief aus dem Jahr 2010 dokumentiert. In den KKG-Unterlagen zur PSÜ werden aktuelle Schäden z. B. an Kernumfassungsschrauben in anderen Anlagen wie auch Schäden an KKG-Napfsicherungen angesprochen. Das KKG hat das Prüfintervall für die visuellen Prüfungen deshalb halbiert. Für die Reaktoreinbauten

erwartet das ENSI im Rahmen der Forderungen 4.3-1 und 4.3-2 eine werkstoffkundliche Bewertung der Befunde in anderen Anlagen und eine Beurteilung der Übertragbarkeit auf die Situation im KKG.

Sprödbruchsicherheit

Gemäss den Angaben in Tabelle 5.3-1 wird als maximale Sprödbruch-Referenztemperatur RT_{NDT} für den dritten Bestrahlungssatz (entspricht > 60 Betriebsjahren) für den in der Versprödung führenden Grundwerkstoff II ein Wert von 30 °C erreicht. Dieser Wert erfüllt die Anforderungen für die Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen der Reaktordruckbehälter gemäss KTA-Regel 3203. Damit sind gute Voraussetzungen für einen Langzeitbetrieb des KKG hinsichtlich Sprödbruchsicherheit des RDB gegeben.

In den letzten Jahren wurden in der Schweiz technische Kriterien für den Langzeitbetrieb entwickelt. Es gelten insbesondere die Anforderungen von Art. 44 KEV und der zugehörigen Verordnung über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (UVEK-Verordnung SR 732.114.5). In dieser Verordnung wird unterschieden, ob eine Ausserbetriebnahme wegen Auslegungsfehlern oder wegen Alterungsschäden zu erfolgen hat. Bei Feststellung von Alterungsschäden ist das Kernkraftwerk unverzüglich vorläufig ausser Betrieb zu nehmen, wenn u. a. folgende Kriterien erfüllt sind:

- Versprödung Reaktordruckbehälter (RDB): Justierte Sprödbruch-Referenztemperatur für eine Tiefe von einem Viertel der Wanddicke RDB grösser als 93 °C oder Betrag der Kerbschlagarbeit in der Temperaturhochlage kleiner als 68 J.

Um zu überprüfen, dass die Grenzwerte für die RDB-Versprödung nicht erreicht werden, sind die Referenztemperaturen gemäss Reg.-Guide 1.99 Rev. 2 zu bestimmen. Insbesondere ist dabei eine Sicherheitsmarge zu berücksichtigen, die die Streuungen der Messwerte abdeckt. Die Daten der Bestrahlungssätze des KKG sind bisher nicht nach diesem Vorgehen ausgewertet worden.

Forderung 5.3-1:

Das KKG wird aufgefordert, die Daten der Bestrahlungssätze gemäss dem Vorgehen des Reg.-Guide 1.99 Rev. 2. auszuwerten und zu überprüfen, dass die Grenzwerte für die Sprödbruchsicherheit des RDB in der UVEK-Verordnung SR 732.114.5 nicht erreicht werden. Über die Ergebnisse ist das ENSI bis 31. Dezember 2012 in einem Bericht zu informieren.

Es ist international anerkannt, dass die Auswertung der Materialdaten der Bestrahlungsproben nach dem klassischen RT_{NDT} -Verfahren zu konservativen Ergebnissen führt. Die Höhe der Sicherheitsmargen lässt sich jedoch aus diesem Verfahren nicht ableiten. Seit der Einführung der amerikanischen Prüfnorm ASTM E 1921 steht ein genormtes Prüfverfahren zur Verfügung, das die direkte Bestimmung von Bruchzähigkeiten an kleinen Biegeproben gestattet. Das Verfahren ermöglicht alternativ zur klassischen Methode die Bestimmung einer Übergangstemperatur T_0 nach dem Masterkurven-Konzept, aus der dann die Referenztemperatur RT_{T_0} bestimmt werden kann.

Das KKG beteiligt sich am Projekt CARINA des VGB, das eine Erweiterung der Datenbasis für bruchmechanische Kennwerte bestrahlter deutscher RDB-Werkstoffe (Anwendung des Masterkurven-Konzept, Bestimmung der Referenztemperatur RT_{T_0}) zum Ziel hat. Das KKG hat bruchmechanische Biegeproben pro Bestrahlungs- und Materialzustand für die Untersuchungen zur Verfügung gestellt. Das ENSI begrüsst die Beteiligung vom KKG am Projekt CARINA. Die Ergebnisse aus diesem Projekt gestatten eine Überprüfung und sicherheitstechnische Bewertung der bisherigen Ergebnisse aus dem Bestrahlungsprogramm im KKG.

Thermoschock-Störfallanalysen

Zum Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der thermohydraulischen Analyse gehört die Anwendung von speziellen Berechnungscodes (z. B. S-RELAP5, CATHARE, TRACE) in Verbindung mit einem speziellen Programm zur Beschreibung von lokalen Mischvorgängen (z. B. KWU-MIX, GRS-MIX, REMIX). Im Bereich der Ermittlung der sich ausbildenden Temperaturfelder und der daraus resultierenden mechanischen Beanspruchungen ist die Durchführung von 3D-Finite-Elemente-Analysen (FEA) Stand der Technik. Die Berechnung von Spannungsintensitätsfaktoren durch diskrete Modellierung des Risses im FEA-Netz stellt eine bruchmechanische Methode mit hoher Genauigkeit dar. Üblicherweise sind mindestens drei verschiedene Risstiefen zu untersuchen.

Das KKG hat im Rahmen der PSÜ einen Übersichtsbericht eingereicht, der sich auf Ergebnisse früherer Analysen abstützt (1996). Nach Prüfung der Unterlagen kommt das ENSI zum Schluss, dass das Vorgehen vom KKG zur thermohydraulischen Analyse, zur Ermittlung der Temperaturfelder, zur Berechnung der mechanischen Beanspruchungen, sowie der bruchmechanischen Analysen nur teilweise dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht. Neben der RDB-Wandung im Kernbereich ist mindestens auch ein Eckriss in der Stützenkante zu betrachten. Eine Beanspruchungsermittlung in diesem Bereich ohne entsprechende moderne Berechnungsverfahren ist mit erheblichen Unsicherheiten belastet. Die vereinfachende Anwendung von 2D FEA lässt keine Bestimmung der Spannungen am Stützen zu. Die Anzahl der betrachteten Störfallszenarien und der postulierten Rissgrößen ist zu erweitern. Insbesondere fehlt die Betrachtung von Kleinleckagen (z. B. 3 cm² Querschnitt), welche in den letzten Jahren mehr in den Vordergrund gerückt sind.

Ob die Anwendung vereinfachter Berechnungsmethoden (2D FEA mit grober Diskretisierung) zur Beanspruchungsermittlung tatsächlich konservativ ist, ist nicht ohne weiteres offensichtlich. Die zeitlich veränderliche Temperaturbelastung führt zu komplexen Temperaturfeldern. Die entstehenden mechanischen Spannungen und daraus resultierenden Spannungsintensitätsfaktoren postulierter Risse hängen vor allem von den Temperaturgradienten im Material ab.

Als zulässige Sprödbruch-Referenztemperatur RT_{PTS} wurde mit den vereinfachten Rechenverfahren ein Wert von 45 °C ermittelt. Dieser Wert der Versprödung wird erst nach mehr als 60 Betriebsjahren erreicht werden. Der zulässige Wert RT_{PTS} wurde so berechnet, dass sich die Bruchzähigkeits- und Beanspruchungskurve nicht schneiden. Somit besteht auch für den Langzeitbetrieb eine ausreichende Sicherheitsreserve zur Gewährleistung der Strukturintegrität des RDB bei PTS-Störfallbelastung.

Forderung 5.3-2:

Das KKG wird aufgefordert, die bisher durchgeführten PTS-Analysen gemäss dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu aktualisieren. Insbesondere ist der Lastfallkatalog zu erweitern (Kleinleckagen bis zu 3 cm²). Die Konservativität der Berechnungen der Temperaturfelder und mechanischen Beanspruchungen ist mit Hilfe von ausreichend fein diskretisierten 3D-Finite-Elemente-Analysen zu verifizieren. Als Fehler sind gemäss Stand von Wissenschaft und Technik mindestens drei verschiedene Risstiefen (üblich sind 4, 8 und 12 mm) zu postulieren, sowohl an der Stützenkante als auch für die RDB-Wand auf Höhe des Reaktorkerns. Für Lage, Form und Mindestabmessungen der Fehlerpostulate sind die entsprechenden Vorschriften der einschlägigen nuklearen Regelwerke anzuwenden. Die Ergebnisse sind bis zum 31. Dezember 2013 dem ENSI in einem Bericht vorzulegen.

Ermüdung

Für den RDB und die RDB-Einbauten existieren nur relativ wenige Bereiche, die von Ermüdung betroffen sind. Die höchsten Ermüdungsgrade weisen die Verschraubungen von Deckel und RDB-Unterteil auf mit aktuellen Werten von maximal 24 %. Die Extrapolation auf 60 Betriebsjahre bleibt damit unter einem Wert von 50 %. An den Einbauten ist die grösste Ermüdungsgefährdung an der oberste Reihe der Kernumfassungsschrauben zu erwarten. Es gibt jedoch für das Auftreten von Ermüdungsschäden keine Befunde oder Hinweise.

Das ENSI kommt in seiner Bewertung der Ermüdungsüberwachung zu dem Schluss, dass für den RDB und seine Einbauten zurzeit keine weitergehenden Massnahmen erforderlich sind. Die bisherigen Überwachungsmassnahmen sind beizubehalten.

5.3.2 Reaktorkühlkreislauf und Hauptkühlmittelpumpen

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Der Reaktorkühlkreislauf (System YA) beinhaltet die Verbindungsleitungen zwischen Reaktor und Dampferzeuger, Dampferzeuger und Hauptkühlmittelpumpe (HKMP) sowie HKMP und Reaktor. Die Hauptkühlmittelleitungen sind für einen Überdruck von 175 bar und eine Temperatur von 350 °C ausgelegt. Es handelt sich um gerade nahtlose Rohre bzw. aus zwei Halbschalen bestehende längsgeschweisste geschmiedete Rohrbögen aus ferritischem Material. Auslegungsgrundlage für die Bemessung der Rohrleitungsteile und die Spannungs- und Ermüdungsanalyse der Rohrleitungen ist der ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Subsection NB-3600.

Das System YD besteht im Wesentlichen aus den drei Hauptkühlmittelpumpen, die das Reaktorkühlmittel vom Dampferzeuger ansaugen und zum Reaktorbehälter fördern. Sie laufen mit einer Drehzahl von 1490 U/min und werden von luftgekühlten Asynchronmotoren angetrieben. Die Nennleistung der Motoren beträgt je 9200 kW bei 5100 kW Leistungsbedarf einer Pumpe im Normalbetrieb.

Der maximale Überdruck gemäss Auslegung beträgt 175 bar bei maximal 350 °C. Das Gehäuse der Hauptkühlmittelpumpen besteht aus Stahlguss, wobei die mit Kühlmittel in Berührung kommenden Flächen mit Chromnickelstahl plattiert sind. Als wesentliche Bestandteile der Pumpen sind Laufrad, Pumpenwelle, Lagerwelle, Dichtungsgehäuse und Dichtungsgehäusedeckel aufzuführen. Die Auslegungsgrundlage ist der ASME Boiler and Pressure Vessel-Code, Section III.

Angaben des KKG

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Im Überprüfungszeitraum wurden folgende Vorkommnisse registriert:

- Vorkommnis 2000-03: Borspuren an Mess- und Nachfüllleitungen der Nachrüstung „HKL Loop Niveau Messung“
- Vorkommnis 2005-14: Leckage am Messumformer 3YA30 P051 für Primärkreisdruck
- Vorkommnis 2006-06: Ausfall der Hauptkühlmittelpumpe YD 30 D001 über Differenzialschutz des Motors

Zu den Hauptkühlmittelpumpen lagen 10 externe Erfahrungsmeldungen vor, die aber keine Massnahmen im KKG notwendig machten.

Instandsetzung

Im Überprüfungszeitraum wurden an den Hauptkühlmittelpumpen folgende wichtige Instandhaltungstätigkeiten durchgeführt, wobei der grösste Aufwand die Wartung der Radial- und Axiallager der Hauptkühlmittelpumpen betraf:

- Revision der Axiallager: Die Lagersegmente werden bei geringsten Anzeichen von Verschleiss ersetzt.
- Dichtungskontrolle: Die Dichtungen werden bei geringsten Verschleiss Spuren ausgetauscht.
- Wartung, Reinigung und Revision der Filter, Abscheider, Separatoren, Pumpen und Ölbehälter des Ölsystems: Es wurden nur leichte Verschmutzungen festgestellt.
- periodische Inspektionen der Armaturen gemäss Langzeitplanung und Ersatz von Verschleiss-teilen, die zu keinen Folgemassnahmen führten
- Ersatz der Verschraubungsdichtungen der Messumformer nach den Prüfungen

Prüfungen

Die Wiederholungsprüfprogramme für die Hauptkühlmittelleitungen (System YA) und für die Hauptkühlmittelpumpen (System YD) sind im KKG in zwei Komponentenprüfplänen dargelegt. Der Betreiber listet die gemäss diesen Programmen im Überprüfungszeitraum bzw. im dritten 10-Jahresintervall durchgeführten Prüfungen auf. Besondere Befunde waren vor 2005 die Rissanzeigen am YPS-Stützen (Druckhalterverbindungsrohr zur HKM-Leitung), welcher dann im Rahmen des PISA-Projektes ersetzt wurde, und 2008 neu entdeckte Rissbefunde an der Bundhülsenbefestigung der Gehäusedeckel der Hauptkühlmittelpumpen, für welche die Sanierung eingeleitet ist. Die übrigen Prüfungen waren ohne Befund.

Alterungsüberwachung

Der Stand der Alterungsüberwachung zum Reaktorkühlkreislauf sowie den Hauptkühlmittelpumpen werden durch das KKG in separaten Steckbriefen aus dem Jahr 2010 dokumentiert (siehe Tabelle 4.3-1 in Kap. 4.3). Weiterhin sind die für das KKG wesentlichen Ergebnisse, Massnahmen und Erfahrungen der Alterungsüberwachung für den Überprüfungszeitraum der PSÜ in einem zusammenfassenden Bericht aufgeführt.

Das KKG beurteilt für den Reaktorkühlkreislauf vor allem Ermüdung an Rohrbögen und Stützen als wichtigen Alterungsmechanismus. Weiterhin geht das KKG für die Kleinleitungen von möglicher Spannungsrisskorrosion und Ermüdung in Folge von Strömungsvibrationen aus. Das KKG sieht für den Reaktorkühlkreislauf als Ergebnis der spezifischen Alterungsüberwachung keine ergänzenden Massnahmen.

Für die Hauptkühlmittelpumpen führt das KKG für die diversen Komponenten der Pumpen die Alterungsmechanismen auf, die zu berücksichtigen sind. Als wesentlich wird für die Pumpenkomponenten Ermüdung genannt, weiterhin wird auf mögliche Spannungsrisskorrosion an Kleinleitungen hingewiesen.

Im zusammenfassenden PSÜ-Bericht geht das KKG auf ausgewählte Aspekte ein. Dabei erwähnt das KKG, das in einem speziellen Prüfprogramm alle Schweissnähte der Hauptkühlmitteleitung auf Oberflächenrisse hin geprüft wurden. Mit Abschluss des Programms 2007 bestätigt das KKG die Rissfreiheit der Schweissnahtoberflächen. Damit sind für das KKG alle ergänzenden Massnahmen abgeschlossen.

Das KKG fasst in der Bewertung zum aktuellen Status die Befunde an den Wellen der Hauptkühlmittelpumpen zusammen. An der Welle der Hauptkühlmittelpumpe 10 ist es Mitte der 80er Jahre zu einem Ermüdungsbruch gekommen. Der Riss ging von einer konstruktiv ungünstig ausgeführten Stelle aus. Im Jahr 1994 wurden alle drei Hauptkühlmittelwellen durch eine optimierte Läuferkonstruktion ersetzt, dabei wurden an allen ausgebauten Wellen Anrisse festgestellt. An den neu eingebauten Wellen mit geänderter Konstruktion wurden bisher keine Rissanzeigen festgestellt. Für das KKG sind alle ergänzenden Massnahmen abgeschlossen.

Ermüdung

Die Ermüdungsproblematik am Läufer der Pumpenwellen wurde durch Ersatz mit konstruktiv verbesserten Design und Schwingungsüberwachung entschärft. An den Pumpen sind folgernde Komponenten bzw. Bestandteile potenziell von Ermüdung bedroht:

- Schweissnähte, insbesondere die Anschlussnähte von Kleinleitungen, aufgrund von Eigenstressungen
- Schrauben am Radiallager, falls unzulässige Toleranzen oder Montagefehler auftreten
- Teile der Kupplung
- Zubehörteile von Teilsystemen, die nicht entdeckte Fehlstellen enthalten oder unter ungünstiger Fahrweise betrieben werden

Alle genannten potenziell gefährdeten Komponenten sind bisher ohne Befunde. Gemäss Ermüdungsbericht beträgt die höchste Ermüdungsausnutzung der HKMP an der rechnerisch massgeblichen Stelle (Stiftschraube zwischen Dichtgehäuse und Dichtdeckel) 8 %. Auf 60 Betriebsjahre extrapoliert ergibt sich ein Wert von 17 %.

Die höchste Ermüdungsausnutzung am Kühlkreislauf tritt auslegungsgemäss an den Mischnähten des YPS-Safe-Ends mit 100 % auf. Gemäss Ermüdungsbericht betragen die aktuellen Ausnutzungsgrade an den beiden führenden Stellen (Hutze und Stutzen der Volumenausgleichsleitung) 30 % sowie 41 %. Nach 60 Betriebsjahren ergeben sich damit extrapolierte Werte von 65 % sowie 87 %. Am Rohrbogen beträgt gemäss Spannungsanalyse die Ausnutzung maximal 14 %. An weiteren potenziell durch strömungsinduzierte Vibrationen ermüdungsgefährdeten Kleinleitungen sind keine Befunde bekannt.

Die Hauptkühlmitteleitungen werden mit dem Ermüdungs-Überwachungssystem „Thermische Transienten Erfassungssystem“ (TTES) permanent auf das Auftreten von Transienten überwacht. Dadurch können auch potenzielle, nicht von der Auslegung erfasste Transienten registriert werden. Zusammenfassend kommt das KKG zum Ergebnis, dass die auf 60 Betriebsjahre hochgerechnete Ermüdungsausnutzung keine sicherheitstechnische Bedenken oder Einschränkungen für den Langzeitbetrieb des Kraftwerks bedeuten.

Leck-vor-Bruch-Nachweis für die Hauptkühlmittelleitung

Der Leck-vor-Bruch-Nachweis für die Hauptkühlmittelleitung konnte 2005 vom KKG vollständig gemäss den Anforderungen des nuklearen Regelwerks erbracht werden.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Als Beurteilungsgrundlage für die Instandsetzung und Alterungsüberwachung während des PSÜ-Überprüfungszeitraums wurden die Richtlinien HSK-R-18 und HSK-R-51 berücksichtigt. Bezüglich des derzeitigen Stands der Instandhaltung bezieht sich das ENSI auf die Richtlinie ENSI-B06. Die Anforderungen für die Prüfungen sind in der SVTI-Festlegung NE-14 definiert. Für die Alterungsüberwachung gelten auch die Grundsätze der IAEA.¹⁶⁶

Als Grundlagen für die Bewertung der Ermüdung können folgende Regelwerke betrachtet werden: ASME-Code Section III, Subsection NB-3222.4 & Appendix I¹⁷⁶, ASME-Code Section XI¹⁷⁷, 10 CFR 50.54¹⁷⁸, NUREG-1800¹⁷⁹.

Als internationaler Stand der Technik für die Leck-vor-Bruch-Nachweise können die folgenden Codes und Standards angewendet werden: NUREG-0800¹⁸⁰, NUREG-1061¹⁸¹, 10 CFR 50¹⁸² und USNRC Reg.-Guide 1.45¹⁸³.

Beurteilung des ENSI

Instandsetzung

Die Instandsetzungen an Rohrleitungen beschränkte sich auf Kleinleitungen (Messumformer, Rückbau der Niveaumessleitungen der Hauptkühlmittelleitung) und den Austausch des YPS-Stützens (siehe Druckhaltesystem). Diese Instandsetzungen waren schadensbedingt. Bei den Hauptkühlmittelpumpen werden regelmässige Instandsetzungstätigkeiten mit dem Austausch von Verschleissteilen durchgeführt. Im Überprüfungszeitraum kam es zu einem Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe, der auf einen Fehler an einer elektrischen Klemmverbindung zurückzuführen war. Eine wichtige Instandsetzung für die Hauptkühlmittelpumpen musste vom KKG nach Ende des Überprüfungszeitraums eingeleitet werden, da Risse im Bereich der Bundhülsenverschraubung der Pumpendeckel entdeckt wurden. Diese Instandsetzungsmassnahme wird vom ENSI in der Aufsicht begleitet. Die Instandsetzungsmassnahmen des KKG werden vom ENSI als ausreichend betrachtet.

Prüfungen

Die Wiederholungsprüfprogramme für die Hauptkühlmittelleitungen und die Hauptkühlmittelpumpen liegen dem ENSI nicht vor (siehe Forderung 4.3-3). Nach Überprüfung durch den Sachverständigen wurden die entsprechenden Prüfpläne zeitgerecht erfüllt.

Alterungsüberwachung

Im Jahr 2008 wurden unerwartet Rissanzeigen im KKG an einem Dichtungsgehäuse der Hauptkühlmittelpumpe gefunden. In dem aktuell überarbeiteten Steckbrief werden die Rissanzeigen an den Hauptkühlmittelpumpen-Dichtungsgehäusen berücksichtigt sowie auch Risse an der Verschraubung der Bundhülsen und auch Anrisse im Dichtungsgehäuse an vergleichbaren Anlagen diskutiert. Das KKG hat die Hauptkühlmittelpumpen-Dichtungsgehäuse in der Hauptrevision 2011 ausgetauscht. Das ENSI hat den Austausch mit einem Freigabeverfahren begleitet. Die Inbetriebnahme wurde mit ENSI-Brief¹⁸⁴ freigegeben.

Ermüdung

Der Ermüdungsausnutzungsgrad der Hauptkühlmittelpumpen ist relativ gering und beträgt gemäss eingereichten Unterlagen aktuell maximal 8 %. Zur Bestimmung der Ausnutzung dienen dafür durchgeführte Berechnungen.

Die Hauptkühlmittelleitungen werden überwiegend durch die Betriebstransienten auf Ermüdung beansprucht. Die ermittelten Ausnutzungsgrade basieren auf den Auslegungsdaten und erreichen nach 60 Jahren Betrieb relativ hohe aber zulässige Werte. Die kritischen Stellen erreichen nach 60 Betriebsjahren eine Ermüdungsausnutzung von 65 % bzw. 87 %. Die Beanspruchungen an den Hauptkühlmittelleitungen werden im Rahmen der Transientenüberwachung permanent aufgezeichnet, wodurch die Ermüdungsausnutzung regelmässig aktualisiert wird. Bei den Stellen mit der höchsten Ermüdungsausnutzung handelt es sich um die Mischnähte des Safe-Ends, welche regelmässig im Rahmen des Wiederholungsprüfprogrammes überwacht werden.

Das ENSI schliesst sich der Bewertung des KKG an und sieht bisher keine sicherheitstechnischen Bedenken für den Langzeitbetrieb durch Ermüdung.

Es ist jedoch auch eine Ermüdung zu berücksichtigen, die schwer oder nicht im Rahmen der Transientenbuchhaltung erfassbar ist. Dies zeigte zum Beispiel der Ermüdungsbruch der Pumpenwelle vor dem Überprüfungszeitraum, welcher durch hochzyklische Beanspruchungen (Vibrationen) verursacht wurde. Ein weiteres Beispiel sind die nach dem Überprüfungszeitraum in 2008 festgestellten Schäden am Pumpendeckel. Regelmässige Inspektionen im Rahmen der Wiederholungsprüfprogramme sind demnach weiterhin kontinuierlich durchzuführen.

Leck-vor-Bruch-Nachweis für die Hauptkühlmittelleitung

Zur Erfüllung einer Pendeiz der PSÜ von 1998 wurden in den Jahren 2002 bis 2004 umfangreiche Berechnungen zum Leck-vor-Bruch-Nachweis bei der HSK eingereicht und entsprechende zerstörungsfreie Prüfungen durchgeführt. Analysiert wurden u. a. Herstellungsqualität, Ergebnisse der zerstörungsfreien Prüfungen, Werkstoffverhalten bei unterschiedlichen Leckgrössen sowie diverse Sensitivitätsanalysen und Verifikationen. Ziel war es, das im nuklearen Regelwerk spezifizierte Bruchausschlussverfahren für die Hauptkühlmittelleitung, das den Leck-vor-Bruch-Nachweis beinhaltet, vollumfänglich durchzuführen. Der Nachweis für Bruchausschluss für die Hauptkühlmittelleitung konnte vom KKG vollständig und gemäss den Anforderungen des nuklearen Regelwerks erbracht werden. Der Nachweis wurde von der HSK anerkannt.

5.3.3 Druckhaltesystem

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Das Druckhaltesystem (System YP) besteht im Wesentlichen aus dem Druckhalter, der Druckhalterprüfung, der Druckhalterheizung, den Druckhalter-Sicherheitsventilen (SIV) mit den Steuerventilen zur Druckabsicherung, den Steuerventilen zur Druckentlastung (PDE-Steuerventile) und dem Abblasebehälter.

Das Druckhaltesystem dient dazu,

- den im gesamten Primärsystem für den Normalbetrieb erforderlichen Druck aufzuprägen,

- die durch Laständerungen der Anlage bedingten Volumenschwankungen des Kühlmittels im Reaktor- und Reaktorkühlsystem ohne wesentliche Druckänderungen auszugleichen,
- bei grösseren Druckerhöhungen im Primärsystem dieses über die Druckhaltersicherheitsventile abzusichern und die dabei abgeblasene Dampfmenge im Abblasebehälter zu kondensieren (Druckabsicherung: 1. SIV bei 171 bar Überdruck, 2. SIV bei 185 bar Überdruck, 3. SIV bei 190 bar Überdruck)
- bei auslegungsüberschreitenden Störfällen den Druck im Primärkreissystem langfristig auf den Einspeisedruck des Niederdrucknachkühlsystems abzusenken.

Der Druckhalter besteht aus einem zylindrischen Mittelteil und halbkugelförmigen Boden und Deckel aus Stahl 20MnMoNi55. Er ist ausgelegt für einen Druck von 175 bar und eine Temperatur von 362 °C.

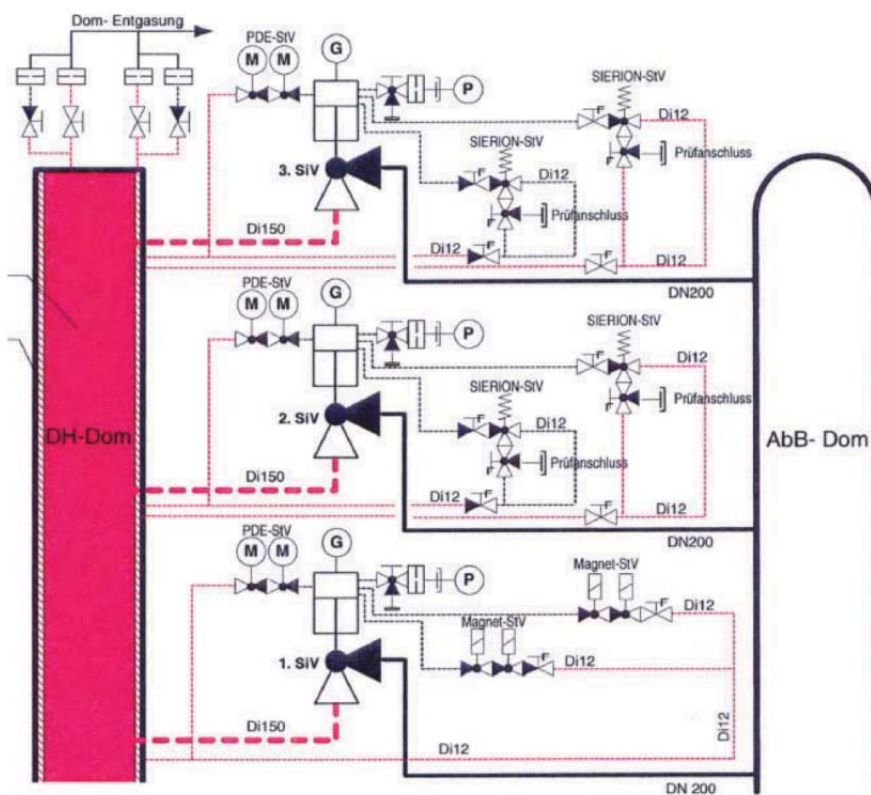


Abbildung 5.3-2: Druckhalter-Ventilstation, schematische Darstellung der DH-Sicherheitsventile mit Vorsteuerventilen, Druckbegrenzung und primärseitiger Druckentlastung

Angaben des KKG

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Insgesamt wurden 20 externe Erfahrungsmeldungen bewertet, davon lösten drei Ereignisse Massnahmen im Bereich des Druckhaltesystems des KKG aus (Überprüfung Hinterschnittanker, Änderung der Sprüheinrichtung und Steuerventile im Rahmen von PISA).

Im September 2007 wurden Montagemängel an den Hinterschnittankern festgestellt, mit denen auch Befestigungen von Komponenten des Druckhaltesystems montiert waren (siehe Kap. 5.2.3). Die Überprüfung ergab, dass lediglich bei drei Ankern die volle Tragfähigkeit nicht gegeben war. Diese Abweichung wurde vom KKG als sicherheitstechnisch nicht relevant eingestuft.

Anlagenänderungen

Im Zusammenhang mit dem Umbau der DH-Sicherheitsventilstation im Jahr 2005 hat das KKG auf Forderung des ENSI die Funktion der primärseitigen Druckentlastung nachgerüstet und zusätzlich die Beherrschung des ATWS gezeigt (Massnahme M102).¹⁸⁵ Im Rahmen des Projektes PISA hat das KKG die Nachrüstung genutzt, um weitgehende Änderungen am Druckhalter und angeschlossenen Systemen durchzuführen.

Die Druckabsicherung des Primärkreislaufs wurde vollständig überarbeitet. Die bisherigen zwei gesteuerten Sicherheitsventile wurden durch drei eigenmediumgesteuerte Sicherheits-/Abblaseventile bei gesamthaft gleicher Abblasekapazität ersetzt. Die Kapazität der einzelnen Sicherheits-/Abblaseventile wurde so festgelegt, dass beim auslegungsbestimmenden Störfall (Turbinenschnellschluss mit Bypassversagen und zusätzlichen Ausfällen weiterer Systeme) nur das Öffnen eines Sicherheits-/Abblaseventils notwendig ist, wodurch im Anforderungsfall (Druckbegrenzung) eine geringere Belastung der Komponenten resultiert. Es wurde gezeigt, dass bei Ausfall des ersten Sicherheits-/Abblaseventils mit dem zweiten Sicherheits-/Abblaseventil das 1,1-fache des Auslegungsdrucks (192,5 bar) des Primärkreislaufes nicht erreicht wird, ohne dass es dabei zum Ansprechen des dritten Sicherheits-/Abblaseventils kommt. Das dritte Ventil ist für die Beherrschung von ATWS-Transienten sowie der primärseitigen Druckentlastung ($< 10 \text{ bar}_0$) notwendig. Eine Redundanzanforderung ist für diese auslegungsüberschreitenden Störfälle nicht notwendig. Die Sicherheits-/Abblaseventile sind neu für flüssiges, zweiphasiges oder gasförmiges Kühlmittel ausgelegt, so dass auch die genannten auslegungsüberschreitenden Störfälle beherrscht werden. Das auslegungsgemässe Verhalten der Sicherheits-/Abblaseventile und dessen Schliesssicherheit wurde unter den oben genannten Betriebsbedingungen bei umfangreichen Versuchen zur Qualifizierung bestätigt. Das Ansprechen der Sicherheits-/Abblaseventile unter H_2 -Bedingungen muss nicht unterstellt werden, weil neu eine kontinuierliche Entgasung an zwei Stellen im höchsten Punkt des Druckhalterdoms nachgerüstet wurde und weil die neuen Sicherheits-/Abblaseventile über eine kompakte Bauweise verfügen.

Die Sicherheits-/Abblaseventile können jeweils durch zwei separate Vorsteuerstränge angesteuert werden, wobei ein Strang als Reserve abgesperrt ist. Jeder Vorsteuerstrang des ersten Sicherheits-/Abblaseventils verfügt zum Öffnen über zwei in Reihe geschaltete Magnetvorsteuerventile. Im Falle einer Leckage der Vorsteuerventile, die über Druckmessstellen an den Sicherheits-/Abblaseventile erkannt wird, erfolgt eine Umschaltung auf den Reservestrang. Bei den Versuchen zur Qualifizierung wurden Mängel an den Magnetvorsteuerventile festgestellt, die zu Modifizierungen an diesen Ventilen führten.

Das zweite und dritte Sicherheits-/Abblaseventil sind hinsichtlich Vorsteuerung ähnlich aufgebaut. Anstatt der zwei Magnetvorsteuerventile besitzen das zweite und dritte Sicherheits-/Abblaseventil jeweils ein federbelastetes Vorsteuerventil, wobei auch jeweils ein Vorsteuerstrang als Reserve abgesperrt ist.

Die Ansteuerung der Sicherheits-/Abblaseventile zur primärseitigen Druckentlastung (PDE) ist durch eigene Vorsteuerstränge realisiert, die über jeweils zwei motorgetriebenen Ventile verfügen. Dieser Ventiltyp benötigt nur zum Öffnungsvorgang elektrische Energie und bleibt dann selbstständig offen.

Die neuen Anforderungen hinsichtlich der Beherrschung von ATWS-Störfällen erforderten die Überprüfung der bisherigen Auslegung des Abblasebehälters. Die Änderung des Berstscheibenfangkorbs war jedoch notwendig, um einen erhöhten Durchsatz zu ermöglichen. Zur Kühlung des Kühlmittels im Abblasebehälter wurde die Ablaufmischkühlung durch einen Kühlkreislauf ersetzt, der die Wärme an das nukleare Zwischenkühlsystem (TF) abgibt.

Mit dem neuen Druckhalterdom wurden separate Anschlussleitungen für das betriebliche Druckhaltersprühen (YP) und das Druckhaltersprühen mit dem System TA (Hilfssprühen und Kaltsprühen) ermöglicht, wodurch die thermischen Belastungen reduziert werden. Statt bisher drei wurden nur noch zwei Sprühleitungen für das betriebliche Druckhaltersprühen (YP) bei unveränderter Gesamtsprührate verwendet. Die Sprühventile wurden durch regelbare Magnetsprühventile ersetzt, mit denen neu ein geregeltes Sprühen ermöglicht wird. Mit dem regelbaren Sprühbetrieb sind bereits kleinere Druckabweichungen vom Sollwert besser auszuregeln, wodurch Auswirkungen auf die Anlage möglichst gering gehalten werden.

Das KKG kommt in seiner Bewertung zum Ergebnis, dass sich die Anlagenänderungen bewährt haben, mit hoher Zuverlässigkeit funktionieren und eine Verbesserung des Systems darstellen.

Instandsetzung

Verschiedene Instandsetzungsmassnahmen, wie z. B. der Ersatz der Betriebssprühventile und Leitungen sowie der Ersatz der Volumenausgleichsleitungen, wurden im Rahmen des Projektes PSIA durchgeführt. Weitere Instandsetzungen betrafen den Ersatz von Verschleissteilen an Armaturen sowie Reparatur und Ersatz von Stossbremsen.

Prüfungen

Die Wiederholungsprüfprogramme für das Druckhaltesystem sind im KKG in drei Komponentenprüfplänen dargelegt. Der Betreiber listet die gemäss diesen Programmen im Überprüfungszeitraum bzw. im dritten 10-Jahresintervall durchgeführten Prüfungen auf. Betroffen sind auch Prüfpositionen an Systemteilen, die im Zuge des PISA-Projektes ersetzt wurden. Die entsprechenden Basis- und Wiederholungsprüfungen waren ohne bewertungspflichtige Befunde. Bei den Mischnähten der Stutzenanschlüsse am Druckhalter sind registrierpflichtige Anzeigen aus den Ultraschall- und Oberflächenrissprüfungen vorhanden. Das Prüfintervall ist bei diesen Positionen auf 5 Jahre verkürzt worden.

Seit der Realisierung des Projekts PISA werden fünf verschiedene Funktionstests periodisch (einmal pro Jahr, einmal alle 2 Jahre bzw. einmal alle 4 Jahre) an den Sicherheits-/Abblaseventilen des Druckhalters durchgeführt, die ohne Störungen oder Befunde durchgeführt wurden.

Alterungsüberwachung

Der Stand der Alterungsüberwachung des Druckhaltesystems ist in drei Steckbriefen (Druckhalter, Volumenausgleichsleitung sowie Reaktordruckhaltesystem dokumentiert (siehe Tabelle 4.3-1). Weiterhin sind die für das KKG wesentlichen Ergebnisse, Massnahmen und Erfahrungen der Alterungsüberwachung für den Überprüfungszeitraum der PSÜ in einem zusammenfassenden Bericht aufgeführt.

Für den Druckhalter werden im AÜP-Steckbrief für die gemäss Richtlinie HSK-R-51 zu betrachtenden Komponenten keine relevanten Alterungsmechanismen durch das KKG genannt. Als wesentliche potenzielle relevante Alterungsmechanismen wird Spannungsrissskorrosion für die Mischnähte sowie für die Kleinleitungen aufgeführt. Zusätzlich werden Säurekorrosion für äussere Oberflächen sowie

plastische Dehnung und zyklische Kriechvorgänge für Schrauben und Bolzen als potenziell relevante Alterungsmechanismen diskutiert. Für das KKG ergeben sich aus der Bewertung der Alterungsmechanismen keine ergänzenden Massnahmen. Die etablierten Alterungsmassnahmen werden durch das KKG als ausreichend bewertet.

Entsprechend den Angaben vom KKG im zusammenfassenden PSÜ-Bericht können in der Volumenausgleichsleitung Temperaturschichtungen auftreten. Im Jahr 1995 wurde im Bereich des Safe Ends der Volumenausgleichsleitung eine Ultraschallanzeige festgestellt. Im Rahmen des PISA-Projekts wurde dieses Leitungsstück ausgebaut und eine Rissbildung am Safe End bestätigt. Mit dem Ausbau des kritischen Rohrleitungsstücks sowie der Analyse der TTES-Messwerte (Ermüdungsüberwachungssystem) im Rahmen der Ermüdungsanalyse sind für das KKG alle ergänzenden Massnahmen abgeschlossen.

Als relevante Alterungsmechanismen für die die Volumenausgleichsleitung sind im AÜP-Steckbrief die Alterungseffekte an den hydraulischen Stossbremsen aufgeführt. Als potenziell relevant betrachtet das KKG die Ermüdung durch Betriebstransienten und Temperaturschichtungen an Rohrleitungen sowie Loch- und Flächenkorrosion an äusseren Oberflächen von Schweissnähten. Die Auswertung der Befunde am ausgewechselten YPS-Stutzen ist im AÜP-Steckbrief (2006) noch als umzusetzende Massnahme aufgeführt. Das KKG sieht die durchgeführten Alterungsüberwachungsmassnahmen als ausreichend an.

Im AÜP-Steckbrief zum Reaktordruckhaltesystem werden eine grössere Anzahl an Komponenten (Stossbremsen, Armaturen, Rohrleitungen und Schweissverbindungen) betrachtet. Entsprechend dem AÜP-Steckbrief ist aber nur für die Stossbremsen und Armaturen von relevanten Alterungsmechanismen auszugehen. Die relevanten Alterungseffekte an den Stossbremsen betreffen die Versprödung von Dichtungsmaterial aus Elastomeren sowie die Zersetzung des Hydrauliköls. Relevante Alterungsmechanismen an den Armaturen und Drosseln betreffen Loch- und Muldenkorrosion an Gehäuse und Funktionsteilen. Weiterhin beurteilt das KKG den abrasiven Gleitverschleiss an Spindeln und Kavitationseffekte an Regelventilen als relevante Alterungsmechanismen. Andere Alterungsmechanismen wie die Ermüdung durch Betriebstransienten an Rohrleitungen werden nur als potenziell relevant eingestuft. Das KKG bewertet die etablierten Alterungsüberwachungsmassnahmen als ausreichend und definiert keine ergänzenden Massnahmen.

Ermüdung

Das Druckhaltesystem ist an mehreren Bereichen mit Messstellen instrumentiert und an das Ermüdungsüberwachungssystem TTES (Thermisches-Transienten-Überwachungssystem) angeschlossen. Der Ermüdungsbericht listet insgesamt 16 Stellen auf. Am höchsten beansprucht sind die Druckhalter(DH)-Stutzen und die Volumenausgleichsleitung. Die Angaben für die Ermüdungsausnutzung im Ermüdungsbericht und Systemhandbuch widersprechen sich und müssen abgeklärt werden.

Die höchsten Werte für die aktuelle Ermüdungsausnutzung sind an den DH-Stutzen mit maximal 60 % zu verzeichnen. Mit den Modifikationen durch das PISA-Projekt 2005 ist jedoch an diesen Stellen kein weiterer Zuwachs der Ermüdung zu erwarten. Die hochbeanspruchten Rohrleitungsabschnitte der Volumenausgleichsleitung wurden im Rahmen von PISA ersetzt und weisen folglich keine nennenswerte Ermüdungsausnutzung auf. In Verbindung mit einer geänderten Fahrweise sind nur geringe Zuwachsraten zu erwarten. An der Volumenausgleichsleitung selbst beträgt gemäss Auslegung die Ausnutzung 7 % und eine Ermüdungsbewertung erbrachte 1995 einen Wert von 3 %. Die Tempe-

raturerschichtungen und Betriebstransienten werden mit dem TTES erfasst. Der Stutzen selbst ist durch eine Wärmefalle konstruktiv geschützt.

Weiter sind sechs Komponenten aufgeführt, welche im Rahmen von PISA ersetzt oder neu hinzugekommen sind. Davon weisen die DH-Sicherheitsventile YP11/12/13S010 mit 71 % die höchsten Ermüdungsausnutzungen gemäss Auslegung auf. Die Auslegung umfasst 40 Betriebsjahre beginnend mit dem Einbau 2005, deckt also 60 Betriebsjahre vom KKG ab. Aktuelle Werte für die Auslegung liegen aufgrund der kurzen Betriebsdauer noch nicht vor.

Eine potenzielle Ermüdungsgefährdung kann von strömungsinduzierten Vibrationen ausgehen. Von den Einbauten ist dieser Mechanismus nur für die Sprühlanzen möglich, wird jedoch aufgrund der konstruktiven Ausführung und der Ansteuerung ausgeschlossen. Durch permanente Überwachungsmaßnahmen können diese Schwingungen erkannt werden.

Zusammenfassend kommt das KKG zum Ergebnis, dass die aktuelle Ermüdungsausnutzung unkritisch ist.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI hat die primärseitige Druckentlastung auf der Grundlage der Richtlinie HSK-R-48, des Standes der Nachrüsttechnik, der in Kapitel 5.4.1 angegebenen Kriterien für die Wirksamkeit, Zuverlässigkeit und Zustand von sicherheitsrelevanten Anlagenteilen sowie der aus der PSÜ von 1998 resultierenden Forderung M102¹ entsprechend der Verfügung vom 20. Oktober 2000 als eine Massnahme zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Störfälle bewertet. In der Verfügung vom 21. Dezember 2000 ist festgelegt worden, dass das KKG die primärseitige Druckentlastung mit der Realisierung eines Umbaus der Druckhalterstation zu erfüllen hat. Mit dem Umbau sollten Rohrleitungen reduziert, eine kontinuierliche Abfuhr nicht-kondensierbarer Gase realisiert und eine hohe Schliesssicherheit der Ventile sichergestellt werden. Die Abblasekapazität der Ventile sollte ausreichen, um die Niederdruckeinspeisung zu gewährleisten. Die Nachrüstung war nach Auffassung der HSK notwendig, damit das KKG dem Stand der Technik entspricht. Bezüglich dieser Änderungen bezieht sich das ENSI auf die Richtlinie ENSI-G11.

Als Beurteilungsgrundlage für die Instandsetzung und Alterungsüberwachung während des PSÜ-Überprüfungszeitraums wurden die Richtlinien HSK-R-18 und HSK-R-51 berücksichtigt. Bezüglich des derzeitigen Stands der Instandhaltung bezieht sich das ENSI auf die Richtlinie ENSI-B06. Die Anforderungen für die Prüfungen sind in der SVTI-Festlegung NE-14 definiert. Für die Alterungsüberwachung gelten auch die Grundsätze der IAEA.¹⁶⁶

Beurteilung des ENSI

Anlagenänderungen

Den Ersatz der zwei Sicherheitsventile durch drei eigenmediumgesteuerte Sicherheits-/Abblaseventile beurteilt das ENSI als eine Verbesserung der primärseitigen Druckbegrenzung, mit der die Zuverlässigkeit der Auslösung der Sicherheitsfunktion erhöht wurde (Redundanzgrad 3-mal 100 %) bei gleichzeitiger Reduzierung der Belastung für die Komponenten des Primärsystems im Anforderungsfall. Die Realisierung einer diversitären Ansteuerung der Sicherheits-/Abblaseventile durch Magnet- oder federbelastete Vorsteuerventile beurteilt das ENSI als weitere Erhöhung der Verfügbarkeit der Druckbegrenzungsfunktion, weil damit der Ausfall mehrerer Sicherheitsventile wegen einer Ursache in der Ansteuerung ausgeschlossen werden kann. Im Rahmen von Versuchen zur Qualifizierung der

Ventile wurden Mängel an den Magnetvorsteuerventilen festgestellt, die zu Störungen beim Schliessen des ersten Sicherheitsventils führten. Nach Modifikationen an den Magnetvorsteuerventilen konnte von der HSK jedoch eine hohe Schliesssicherheit bestätigt werden. Durch jeweils einen Reserve-Vorsteuerstrang pro Sicherheitsventil ist bei einzelnen Störungen die Verfügbarkeit immer eines Vorsteuerstranges gewährleistet, was bei der Festlegung der zulässigen Reparaturzeiten in der Technischen Spezifikation berücksichtigt ist. Damit ist die betriebliche Verfügbarkeit der Gesamtanlage verbessert.

Mit der Auslegung der Sicherheits-/Abblaseventile für flüssiges, zweiphasiges oder gasförmiges Kühlmittel und den durchgeführten Versuchen ist nach Auffassung des ENSI sowie den durchgeführten Störfallanalysen (ATWS, Ausfall Speisewasserversorgung, Station Blackout) eine ausreichende Vorsorge im geforderten auslegungsüberschreitenden Bereich nachgewiesen. Die Analysen zeigen auch, dass nach einem „Station Blackout“ und Aktivierung der primärseitigen Druckentlastung der Druck im Primärsystem unter 10 bar fällt und damit die Niederdruckeinspeisung möglich ist. Die separate Ansteuerung der Sicherheits-/Abblaseventile zur primärseitigen Druckentlastung mittels motorgetriebener Armaturen benötigt nur zum Öffnen elektrische Energie. Die Sicherheits-/Abblaseventile bleiben dann auch bei Ausfall der Stromversorgung offen, wodurch in auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen eine hohe Funktionssicherheit gewährleistet ist.

Das KKG hat mit der Nachrüstung einer kontinuierlichen Entgasung im Druckhalterdom sowie der kompakten Bauweise der Sicherheits-/Abblaseventile den Erfahrungen in anderen Kernanlagen Rechnung getragen, um Ansammlungen von Radiolysegasen zu verhindern. Störungen durch Reaktionen von Radiolysegase können deshalb entsprechend der Beurteilung des ENSI in diesem Bereich ausgeschlossen werden.

Das geregelte Druckhaltersprühen sowie die Separation der Sprühleitungen sind Massnahmen zur Reduzierung der Belastungen der Komponenten im Normalbetrieb und bei Störungen.

Die Beurteilungen des ENSI zu den Nachrüstungen beim Projekt PISA haben sich auch angesichts der Erfahrungen seit 2006 nicht geändert und sind immer noch gültig. Danach bestätigte die HSK mit dem Brief vom 21. April 2006, dass der Wortlaut der Verfügung vom 20. Oktober 2000 bezüglich der PSÜ-Massnahme M102 vollumfänglich erfüllt ist. Zusätzlich zu diesen Anforderungen hat das KKG im Zuge des PISA-Projektes noch Anlagenänderungen durchgeführt, die die Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlage weiter verbessern. Hier sind die Trennung der Rohrleitungen von YP- und TA-Sprühung sowie die optimierte Kreislaufsprühung, die Installation eines Abblasebehälter-Kühlkreislaufes und die regelwerkskonforme Ausbildung der Druckhalterentlüftung zu nennen.

Instandsetzung

Neben den kleineren Instandsetzungen an Armaturen, Sicherheitsventilen und Stossbremsen betrachtet das ENSI den Austausch des YPS-Stutzens an der Volumenausgleichleitung als wichtigste Instandsetzung im Überprüfungszeitraum. Dieser Austausch wurde im Rahmen des PISA-Projektes durchgeführt, hatte jedoch seine Veranlassung in den Rissbefunden im Bereich der Befestigung der Wärmefalle. Als Ursache der kleinen Anrisse, welche die Integrität der Volumenausgleichsleitung noch nicht beeinträchtigt hatten, wurde vom KKG unter anderem eine ungenügende Fertigungsqualität identifiziert. Durch die bessere Qualität des Austauschteils sollte eine Rissbildung nicht mehr vorkommen.

Prüfungen

Die Wiederholungsprüfprogramme für das Druckhaltesystem liegen dem ENSI nur teilweise vor (siehe auch Forderung 4.3-3). Aus Sicht des ENSI wies das Wiederholungsprüfprogramm für den Druckhalter in der Zeit vor dem PISA-Umbau (2005) einige Defizite auf. Die vorhandenen Risse in den Mischnähten der Sprühstutzenanschlüsse wurden bei der Öffnung der Komponente für die Neuschweissung dieser Verbindungsnahte entdeckt. Aufgrund der ungünstigen internationalen Erfahrungen mit Schweissnähten an DH-Stutzen aus Nickelbasislegierungen, die teilweise auch repariert wurden, mussten die Prüfanforderungen für diese Prüfpositionen verschärft werden. Das KKG hat diese Anforderungen in seinem neuen Wiederholungsprüfprogramm für den Druckhalter umgesetzt. Die Sanierung der für Rissbildung anfälligen Mischnähte an den Druckhaltersprühstutzen ist vom KKG eingeleitet worden.

Im Überprüfungszeitraum wurden die Funktionen der Sicherheits-/Abblaseventile mit ihren Komponenten ohne Störungen bei den Prüfungen nachgewiesen, wodurch die erwartete hohe Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit bestätigt wurde.

Alterungsüberwachung

Die beim KKG aufgebaute systematische Alterungsüberwachung für das Druckhaltesystem entspricht grundsätzlich den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51. Insbesondere für den Druckhalter begrüsst das ENSI, dass das KKG im Laufe mehrerer Überarbeitungen eine detaillierte Dokumentation zur Alterungsüberwachung erstellt hat. Das ENSI kann nur teilweise der Einschätzung vom KKG folgen, mit dem die Alterungsmechanismen des Druckhaltesystems hinsichtlich ihrer Relevanz für das KKG beurteilt werden.

Dies betrifft insbesondere die Beurteilung der Anfälligkeit der mediumsberührten Nickelbasislegierungen an den Druckhalterstutzen auf Spannungsrisskorrosion (PWSCC: primary water stress corrosion). Aufgrund der weltweit vorliegenden ungünstigen Betriebserfahrung an Schweissverbindungen aus Nickelbasislegierungen insbesondere für solche mit dokumentierten Reparaturschweissungen sieht das ENSI die PWSCC-Thematik als relevant an. Daher begrüsst das ENSI, dass das KKG inzwischen ein Projekt eingeleitet hat, bei dem die Mischnähte an den Druckhalterstutzen erneuert werden sollen. Die PWSCC-Thematik wird bereits im Kapitel 4.3 angesprochen, das ENSI erwartet eine zusammenfassende Beurteilung der PWSCC-Thematik für die Nickelbasislegierungen im Rahmen der Umsetzung der Forderung 4.3-2.

Ermüdung

Einige Bereiche haben sowohl von der Auslegung als auch von den aktuellen Werten her relativ hohe Ermüdungsausnutzungen. Das sind vor allem die Druckhalterstutzen und das Safe-End der Volumenausgleichsleitung. Der höchste Wert beträgt aktuell 60 %. Nach Abschluss des PISA-Projektes hat sich die Situation jedoch entscheidend verbessert. Es sind keine grösseren Zuwachsraten mehr aufgetreten und auch nicht zu erwarten. Einige Komponenten mit hohen Erschöpfungsgraden wurden im Rahmen von PISA ersetzt und weisen erst geringe Ermüdungsausnutzungen auf. Mehrere Komponenten und Stellen im Druckhaltesystem sind mit Messaufnehmern instrumentiert, um thermische Transienten im TTES zu erfassen. Die Daten werden periodisch ausgewertet und der aktuelle Ermüdungsstatus bestimmt. Das ENSI bewertet die Ermüdungsüberwachung der Komponenten am Druckhaltesystem als vollständig und dem Stand der Technik entsprechend.

5.3.4 Dampferzeuger

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Die Dampferzeuger (YB) sind stehende U-Rohr-Wärmetauscher mit integrierten Wasserabscheidern und Dampftrocknern. Im Primärkreislauf des KKG gibt es drei Dampferzeuger mit je rund 4000 Heizrohren. Das erwärmte Hauptkühlmittel durchströmt die Heizrohre und überträgt die im Reaktor aufgenommene Wärme an den Sekundärkreislauf und kühlt sich dabei ab. Im Sekundärteil wird das vorgewärmte Speisewasser verdampft und über die Frischdampfleitungen der Turbine zugeführt.

Die Dampferzeuger sind primärseitig für einen Überdruck von 175 bar, sekundärseitig für einen Überdruck von 87,3 bar ausgelegt. Die Heizrohre sind im Rohrboden eingeschweisst und wurden nach dem Schweißen eingewalzt. Sie bestehen aus der Nickelbasislegierung Incoloy 800. Für Mantel, Wasserkammer und Rohrboden der Dampferzeuger wurde geschmiedeter ferritischer Feinkornstahl verwendet. Die mit dem Reaktorkühlmittel in Berührung kommenden Teile sind teils mit Austenit, teils mit Inconel plattiert.

Die Dampferzeuger haben neben der Hauptfunktion für den Betrieb auch eine Sicherheitsfunktion bei der sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr.

Angaben des KKG

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Im Überprüfungszeitraum waren keine meldepflichtigen Vorkommnisse zu verzeichnen.

Während der Revisionen 1993 und 1994 wurden in den Dampferzeugern DE10 und DE30 zahlreiche Nägel geortet, die noch aus der Bauzeit stammten. Wo technisch möglich wurden die an kritischen Positionen befindlichen Nägel geborgen.

Seit 1988 traten Reibschäden an den Heizrohren auf. Geschädigte Heizrohre wurden gestopft.

Instandsetzung

Im Überprüfungszeitraum wurden an den Dampferzeugern folgende wesentlichen Instandsetzungen durchgeführt:

- Austausch der Mannlochdeckelschrauben zur Dosisreduktion beim Verschliessen
- Vorbeugendes Verschliessen einzelner Rohre aufgrund von lokalem Wandstärkeabtrag
- Reparatur der mechanischen Heizrohrstopfen durch Schweissstopfen

Das KKG stellt fest, dass von den Dampferzeugern keine Ausfälle oder Betriebsstörungen ausgingen und dass sich die durchgeführten Prüfungen und Instandsetzungsmassnahmen bewährt haben.

Prüfungen

Die Wiederholungsprüfprogramme für die drei Dampferzeuger sind in drei Komponentenprüfplänen dargelegt. Der Betreiber listet die im Überprüfungszeitraum durchgeführten Prüfungen auf. An den Heizrohren von zwei Dampferzeugern waren mehrere Wandstärkeschwächungen durch Fremdkörper zu verzeichnen, die zu Folgemaßnahmen führten. In der primärseitigen Wasserkammer eines Dampferzeugers sind Kerben vorhanden, die 1989 durch einen abgebrochenen Zentrierstift verur-

sacht wurden, welcher vom Reaktordruckbehälter in den Dampferzeuger gespült worden war. Die übrigen Prüfungen waren ohne Befund.

Alterungsüberwachung

Der Stand der Alterungsüberwachung zum Dampferzeuger ist einem Steckbrief aus dem Jahr 2010 dokumentiert (siehe Tabelle 4.3-1 in Kap. 4.3). Weiterhin sind die für das KKG wesentlichen Ergebnisse, Massnahmen und Erfahrungen der Alterungsüberwachung für den Überprüfungszeitraum der PSÜ in einem zusammenfassenden Bericht³ aufgeführt.

Die Alterungsüberwachung der Dampferzeuger umfasst im Wesentlichen die Behälterbestandteile und Rohrleitungen, die in SK1 klassiert sind. Zusätzlich werden ausgewählte Einbauten, die in Kontakt mit U-Rohren stehen, berücksichtigt.

Für die Primärkammer und U-Rohre sind für das KKG die folgenden Alterungsmechanismen von Bedeutung: Ermüdung als Folge von Betriebstransienten, Muldenkorrosion, Reibkorrosion und tribochemische Reaktionen. Für den Behälter auf der Sekundärseite sind Muldenkorrosion, Flächenkorrosion und Ermüdung als Folge von Betriebstransienten relevant. Für Einbauten auf der Sekundärseite sind für das KKG keine Alterungsmechanismen von Bedeutung.

Die Wasserchemiebedingungen konnten nach Angaben des KKG derart optimiert werden, dass Korrosion und Reibkorrosion praktisch nicht mehr auftreten. Nach Abschluss der Reparaturen an den Heizrohrstopfen durch Einwalzen oder Schweissen sind für das KKG alle ergänzenden Massnahmen abgeschlossen. Zusammenfassend bewertet das KKG den Alterungszustand der Dampferzeuger als unproblematisch und untermauert diese Aussage auch durch die kleine Anzahl der gestopften Rohre seit Herstellungsbeginn.

Ermüdung

Gemäss den Angaben vom KKG liegen die Werte der aktuellen, auf 60 Betriebsjahre extrapolierten Ermüdungsausnutzung weit im zulässigen Bereich. Die höchsten Ermüdungsausnutzungsgrade werden für folgende Stellen angegeben:

- Speisewassereintritts-Stutzen: 51 %
- Mannlochschauben: 48 %

Hauptursache der Ermüdung an den Speisewassereintritts-Stutzen waren Temperaturschichtungen, welche durch einen Umbau beseitigt werden sollten. Gemäss Ermüdungsbericht wurde die Ermüdungsbeanspruchung der Dampferzeuger-Speisewasserstutzen durch die temporäre Installation eines Temperaturmesssystems untersucht, welches die Temperaturtransienten über mehrere Betriebsperioden aufzeichnete. Danach betrug im Jahr 2008 die Ermüdungsausnutzung 25 %. Es wurden vier weitere Stellen mit Ausnutzungsgraden bis 23 % identifiziert.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Als Beurteilungsgrundlagen für die Instandsetzung und Alterungsüberwachung wurden die Richtlinien HSK-R-18 und HSK-R-51 berücksichtigt. Bezüglich des derzeitigen Stands der Instandhaltung bezieht sich das ENSI auf die Richtlinie ENSI-B06. Die Anforderungen für die Prüfungen sind in der SVTI-Festlegung NE-14 definiert.

Beurteilung des ENSI

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Das ENSI beurteilt die Lage bezüglich der Fremdkörper in den Dampferzeugern als stabil. Die noch verbliebenen Nägel erfordern jedoch eine weitere Überwachung.

Instandsetzung

Das ENSI betrachtet das intensive Prüfprogramm für die von Fremdkörperabrieb betroffenen Dampferzeuger als angemessen. Das KKG konnte im Überprüfungszeitraum das Auftreten von Heizrohrleckagen durch Wandstärkeabtrag vermeiden. Da nicht alle aus der Herstellung resultierenden Fremdkörper aus den betroffenen Dampferzeugern geborgen werden konnten, erwartet das ENSI, dass die Prüfungen auch in Zukunft in gleichem Masse aufrechterhalten werden. Ebenfalls positiv zu werten ist der vorsorgliche Austausch der mechanischen Stopfen durch Schweissstopfen. Damit wurden Konsequenzen aus ungünstigen Erfahrungen mit mechanischen Stopfen in ausländischen Kernkraftwerken umgesetzt.

Prüfungen

Dem ENSI liegen die Wiederholungsprüfprogramme der drei Dampferzeuger vor. Für die am meisten von Fremdkörperreibung betroffenen Dampferzeuger DE10 und DE30 wird bei der Heizrohrprüfung ein verkürztes Prüfintervall von 2 Jahren, beim Dampferzeuger DE20 ein verkürztes Prüfintervall von 4 Jahren angewendet. Das ENSI wertet die Wiederholungsprüfprogramme unter Berücksichtigung der bisherigen Betriebserfahrung als angemessen.

Alterungsüberwachung

Die beim KKG aufgebaute systematische Alterungsüberwachung für den Dampferzeuger entspricht grundsätzlich den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51. In den Unterlagen zur PSÜ wird auf externe Erfahrungen hingewiesen und die dadurch zusätzlich ausgelösten Prüfungen des KKG dokumentiert. Für das ENSI von besonderem Interesse ist dabei die Bewertung der Anfälligkeit der Heizrohre aus Incoloy 800 auf Spannungsrisskorrosion aufgrund von Rissbefunden in anderen Anlagen. Im Rahmen der Forderung 4.3-1 erwartet das ENSI eine werkstoffkundliche Bewertung der Befunde in anderen Anlagen und eine Beurteilung der Übertragbarkeit auf die Situation im KKG.

Ermüdung

Die Ausführungen zur Ermüdungsüberwachung an den Dampferzeugern sind in den eingereichten Dokumenten teilweise widersprüchlich. Als relevant für die Bewertung der Ermüdungsausnutzung sind die Angaben im Ermüdungsbericht anzusehen. Die hierzu teilweise widersprüchlichen Angaben in der Systembewertung beruhen gemäss des oben erwähnten nachgereichten Dokuments des Betreibers auf einen inzwischen veralteten Stand. Das ENSI kommt nach Prüfung der vorliegenden Unterlagen zur Bewertung, dass sich die Ermüdungsausnutzung an den Dampferzeugern im zulässigen Bereich befindet.

5.4 Verfahrenstechnische Sicherheitssysteme

5.4.1 Bewertungsgrundlagen verfahrenstechnische Sicherheitssysteme

In den folgenden Kapiteln werden die sicherheitsrelevanten Anlagenteile und Systeme des KKG hinsichtlich ihrer Wirksamkeit, ihrer Zuverlässigkeit, ihres Zustandes und gegebenenfalls ihrer Auslegung entsprechend den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-48 beurteilt. Das ENSI stützt sich bei seiner Beurteilung auf die Darlegungen und Bewertungen des Betreibers, wie er diese für den Überprüfungszeitraum in seinen Dokumenten zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) beim ENSI eingereicht hat.

Wirksamkeit und Zuverlässigkeit

Die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der sicherheitsrelevanten Anlagenteile und Systeme werden auf der Grundlage der Ergebnisse von periodisch durchgeführten Funktionsprüfungen entsprechend den Anforderungen der Technischen Spezifikation, Ergebnissen aus Vorkommnissen im KKG sowie Erkenntnissen aus Vorkommnissen in anderen Kernanlagen und die daraufhin im KKG ergriffenen Massnahmen beurteilt. Kriterien des ENSI für die Beurteilung von Vorkommnissen, verursacht durch die Nichtverfügbarkeit oder fehlerhafte Funktion mechanischer Systeme und Einrichtungen, bilden die Einstufungen entsprechend der bis 2008 gültigen nationalen Vorkommnisklassierung oder gemäss der internationalen Ereignisskala INES. Die nationale Skala unterschied hinsichtlich der nuklearen Sicherheit die wie folgt definierten Kategorien S, A, B und U:¹⁸⁶

- Vorkommnis S
Vorkommnisse, welche eine Gefahr für die Anlage oder das Personal darstellen bzw. grössere radiologische Auswirkungen auf die Umgebung haben
- Vorkommnis A
Vorkommnisse von sicherheitstechnischer Bedeutung, aber mit keiner oder nur geringer radiologischer Auswirkung auf die Umgebung
- Vorkommnis B
Vorkommnisse von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung: Sie werden vom Betreiber und von der HSK erfasst und ausgewertet, damit eine frühzeitige Erkennung von eventuellen Schwachstellen ermöglicht wird.
- Vorkommnis U
Vorkommnisse von Bedeutung für die behördliche Aufsicht, die aber kein Kriterium für Vorkommnisse S, A oder B erfüllen. Ihre Meldung dient nur der behördeninternen Information.

Unabhängig von der nationalen Einstufung wurden die Vorkommnisse auch nach der internationalen Bewertungsskala INES klassiert.

Während des Überprüfungszeitraums traten keine Vorkommnisse auf, die höher als in die Kategorie B der nationalen Skala und höher als INES 0 eingestuft wurden.

Zustand

Der Zustand der sicherheitsrelevanten Anlagenteile und Systeme wird auf der Grundlage der Erkenntnisse aus der Instandhaltung, den Wiederholungsprüfungen und gegebenenfalls aufgrund der

Erkenntnisse aus den Alterungsüberwachungsprogrammen für Systeme und Komponenten bewertet. Die generelle Bewertung der Instandhaltung, der Prüfungen und Alterungsüberwachung ist in Kapitel 4.3 dieser Stellungnahme enthalten.

Die Bewertungsgrundlagen für die PSÜ sind Erfahrung und Stand von Wissenschaft und Technik. Damit ist der aktuelle Zustand des Kernkraftwerks der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik gegenüberzustellen. Unabhängig von diesen Bewertungsgrundlagen sind die Gesetze (insbesondere KEG und StSG) und die dazu gehörenden Verordnungen einzuhalten. Die Richtlinien des ENSI bzw. das kerntechnische Regelwerk reflektieren den Stand von Wissenschaft und Technik. Anforderungen aus internationalen Regelwerken und Veröffentlichungen sind für die Themenbereiche heranzuziehen, die nicht durch schweizerische Richtlinien, Normen und Vorschriften abgedeckt sind. Als Bewertungsgrundlage dienen alle Richtlinien, Normen und Vorschriften, die vor dem Bewertungsstichtag der PSÜ in Kraft getreten sind. Die Bewertung der Ergebnisse der Alterungsüberwachung ist für den Zeitraum seit Inbetriebnahme der Sicherheitseinrichtungen darzustellen und der Stand der Alterungsüberwachung ist in die Bewertung mit einzubeziehen.

Auslegung

Die Auslegung von sicherheitsrelevanten Anlagenteilen und Systemen wird vom ENSI beurteilt, wenn im Überprüfungszeitraum Änderungen durchgeführt wurden, die die technische Ausführung und die Einsatzbedingungen der jeweiligen sicherheitsrelevanten Anlagenteile und Systeme betreffen. Dazu zählen auch Änderungen, welche die Systemfunktionen erweitern und die eine Relevanz für die nukleare Sicherheit haben. Darüber hinaus erfolgt eine Beurteilung, wenn sich ausführungsunabhängige Anforderungen an die Auslegung innerhalb des Überprüfungszeitraums geändert haben oder neu erhoben wurden.

Konzentration der Beurteilungen auf Änderungen und Auffälligkeiten

Hinsichtlich der mechanischen Systeme hat das ENSI die Darlegungen und Bewertungen des KKG zur PSÜ sowie die eigene Beurteilung in der Tabelle 5.4-1 in einer kurzen und übersichtlichen Form dargestellt. Für Systeme, die entsprechend der Beurteilung des ENSI keine wesentliche Änderung für die Sicherheit der Anlage erfahren hatten und die im Überprüfungszeitraum hinsichtlich der Wirksamkeit und Zuverlässigkeit sowie des Zustandes keine Auffälligkeiten zeigten, wurde auf eine systemspezifische Darstellung der Überprüfungsergebnisse in dieser Stellungnahme verzichtet, wobei wesentliche Aspekte in den systemübergreifenden Kapiteln behandelt werden.

Das ENSI versteht unter einer wesentlichen Änderung für die Sicherheit der Anlage Änderungen an klassierten Einrichtungen, die der Anpassung der Anlage an den internationalen Stand der Nachrüsttechnik dienen, oder die wesentliche Verbesserungen zur Beherrschung potenzieller Störfälle darstellen.

Auffälligkeiten bei der Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Sicherheitseinrichtungen, die als Vorkommnisse B gemäss der bis 2008 gültigen nationalen Skala behandelt wurden, werden in der Stellungnahme detailliert beurteilt. Auffälligkeiten beim Zustand von Sicherheitseinrichtungen werden meist durch Prüfungen entdeckt. Hierbei unterscheidet man je nach Gebiet wiederkehrende Funktionssprüfungen (im elektro- und leittechnischen Gebiet) oder Wiederholungsprüfungen (im maschinentechnischen Gebiet) oder TS-Prüfungen (im systemtechnischen Gebiet Prüfungen gemäss Anforderungen der Technischen Spezifikationen). Soweit die Prüfungsergebnisse dem ENSI vorliegen, gab es keine Auffälligkeiten bezüglich dem Zustand der Sicherheitseinrichtungen.

Systemübergreifende Besonderheiten

Das ENSI hat in seiner Bewertung systemübergreifende Besonderheiten in separaten Kapiteln (z. B. Kap. 4.3) bewertet, um Wiederholungen in den Systemkapiteln zu vermeiden. Dazu gehören Massnahmen hinsichtlich sicherheitstechnisch wichtiger Armaturen (siehe Kap. 5.4.11), fehlerhaft montierter Dübel/Hinterschnittanker (siehe Kap. 5.2.3) sowie Änderungen an der Technischen Spezifikation (siehe Kap.3.5.5). Bei allen anderen mechanischen Systemen werden die relevanten Ergebnisse in den folgenden Unterkapiteln dargestellt und bewertet.

Tabelle 5.4-1: Überblick über die sicherheitstechnische Beurteilung der Systeme

AKZ	Systembezeichnung	Sicherheitsklassierung*	Vorkommnisse	Prüfungen	AÜP	Änderungen	Bewertung des ENSI
RS	Notspeisesystem	SK 2, EK I		X		X	siehe Kap. 5.4.2
RX/VX	Notstandsystem	SK 2, EK I		X		X	siehe Kap. 5.4.3
TH	nukleares Not- und Nachkühlsystem	SK 1, 2 und 3, EK I,		X		X	siehe Kap. 5.4.4
TF	nukleares Zwischenkühlsystem	SK 2 und 3, EK I,	X		X	X	siehe Kap. 5.4.5
TA	Volumenregelsystem / Zusatzboriersystem	SK 1, 2 und 3 EK I					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen
EY	Notstromdieselanlage	SK 3, EK I, 1E	X				siehe Kap. 5.4.7
FY	Notstanddieselanlage	SK 3, EK I, 1E	X				siehe Kap. 5.4.7
TS	Abgassystem	SK 3 ,EK I	X				siehe Kap 5.4.8
TT	Behandlung radioaktiver Abfälle	SK 3,4 und K, teilweise EK I					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen
TR	Behandlung radioaktiver Abwässer	SK 3, K, EK I und EK II					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen
TY08	Evakuierungssystem / Reaktorkühlkreislauf	SK 1, 3, EK I					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen
TL	Lüftungstechnische Anlagen im Kontrollbereich	SK 2, 3, K, EK I und EK II					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen
TN1-2	Sperwasser	SK 3 und K, EK I und EK II					Keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen
VE/VF	nukleares Nebenkühlwassersystem	SK 3 und K, EK I und EK II	X			X	siehe Kap. 5.4.6
VA	Nebenkühlwasser	SK 3 und K, EK I und EK II					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen

XL10	Druckentlastung Containment	SK 2 und 4, EK I					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen
XA	Containment, XC/XD Personen- und Notschleuse	SK 2, EK I	X	X			siehe Kap. 5.4.8
TX	Leckabsaugesystem	SK 2, EK I					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen
UD	Deionat-Versorgung	SK 2, EK I					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen
UV	Konventionelle Lüftung	SK 3, EK I					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen
RA	Frischdampfsystem	SK 2 und K, teilweise EK I			X		siehe Kap. 5.4.8
RL/RR	Speisewasser-, An- und Abfahrsystem	SK 2 und K, teilweise EK I					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen
SF	FD-Umleitstation	K					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen
PE	Öllagerung und Verteilung für Notstromdiesel und Hilfskessel	SK 3, EK I					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen
PL	BE-Lademaschine	K					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen
RZ	DE-Abschlammung	SK 2, EK I					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen
TB	Chemikalieneinspeisung	SK 3, EK II					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen
TC	Kühlmittel-Reinigung und -Entgasung	SK 3, EK II					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen
TD	Kühlmittel-Lagerung und -Aufbereitung	SK 3, EK II					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen
TG	BE-Beckenreinigung	SK 3, EK II					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen
TG70 / PS	BE-Beckenkühlung TG70 / PS	SK 2 und 3, EK I					keine relevanten Vorkommnisse, Erkenntnisse oder durchgeführte Massnahmen

X = Auffälligkeiten in den jeweiligen Überprüfungen, die detailliert erläutert sind

* = sicherheitstechnische Klassierung gemäss Richtlinie HSK-R-06 vom Mai 1985 (SK 1 bis SK 4: Sicherheitsklassen für mechanische Ausrüstungen; EK I und EK II: Erdbebenklassen; 1E und 0E: Sicherheitsklassen für elektrische Ausrüstungen), K: konventionelle Auslegung

5.4.2 Notspeisesystem

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Das Notspeisesystem (System RS) besteht aus drei Notspeisesträngen, die jeweils einem Dampferzeuger zugeordnet sind und einem vierten Notspeisestrang, der auf jeden der drei Dampferzeuger aufgeschaltet werden kann (4-mal 100 % unter Berücksichtigung des Anfangsinventars der Dampferzeuger). Jeder Notspeisestrang verfügt über eine Notspeisepumpe, die Deionat aus einem eigenen Notspeisebecken ansaugt und in den jeweils zugeordneten Dampferzeuger fördert.

Das Notspeisesystem hat betriebliche und sicherheitstechnische Aufgaben. Die betriebliche Aufgabe ist das Füllen der Dampferzeuger vor dem Anfahren der Anlage.

Die sicherheitstechnische Aufgabe besteht in der Notbespeisung der Dampferzeuger bei Ausfall der betrieblichen Bespeisung (Speisewasser-, An- und Abfahrpumpen) bis zum Abfahren der Anlage in einen Anlagenzustand, bei dem das Nachwärmeabfuhrsystem diese Funktion übernehmen kann.

Angaben des KKG

Prüfungen

Die Wiederholungsprüfprogramme für das Notspeisesystem sind in drei Komponentenprüfplänen niedergelegt. Der Betreiber listet die im Überprüfungszeitraum durchgeführten Prüfungen auf und kommt zu dem Schluss, dass die Ergebnisse der Prüfungen den ordnungsgemässen Zustand der Systemkomponenten bestätigen. Die alle zwei Monate durchgeführte TS-Prüfung am System wurde ohne Störungen im Überprüfungszeitraum abgewickelt.

Anlagenänderungen

In den Jahren 1999 bis 2001 wurden, ausgelöst durch die Auswertung internationaler Vorkommnisse, Rücklaufsperrn an den Notspeisepumpen nachgerüstet. Dadurch wird bei undichten Rückschlagklappen das Rückwärtslaufen der Pumpen verhindert sowie eine Beschädigung der dann ungeschmierten Lager ausgeschlossen. In den Jahren 2001 und 2002 wurden die Notspeisepumpen auf Gleitringdichtungen umgerüstet, die besser geeignet sind, um selten betriebene Pumpen abzudichten. Eine weitere Nachrüstung in den Jahren 2007 und 2008 war der Einbau von Entlüftungsleitungen an den Druckstutzen der Notspeisepumpen. Mit dem Einbau eines geänderten Sauglaufrades mit grösserem Strömungsquerschnitt in die Notspeisepumpen und dem Einbau leistungsstärkerer Elektromotoren während der Strangrevisionen 2007 und 2008 wurde die Bespeisung druckloser Dampferzeuger durch das Notspeisesystem ermöglicht. In der Revision 2008 wurden beim Auffüllen eines drucklosen Dampferzeugers die Betriebsverhältnisse überprüft.

Die Sanierung der Innenbeschichtung der UD-Deionatbecken erfolgte im Jahre 2005.

Der Vollständigkeit halber sei erwähnt, dass Regelventile und Absperrschieber des Notspeisesystems im Rahmen der Sanierung sicherheitstechnisch wichtiger Armaturen modifiziert wurden (siehe Kap. 5.4.11).

Das KKG bewertet die Um- und Nachrüstung der Notspeisepumpen als eine Verbesserung der Betriebssicherheit. Die Nachrüstung der Rücklaufsperrren sowie die Erhöhung der Fördermenge der Notspeisepumpen für die Speisung druckloser Dampferzeuger werden vom KKG als eine Erhöhung der Funktionstüchtigkeit des Systems im Anforderungsfall eingestuft. Das KKG stellt fest, dass sich die Änderungen bewährt haben und zum Zeitpunkt der PSÜ kein Bedarf für weitere Änderungen am System besteht.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI hat die Prüfungen und die Anlagenänderungen auf der Grundlage der Richtlinie HSK-R-48 und der in Kapitel 5.4.1 angegebenen Kriterien für die Wirksamkeit, Zuverlässigkeit und den Zustand von sicherheitsrelevanten Anlagenteilen bewertet.

Beurteilung des ENSI

Prüfungen

Dem ENSI liegen die Wiederholungsprüfprogramme für das System RS nur teilweise vor. Die UD-Deionatbecken waren im Überprüfungszeitraum nicht im Wiederholungsprüfprogramm für die zerstörungsfreien Prüfungen gemäss NE-14 erfasst. Die entsprechenden Komponentenprüfpläne sind im Rahmen der Forderung 4.3-3 zu korrigieren. Die störungsfreie Durchführung der TS-Prüfung im Überprüfungszeitraum bestätigt eine hohe Verfügbarkeit des Systems.

Anlagenänderungen

Das ENSI bewertet den Einbau von Gleitringdichtungen und Rücklaufsperrren in die Notspeisepumpen als Massnahmen zur Verbesserung der Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit des Notspeisesystems. Die Nachrüstung der Entlüftungsleitungen dienen der Verbesserung betriebliche Arbeitsabläufe, wodurch auch die Verfügbarkeit des Systems erhöht wird.

Die Nachrüstung der Notspeisepumpen zur Bespeisung druckloser Dampferzeuger beurteilt das ENSI als eine Verbesserung der ursprünglichen Auslegung an den Stand der Nachrüsttechnik. Damit wird auch ein erweitertes Störfallspektrum auslegungsgemäss abgedeckt.

Die Sanierung der Innenbeschichtung der UD-Deionatbecken im Jahre 2005 erachtet das ENSI als Massnahme zur Erhaltung des auslegungsgemässen Zustandes der Becken.

5.4.3 Notstandsystem

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Das Notstandsystem ist unterteilt in das Notstand-Speisesystem RX und das Brunnenwassersystem VX. Jeder Strang des zweifach redundanten, gegen Flugzeugabsturz gesicherten Systems besteht im Wesentlichen aus einem Deionatvorratsbehälter, einem Notstanddiesel mit Generator, einer Notstandspeisepumpe und einer Brunnenwasserpumpe (siehe Abb. 5.4-1). Das Notstandsystem ist so ausgelegt, dass im Anforderungsfall eine autarke Notbespeisung der Dampferzeuger für mindestens 10 Stunden gewährleistet ist (2-mal 100 %).

Die sicherheitstechnischen Aufgaben des Notstand-Speisesystem RX sind:

- Sicherstellung der Bespeisung der Dampferzeuger YB10/30 B001 zur Abfuhr der Nachzerfallswärme sowie der Speicherwärme des Primärkreislaufes bei Störfällen, bei denen die be-

triebliche Bespeisung und auch das Notspeisesystem infolge äusserer Einwirkung (Flugzeugabsturz oder Einwirkung durch Dritte) nicht verfügbar sind

- Erzeugung von elektrischer Energie für alle Notstandverbraucher

Die sicherheitstechnische Aufgabe des Brunnenwassersystem VX ist:

Abfuhr der Nachzerfalls- und Speicherwärme aus dem Primärkreis zum Kaltfahren der Anlage nach Beendigung der sekundärseitigen Wärmeabfuhr sowie Abfuhr der Nachzerfallswärme aus dem Primärkreis im Zustand „Nulllast kalt“ und Abfuhr der Nachzerfallswärme aus dem BE-Becken und der -Schleusenkammer über die verkürzte Nachkühlkette bei Nichtverfügbarkeit der normalen Nachkühlkette.

Beim Eintritt eines Notstandes im Nachkühlbetrieb gelangt die verkürzte Nachkühlkette zur Anwendung. Die verkürzte Nachkühlkette (NKK) kann in den Strängen 10 und 30 durchgeschaltet werden. Dabei wird anstelle der Nachkühlpumpe die Notstandsnachkühlpumpe benutzt, ansonsten entspricht die Schaltung der normalen Nachkühlkette. Die verkürzte NKK muss von Hand vorbereitet werden. Wieviel Zeit zur Vorbereitung der verkürzten Nachkühlkette zu Verfügung steht, hängt vom Anlagenzustand, resp. vom zur Verfügung stehenden Kühlmittelinventar ab.

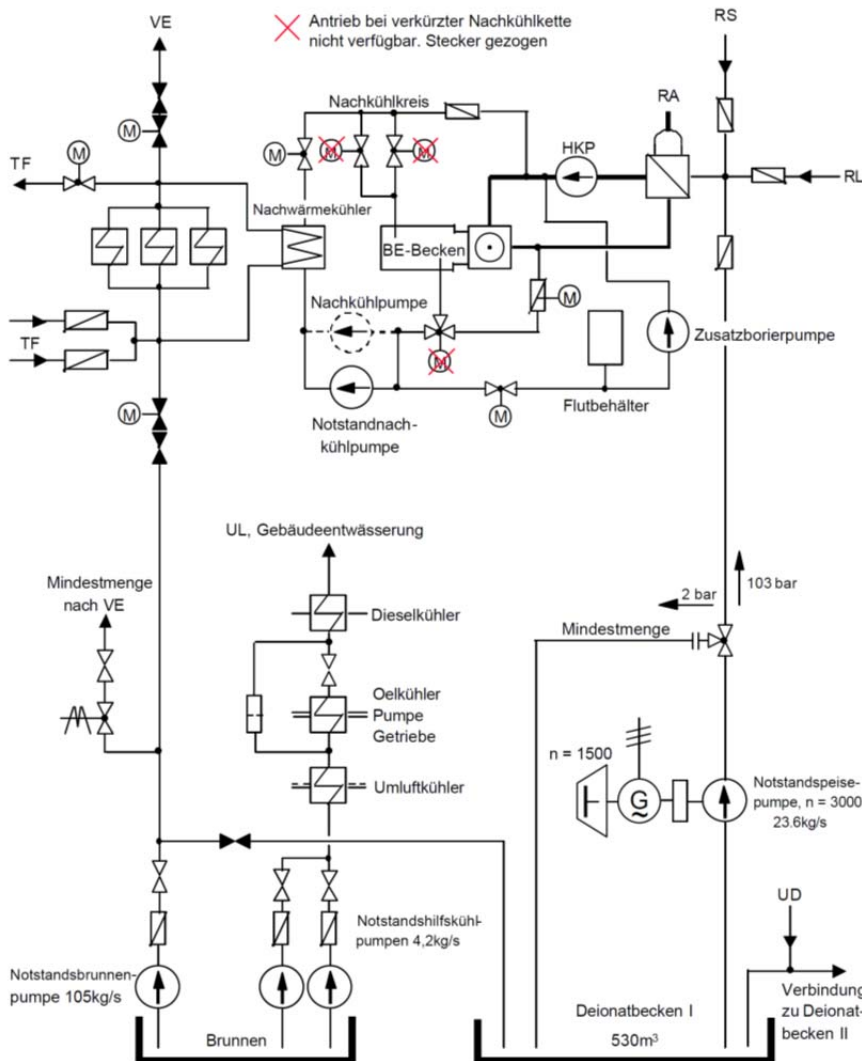


Abbildung 5.4-1: Funktionsschema Notstand-Speisesystem RX und Brunnenwassersystem VX

Angaben des KKG

Prüfungen

Die Wiederholungsprüfprogramme für das Notstandssystem sind in drei Komponentenprüfplänen niedergelegt. Der Betreiber listet die im Überprüfungszeitraum durchgeführten Prüfungen auf und kommt zum Schluss, dass die Ergebnisse der Prüfungen den ordnungsgemäßen Zustand der Systemkomponenten bestätigen. Alle im Überprüfungszeitraum durchgeführten ein- und zweimonatigen TS-Prüfungen verliefen erfolgreich.

Anlagenänderungen

Die vom Diesel direkt angetriebenen Notstand-Speisepumpen sind vom gleichen Pumpentyp wie die Notspeisepumpen. Mit dem Einbau eines geänderten Sauglaufrades mit grösserem Strömungsquerschnitt in die Notstand-Speisepumpen während der Jahres- und Strangrevisionen 2002 und 2003 wurde die Bespeisung druckloser Dampferzeuger durch das Notstand-Speisesystem ermöglicht. 2002

erfolgte ein Einspeisetest bei drucklosem Dampferzeuger, der die Funktionstüchtigkeit der Notstand-Speisepumpen bestätigte.

In den Strangrevisionen 2003 und 2004 wurde der Brunnenrand beider Notstandsbrunnen um 1,2 m erhöht, um auch bei erhöhtem Grundwasserstand Inspektionen durchführen zu können. Ebenfalls wurden während dieser Strangrevisionen aufgrund von Verschleisserscheinungen die Brunnen- und Hilfskühlwasserpumpen sowie die angeschlossenen Leitungen ersetzt, wobei zur Verbesserung der Verfügbarkeit pro Strang eine zweite Hilfskühlwasserpumpe einschliesslich einer Umschaltung installiert wurde.

Im Jahr 2007 erfolgte der Einbau von Entlüftungsleitungen an den Druckstutzen der Notstand-Speisepumpen.

Im Rahmen der Sanierung sicherheitstechnisch wichtiger Armaturen wurden die Regelventile und die Absperrschieber des Notstandspeisesystems modifiziert (siehe Kap 5.4.11).

Die Erhöhung des Brunnenrandes sowie der Einbau einer Entlüftungsleitung an den Notstandsspeisepumpen bewertet das KKG als eine Massnahme die betrieblich Vorteile hat und welche die Betriebssicherheit verbessert.

Die Installation jeweils einer zusätzlichen Hilfskühlwasserpumpe pro Brunnen stuft das KKG als eine Steigerung der Ausfallsicherheit ein, die die Verfügbarkeit des Systems einschliesslich der Notstromversorgung mittels des Diesels erhöht. Der Einbau eines geänderten Sauglaufrades zur Gewährleistung der Bespeisung druckloser Dampferzeuger mit den Notstandsspeisepumpen wird vom KKG als Erhöhung der Funktionssicherheit des Systems im Anforderungsfall beurteilt.

Das KKG sieht zum Zeitpunkt der PSÜ keinen weiteren Bedarf für Änderungen und Nachrüstungen am System.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI hat die Prüfungen und Anlagenänderungen auf der Grundlage der Richtlinie HSK-R-48 und der in Kapitel 5.4.1 angegebenen Kriterien für die Wirksamkeit, Zuverlässigkeit und den Zustand von sicherheitsrelevanten Anlagenteilen bewertet.

Beurteilung des ENSI

Prüfungen

Dem ENSI liegen die Wiederholungsprüfprogramme für das Notstandssystem nur teilweise vor. Die sicherheitstechnisch klassierten Vorratsbecken waren im Überprüfungszeitraum nicht im Wiederholungsprüfprogramm für die zerstörungsfreien Prüfungen gemäss NE-14 erfasst. Die entsprechenden Komponentenprüfpläne sind im Rahmen der Forderung 4.3-3 zu korrigieren. Die Verfügbarkeit des Systems beurteilt das ENSI auf der Grundlage der störungsfrei durchgeführten TS-Prüfungen als gut.

Anlagenänderungen

Die Nachrüstung der Entlüftungsleitungen und die Erhöhung des Brunnenrandes an den Notstandsbrunnen beurteilt das ENSI als eine Verbesserungsmassnahme für betriebliche Arbeitsabläufe, wodurch auch die Verfügbarkeit des Systems verbessert wird.

Der Austausch der Brunnen- und Hilfskühlwasserpumpen sowie der angeschlossenen Leitungen stellen Massnahmen dar, um einen störungsfreien Betrieb des Systems langfristig zu gewährleisten und

Alterungs- und Korrosionsprozessen entgegen zu wirken. Mit der Nachrüstung jeweils einer zusätzlichen Hilfskühlwasserpumpe pro Brunnen wird die Verfügbarkeit des Notstanddiesels (FY) und damit auch des gesamten Systems im Anforderungsfall wesentlich verbessert.

Die Nachrüstung der Notstandsspeisepumpen zum Bespeisen druckloser Dampferzeuger beurteilt das ENSI als eine Verbesserung der ursprünglichen Auslegung, auch um ein erweitertes Störfallspektrum auslegungsgemäss abzudecken.

5.4.4 Nukleares Not- und Nachkühlsystem

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Als Teil der Nachkühlkette (nukleares Nachkühlsystem, nukleares Zwischenkühlsystem, nukleares Nebenkühlwassersystem) ist das nukleare Not- und Nachkühlsystem (System TH) in drei voneinander unabhängige Stränge (TH10/20/30) aufgeteilt (siehe Abb. 5.4-2). Jeder Nachkühlstrang verfügt über eine HD-Sicherheitseinspeise- und eine Nachkühlpumpe, ein Flutbehälter- und ein Druckspeicherpaar sowie ein Nachwärmekühler. Die Teilsysteme TH10 und TH30 sind gleich aufgebaut, besitzen zusätzlich jeweils eine Notstandsnachkühlpumpe und einen Anschluss zur Kühlung des Brennelementbeckens. Weiterhin besitzt das System einen vierten Reservestrang (TH 40), der auf die übrigen drei aufgeschaltet werden kann, der aber nicht über einen Nachwärmekühler und Druckspeicher verfügt. Zusätzlich zu den Strängen 10 und 30 ist die Kühlung des Brennelementbeckens mit dem Beckenkühlstrang TH74 möglich

Das nukleare Not- und Nachkühlsystem TH hat sowohl betriebliche als auch sichertechnische Aufgaben.

Betriebliche Aufgaben sind:

- Nachwärmeabfuhr beim An- und Abfahren und bei Anlagenstillständen
- Wärmeabfuhr aus dem BE-Becken
- Fluten und Entleeren des Reaktorkühlkreislaufr/-raums beim An- und Abfahren

Sicherheitstechnische Aufgaben sind:

- Sicherstellung eines ausreichenden Kühlmittelinventars bei allen Kühlmittelverluststörfällen
- langfristige Nachwärmeabfuhr nach einem Störfall
- Nachwärmeabfuhr aus dem BE-Becken bzw. dem Reaktordruckbehälter nach Einwirkungen von aussen (EVA)

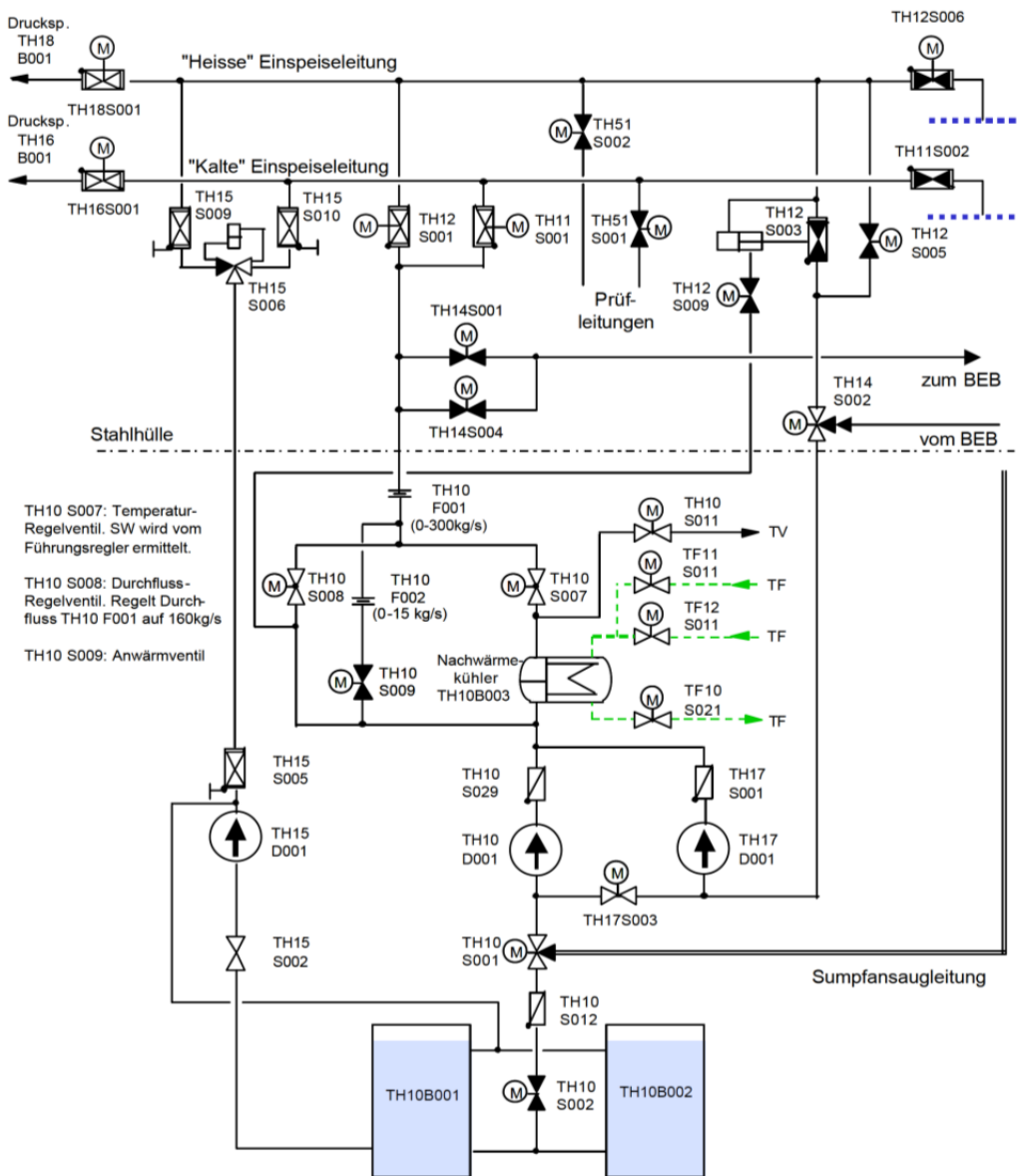


Abbildung 5.4-2: Funktionsschema eines Stranges des Not- und Nachkühlsystems TH10

Angaben des KKG

Prüfungen

Die Wiederholungsprüfprogramme für das System TH sind in fünf Komponentenprüfplänen niedergelegt. Der Betreiber listet die im Überprüfungszeitraum durchgeführten Prüfungen auf und kommt zu dem Schluss, dass die Ergebnisse der Prüfungen den ordnungsgemässen Zustand der Systemkomponenten bestätigen. Die vorhandenen Massnahmen im Rahmen der Betriebsüberwachung, der Wiederholungsprüfungen und des Instandhaltungsprogramms werden als ausreichend bewertet. Das KKG plant kurz- und mittelfristig keine weiteren Sanierungsarbeiten oder Änderungsvorhaben.

Anlagenänderungen

1998 wurde ein zusätzlicher dritter unabhängiger Brennelement-Beckenkühlstrang TH74 nachgerüstet, der 90 Stunden nach der Abstellung der Anlage und voll ausgeladenem Kern die gesamte Nach-

wärme bei einer Brennelement-Beckentemperatur von 60 °C abführen kann. Der Beckenkühlstrang TH74 wird vom Notstromnetz der Redundanzgruppe 2 versorgt.

Für die Durchführung mitigativer Notfallmassnahmen (SAMG) wurde im Dezember 2007 ein mit einer Absperrarmatur gesicherter Einspeisestutzen (am TH40 System) nachgerüstet, über den bei einem schweren Störfall mit Kernschaden Feuerlöschwasser in das nukleare Not- und Nachkühlsystem eingespeist werden kann.

Im Rahmen der Sanierung sicherheitstechnisch wichtiger Armaturen wurden im Überprüfungszeitraum Armaturen und Leitungen des nuklearen Not- und Nachkühlsystems modifiziert (siehe Kap. 5.4.11). Weiterhin wurden an verschiedenen Leitungen Stossbremsen und Halterungen optimiert.

In den Revisionen 2006 und 2007 wurden die bisherigen Sumpfsiebe mit einer GesamtfILTERfläche von ca. 10 m² (4·2,5 m²) aus verzinktem Stahl gegen austenitische Filterkassetten mit einer effektiven FILTERfläche von ca. 110 m² (3·28 m² + 1·26 m²) der Firma CCI ersetzt. Dabei wurden die bisherigen Filter mit einer Maschenweite der Gitter von 9·9 mm durch Filterkassetten mit Lochdurchmessern von 2.0 mm ersetzt. Das KKG verfügt über die grösste effektive Sumpfsiebfilterfläche von allen in Betrieb befindlichen Druckwasserreaktoranlagen des Lieferanten KWU (heute AREVA, Stand 2011).

In der Strangrevision im November 2006 wurde als Noteinspeisemöglichkeit eine Anschlussleitung mit Rückschlagklappe und Absperrarmatur zum externen Befüllen des Brennelementbeckens in den dritten Brennelement-Beckenkühlstrang TH74 eingebaut. Damit kann bei schweren Störfällen im Stillstand und bei offenem Reaktordruckbehälter mit Verbindung zum Brennelementbecken Löschwasser zur Kühlung der Brennelemente in den Kern und in das BE-Becken gepumpt werden.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI hat die Prüfungen und Anlagenänderungen auf der Grundlage der Richtlinie HSK-R-48 und der in Kapitel 5.4.1 angegebenen Kriterien für die Wirksamkeit, Zuverlässigkeit und den Zustand von sicherheitsrelevanten Anlagenteilen sowie die Anlagenänderungen zusätzlich auf der Grundlage der Richtlinie HSK-R-101 bewertet.

Beurteilung des ENSI

Prüfungen

Dem ENSI liegen die Wiederholungsprüfprogramme für das System TH nur teilweise vor. Die entsprechenden Komponentenprüfpläne sind im Rahmen der Forderung 4.3-3 zu vervollständigen. Die Prüfergebnisse im Überprüfungszeitraum ergaben Befunde, die zu verschiedenen kleineren Sanierungsarbeiten führten. Die Reparatur einer kurz nach Ende des Überprüfungszeitraums gefundenen Kleinstleckage an einem Druckspeicher wurde im Jahr 2011 durchgeführt. Das ENSI kann sich der Einschätzung des KKG nicht anschliessen, dass kurz- oder mittelfristig keine weiteren Sanierungsmassnahmen mehr einzuplanen sind, da sich die Systemkomponenten gemäss den Ergebnissen der Wiederholungsprüfungen im Überprüfungszeitraum⁵⁸ zwar in einem zulässigen, aber nicht immer einwandfreien Zustand befanden. Der Zustand wird daher in den kommenden Wiederholungsprüfungen erneut sorgfältig zu beurteilen sein. Bei weiter sich verschlechterndem Zustand behält sich das ENSI vor, Massnahmen zu fordern. Das ENSI beurteilt die Wiederholungsprüfprogramme und Instandhaltungsprogramme nach dem derzeitigen Kenntnisstand als ausreichend. Im Übrigen wird auf die Forderungen zur Alterungsüberwachung Maschinenteknik im Kapitel 4.3 verwiesen.

Anlagenänderungen

Mit der Nachrüstung eines kompletten sicherheitsklassierten dritten Stranges zur Brennelement-Beckenkühlung ist die Kühlung der Brennelemente unter Berücksichtigung des Instandhaltungskriteriums und des Einzelfehlerkriteriums gemäss Richtlinie HSK-R-101 im Leistungsbetrieb erfüllt. Beim Abfahren der Anlage steht damit ein von der Not- und Nachkühlung unabhängiger Strang zur Brennelement-Beckenkühlung zur Verfügung, wodurch auch betriebliche Abläufe vereinfacht werden. Gesamthaft kommt das ENSI zum Ergebnis, dass durch die Nachrüstung die Verfügbarkeit der Brennelement-Beckenkühlung im Normalbetrieb und bei Störfällen wesentlich verbessert wurde.

Die Nachrüstungen der zwei Einspeisemöglichkeiten über TH40 sowie über TH74 ermöglichen im Falle eines schweren Störfalls die Kühlung des Reaktorkerns mit Löschwasser. Das ENSI bewertet die zwei zusätzlichen Einspeisemöglichkeiten als eine Verbesserung der Anlage zur Linderung der Auswirkung bei auslegungsüberschreitenden Störfällen.

Das ENSI hat den Ersatz der Sumpfsiebe durch austenitische Filterkassetten mit wesentlich vergrößerter Oberfläche und geringem Lochdurchmesser im Rahmen der Beurteilung der Massnahmen zur Vermeidung von Sumpfsiebverstopfungen in Schweizer Kernkraftwerken¹⁸⁷ sowie in seiner Freigabe¹⁸⁸ zur Anlagenänderung bewertet. Dazu war nachzuweisen, dass bei Kühlmittelverluststörfällen innerhalb des Containments die Kernkühlung gemäss Richtlinie HSK-R-101, Kap. 4.1, gewährleistet bleibt. Zum Nachweis wurde gezeigt, dass die neu eingesetzten Filterkassetten die auftretenden Lasten aufgrund der durch die Ablagerungen entstehenden Druckbeaufschlagung abtragen können, dass bei den Nachkühlpumpen keine Kavitation aufgrund einer Durchsatzverringerung auftritt, und dass trotz der Menge des im Kern abgelagerten Isoliermaterials die Kernkühlung gewährleistet bleibt. Der Nachweis umfasste folgende Punkte:

- Erzeugung von abgelösten Isoliermaterialien und ggf. anderen Stoffen
- Transport des Isoliermaterials im Containment und Sumpfwasser
- Druckverlust an den Sumpfsieben, Sicherstellung eines ausreichenden Pumpenvordrucks zur Vermeidung von Kavitation
- Penetration von Isoliermaterial durch das Sumpfsieb
- Auswirkungen durch Eintrag von Isoliermaterial in Komponenten im Nachkühlkreislauf und in den Reaktorkern mit Ablagerungen an den Brennelementen
- Sauberkeit der Anlage
- anlageninterne Notfallmassnahmen (z. B. Rückspülen der Sumpfsiebe)

Zum Nachweis der Wirksamkeit der eingesetzten Filterkassetten wurden vom Hersteller Versuche mit KKG-spezifischem Isoliermaterial durchgeführt, die zeigten, dass der Druckverlust über die Filterkassetten weit unterhalb der zulässigen Auslegungswerte liegt.

Gesamthaft kam das ENSI zum Ergebnis, dass mit dem Einbau der Filterkassetten die Kernkühlung mit grösseren Margen sichergestellt ist.

Das ENSI bewertet die Nachrüstung der Filterkassetten als eine Massnahme die dem Stand der Nachrüsttechnik entspricht. Die Beurteilung wird durch die Tatsache unterstützt, dass die Filterkassetten des gleichen Herstellers auch in mehreren französischen Kernanlagen nachgerüstet wurden. Mit dem durchgeführten Nachweis des Bruchausschlusses der Hauptkühlmittleitung 2005 und der Tat-

sache, dass das KKG über kein Containmentsprühsystem verfügt, reduzieren sich die Anforderungen an die Filterkassetten. Ein direkter Vergleich der realisierten Filterflächen in den Sumpfen anderer Anlagen, z. B. in französischen Kernkraftwerken, ist nicht möglich, da die Bedingungen, unter denen das Isolationsmaterial im Störfall abgetrennt und transportiert wird, sehr von spezifischen Gegebenheiten in der Anlage abhängen.

Bei der Beurteilung der Wirksamkeit der Sumpfsiebe wurde deutlich, dass das in der Anlage verwendete Isolationsmaterial sowie deren Kapselung mitentscheidend für die Dimensionierung der Siebflächen ist. Das KKG hat sich im Rahmen der eingereichten Unterlagen zur PSÜ nicht über Änderungen der Isolierung der Leitungen und Anlagenteile im Containment geäußert wie sie bei grösseren Anlagenänderungen auftreten können. Das ENSI fordert KKG auf, hierzu in einem Bericht Stellung zu nehmen.

Im KKG können bei erhöhter Druckdifferenz über die Sumpfsiebe die Redundanzen TH10/TH30 mit Kühlmittel aus dem Brennelementbecken im Rahmen einer Massnahme des Notfallhandbuchs rückgespült werden. Vergleichbare Massnahmen waren bisher in Deutschland der Sicherheitsebene 4 (Notfallhandbuch) zugeordnet. In der RSK-Stellungnahme¹⁸⁹ vom 13. März 2008 wurden die Massnahmen zum Rückspülen der Sumpfsiebe neu der Sicherheitsebene 3 zugeordnet, weil es in deutschen Anlagen langfristig zu einer erhöhten Druckdifferenz über die Sumpfsiebe kommen kann. Das ENSI ordnet das Rückspülen der Sumpfsiebe in KKG als eine Massnahme der Sicherheitsebene 4 ein, weil mit den neuen Sumpfsieben das Ansaugen der Einspeisesysteme aus dem Sumpf bei Auslegungstörfällen (Sicherheitsebene 3) gewährleistet ist.

Forderung 5.4-1:

Das KKG hat den aktuellen Stand des verwendeten Isoliermaterials für die Leitungen und Anlagenteile im Containment unter Berücksichtigung der im Überprüfungszeitraum durchgeführten Anlagenänderungen darzustellen und wenn notwendig die Auswirkungen auf die Auslegung der Sumpfsiebe zu bewerten. Die Ergebnisse sind in einem Bericht zusammenzufassen und dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 einzureichen.

Gesamthaft kommt das ENSI zum Ergebnis, dass mit den Nachrüstungen das nukleare Not- und Nachkühlsystem dem Stand der Nachrüsttechnik entspricht, sofern sich aufgrund der Ergebnisse aus den Forderungen kein neuer Erkenntnisstand ergibt. Die Anlagenänderungen werden als wesentliche Verbesserungen zur Beherrschung von Störfällen bewertet. Die Entwicklung des Zustands der Komponenten wird zukünftig immer wichtiger (siehe Forderungen in Kapitel 4.3.1).

5.4.5 Nukleares Zwischenkühlsystem

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

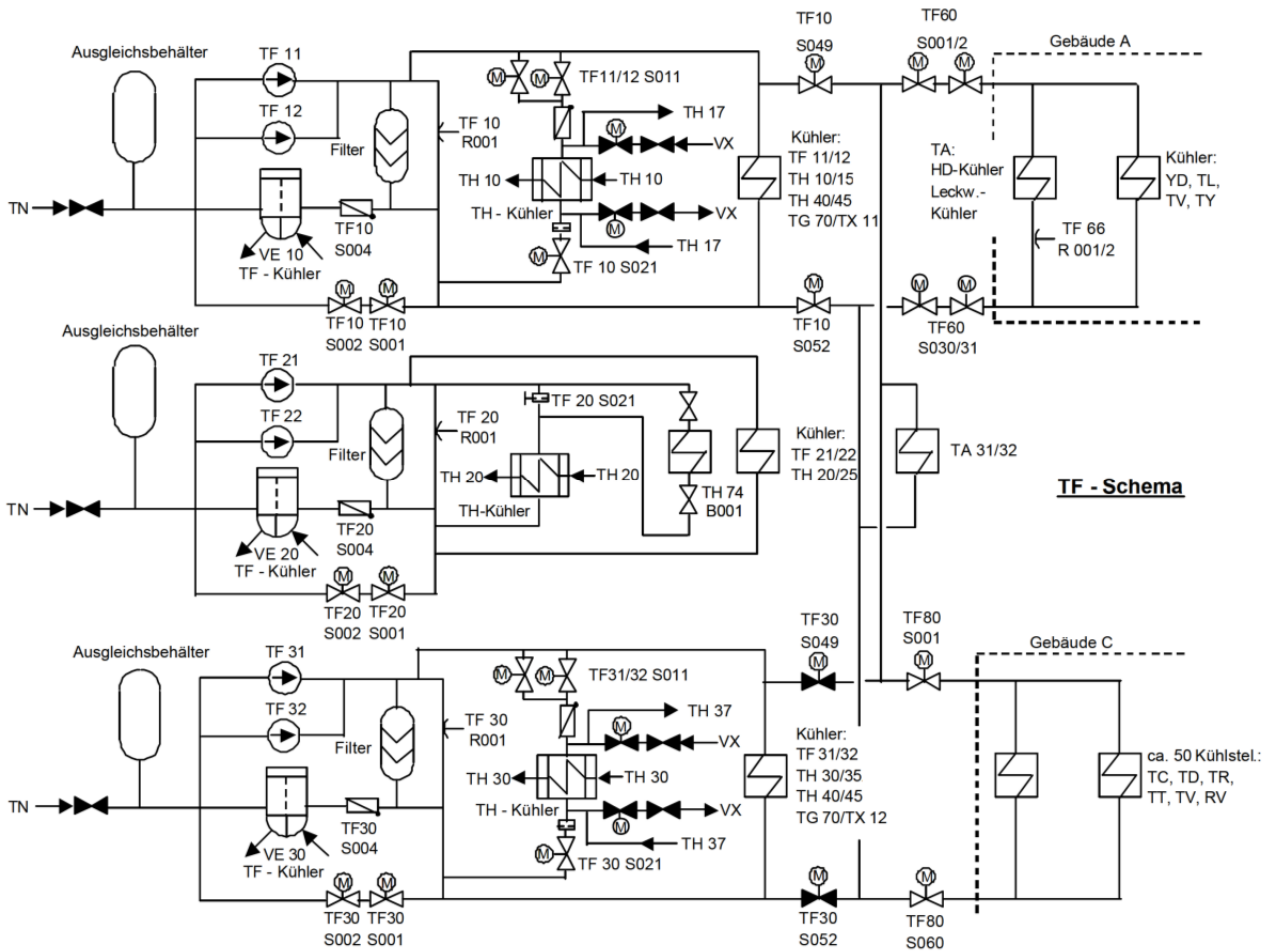


Abbildung 5.4-3: Funktionsschema des nuklearen Zwischenkühlsystems TF

Das dreisträngige nukleare Zwischenkühlsystem (System TF) (Abb. 5.4-3) ist Teil der sicherheitstechnisch wichtigen Nachkühlkette. Die Teilkreisläufe TF 10/20/30 bestehen im Wesentlichen aus je einem Zwischenkühler, je zwei notstromgesicherten Zwischenkühlwasserpumpen, je einem Ausgleichsbehälter und den sicherheitstechnisch notwendigen Kühlstellen des nuklearen Not- und Nachkühlsystems. Der Abfahrkühlkreislauf TF 20 versorgt ausserdem den BE-Beckenkühler TH 74 B001 mit Kühlwasser.

Das System TF hat die Aufgabe, bei jedem Betriebs- und Störfall die Wärmeleistung von den Kühlstellen verschiedener Reaktorhilfs- und Reaktornebenanlagen im Kontrollbereich sicher über das Nebenkühlwassersystem (VE) an das Flusswasser abzuführen. Das System TF bildet eine Aktivitätsbarriere zwischen dem nuklearen Not- und Nachkühlsystem und dem Flusswasser.

Angaben des KKG

Erfahrung aus dem Betrieb und Vorkommnissen

Im Überprüfungszeitraum wurden alle zwei Monate insgesamt 10 unterschiedliche TS-Prüfungen ohne Störungen durchgeführt. Im Februar 2007 kam es zu einer Funktionsstörung einer Drosselklappe (TF30), die als Vorkommnis U (vgl. Kap. 5.4.1) eingestuft wurde.

Zum nuklearen Zwischenkühlsystem hat das KKG im Überprüfungszeitraum 26 externe Erfahrungsmeldungen ausgewertet, von denen 10 Meldungen für die Anlage relevant waren und in einigen Fällen Massnahmen ergriffen wurden. In einem Fall handelte es sich um Abweichungen bei den Standsicherheitsnachweisen von sicherheitstechnisch wichtigen Aggregaten, deren Befestigungen nicht mit den Angaben in den Nachweisen übereinstimmten. Die unmittelbare Überprüfung der wichtigsten Aggregate vor Ort zeigte keine Abweichungen. In der Revision 2004 erfolgte eine nochmalige Überprüfung anhand der Standfestigkeitsnachweise, wobei auch Pumpen der Systeme RS, RX, TA, TH, TX, UD, VE überprüft wurden. Diverse Abweichungen wurden festgestellt und sind für die Beurteilung zum Teil neu nachgerechnet worden. 2006 wurden die Anzugsmomente der Befestigungsschrauben der Zwischenkühlwasserpumpen nochmals überprüft. Das KKG kam zum Ergebnis, dass alle Befestigungen die Anforderungen erfüllten.

Ein weiteres externes Vorkommnis betraf die Schwergängigkeit einer Absperrklappe wegen Korrosion. Dieser Befund erforderte jedoch keine zusätzlichen Massnahmen, weil im KKG die Ursache der Korrosion durch den entsprechenden periodischen Austausch der Dichtungen im Rahmen des Wartungsprogramms ausgeschlossen werden kann. In allen anderen Fällen betrafen die Meldungen Leckagen und Schäden an den Zwischenkühlern des nuklearen Zwischenkühlkreislaufs, die im Wesentlichen mit dem Abschluss des Kühlerausstausches 2009 erledigt sind.

Das KKG kommt zum Ergebnis, dass es im Überprüfungszeitraum zu keinen Ausfällen oder nennenswerten Betriebsstörungen des nuklearen Zwischenkühlsystems kam, und dass das System mit hoher Zuverlässigkeit betrieben wurde. Jeweilige Kühlrohrleckagen führten ein- bis zweimal pro Jahr zu einer Nichtverfügbarkeit des jeweiligen Stranges.

Instandhaltung/Alterung

Das KKG bemerkt, dass die aufgetretenen Erosionsschäden an den Kühlerrohrbündeln zu keinem Zeitpunkt die Sicherstellung der Sicherheitsfunktionen beeinträchtigt hat.

Anlagenänderungen

In der Strangrevision 2001 wurde eine Entlüftungsleitung (TF80Z043) mit Abschlussarmatur nachgerüstet, um das Befüllen des Systems nach Revisionen zu vereinfachen. Im gleichen Jahr erfolgte der Austausch der Sicherheitsventile TF50/TF80S001, um Wiederholungsprüfungen im Austauschverfahren durchführen zu können.

Im Rahmen der Sanierung sicherheitstechnisch wichtiger Armaturen wurden 2001 Armaturen des nuklearen Zwischenkühlsystems modifiziert (siehe Kap.5.4.11).

In den Strangrevisionen von 2004 bis 2009 erfolgte ein Austausch der Laufräder der TF-Pumpen durch Laufräder aus Material, das dem Stand der Technik entspricht. An den bisherigen Laufrädern aus Grauguss wurden Rissanzeigen festgestellt.

In den Strangrevisionen von 2006 bis 2009 wurden die drei Zwischenkühler TF10/20/30B001 ausgetauscht, weil an den Kühlern Alterungsschäden aufgetreten waren.

Um leichte Stopfbuchsleckagen von Schmieröl an den Zwischenkühlwasserpumpen zu eliminieren, ist der Einbau eines neuen Dichtungssystems während der Strangrevisionen bis 2013 geplant bzw. bereits an einigen Strängen durchgeführt.

Das KKG bewertet die beschriebenen Änderungen und Nachrüstungen als Verbesserungen des Systems und sieht keinen Bedarf für weitere Änderungen und Nachrüstungen.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI hat die Erfahrung aus dem Betrieb und den Vorkommnissen sowie die Anlagenänderungen auf der Grundlage der Richtlinie HSK-R-48 und der in Kapitel 5.4.1 angegebenen Kriterien für die Wirksamkeit, Zuverlässigkeit und den Zustand von sicherheitsrelevanten Anlagenteilen sowie der Richtlinie HSK-R-15 bewertet.

Beurteilung des ENSI

Erfahrung aus dem Betrieb und Vorkommnissen

Das ENSI bewertet die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit des Zwischenkühlkreislauf in der Vergangenheit auf der Basis der störungsfrei durchgeführten TS-Prüfungen sowie nur einem unklassierten meldepflichtigem Vorkommnis als gut. Im Falle des Vorkommnisses wäre die Sicherheitsfunktion des Stranges trotz der Störung gewährleistet gewesen.

Aus den Darlegungen zur Auswertung externer Ereignisse wird ersichtlich, dass durch die Verfolgung externer Betriebserfahrungen aus vergleichbaren Anlagen mögliche wesentliche Schwachstellen in der eigenen Anlage erkannt werden können. Die Darlegung zur Überprüfung der Standsicherheitsnachweise sicherheitstechnisch wichtiger Aggregate zeigte, dass auch im KKG Abweichungen festgestellt wurden, die beurteilt werden mussten. Weitergehende Massnahmen waren aber nicht notwendig. Damit stand das System im Überprüfungszeitraum auch bei Einwirkungen von aussen bzw. bei Erdbeben entsprechend der Auslegung uneingeschränkt zur Verfügung.

Die weiteren externen Ereignisse bestätigten die bereits durchgeführte Instandhaltung sowie die Notwendigkeit eines rechtzeitigen Austauschs der Zwischenkühler, damit auch zukünftig von einer hohen Verfügbarkeit des Systems ausgegangen werden kann.

Die in der Vergangenheit ein- bis zweimal pro Jahr notwendige Behebung von Rohrleckagen an den Zwischenkühlern hat die Verfügbarkeit der Stränge leicht reduziert, ist aber durch die Auslegung des Zwischenkühlsystems ausreichend abgedeckt, die Strangrevisionen im Leistungsbetrieb zulässt.

Instandhaltung und Alterungsüberwachung

Das ENSI verweist auf die entsprechenden Forderungen in Kap. 4.3.

Anlagenänderungen

Das ENSI beurteilt die Nachrüstung der Entlüftungsleitung, den Austausch der Sicherheitsventile und den Einbau eines neuen Dichtungssystems in die TF-Pumpen als Massnahmen, die die betrieblichen Abläufe vereinfachen. Der Austausch der Laufräder der TF-Pumpen durch Laufräder aus weniger rissanfälligem Material und der Austausch der Zwischenkühler sind Massnahmen, die langfristig die

auslegungsgemäße Sicherheitsfunktion des Systems bei hoher Verfügbarkeit gewährleisten. Die Systemauslegung hat sich durch diese Massnahmen nicht geändert.

5.4.6 Nukleares Nebenkühlwassersystem

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Das nukleare Nebenkühlwassersystem (System VE) (Abb. 5.4-4) hat die Aufgabe im Normalbetrieb und bei Störfällen die anfallende Wärme aus dem nuklearen Zwischenkühlkreislauf und dem Kaltwassersystem abzuführen. Im Notstromfall gewährleistet das System zusätzlich die Wärmeabfuhr der vier Notstromdiesel (EY). Das Nebenkühlwassersystem ist viersträngig aufgebaut und elektrisch jeweils von einer Notstromschiene versorgt. Der vierte Strang (VE40) verfügt nicht über einen nuklearen Zwischenkühler, kann aber bei Ausfall einer anderen VE-Pumpe auf deren Strang geschaltet werden und deren Kühler mit Kühlwasser mitversorgen. Das System erfüllt das N-2 Kriterium; d. h. falls nach der primären Unfallursache eine aktive Komponente versagt und eine weitere in Wartung oder in Reparatur ist, wird die erwähnte Wärmeabfuhr noch voll gewährleistet.

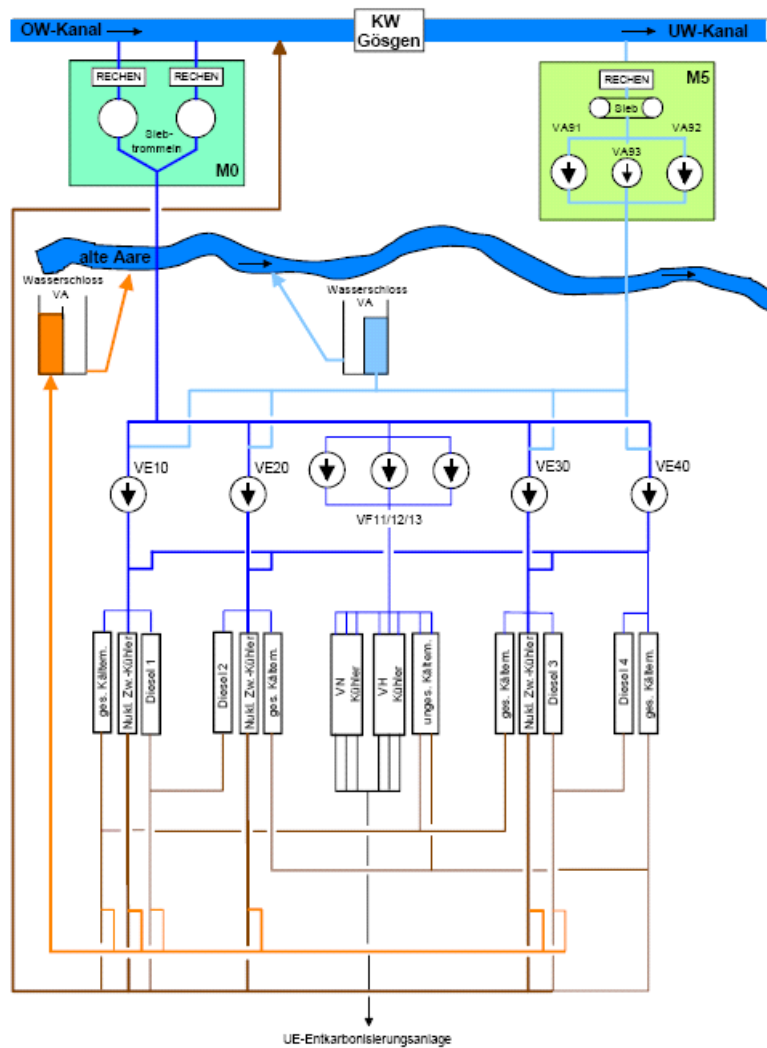


Abbildung 5.4-4: Funktionsschema des nuklearen Nebenkühlwassersystems VE

Angaben des KKG

Erfahrung aus dem Betrieb und Vorkommnissen

Am nuklearen Nebenkühlwassersystem wird alle zwei Monate eine TS-Prüfung durchgeführt. Im Überprüfungszeitraum traten dabei in zwei Fällen Störungen auf, die als Vorkommnisse B eingestuft wurden.

Im ersten Fall konnte bei den Vorbereitungsmaßnahmen für die Reaktorschutzprüfung die nukleare Nebenkühlwasserpumpe 4VE40D001 nicht gestartet werden. Ursache war ein Bruch der Rückspannfeder der mechanischen Einschaltverriegelung des Leistungsschalters. Die Nichtverfügbarkeit der nuklearen Nebenkühlwasserpumpe 4VE40D001 und des zugehörigen Notstromdiesels EY41D001 dauerte knapp eine Stunde.

Im zweiten Fall öffnete bei einer Reaktorschutzprüfung die Rückschlagklappe 0VE40S022 nicht vollständig, so dass der gemäss Technischer Spezifikation erforderliche Kühlwasservolumenstrom nicht erreicht wurde. Verursacht war die Fehlfunktion durch einen Bolzen, der sich gelöst hatte.

Das KKG bewertet die Betriebssicherheit des Systems als hoch, weil das nukleare Nebenkühlwassersystem bis auf die Vorkommnisse und die Strangrevisionen lückenlos verfügbar war.

Zum nuklearen Nebenkühlwassersystem hat das KKG im Überprüfungszeitraum vier externe Erfahrungsmeldungen ausgewertet, wobei die Schadensmeldungen zur mikrobiologisch induzierten Korrosion (vorwiegend Lochfrass) von Relevanz waren, da ähnliche Schäden am System auch im KKG auftraten. Das KKG hat die Leitungen repariert oder im Rahmen von Anlagenänderungen die Leitungen durch rostfreie Ausführungen ersetzt. Dieses Vorgehen hat sich gemäss der Beurteilung vom KKG bewährt.

Anlagenänderungen

Das KKG hat folgende Anlagenänderungen und Nachrüstungen angegeben:

- In den Jahren 1997 bis 1999 wurden im Nebenkühlwassersystem Flanschpaare und Ausbaustücke für die mechanische Rohrreinigung nachgerüstet.
- Im Jahr 2003 wurde eine Zugangsöffnung für den Rohrleitungstausch in den Kühlwasserkanal ZW8410 eingebaut.
- In den Jahren 2003 bis 2004 erfolgte der Ausbau einer Rohrreinigungsanlage (Taproggeanlage), die seit 1986 nicht mehr betrieben wurde.
- In den Strangrevisionen 2003 und 2004 wurden die Rückschlagarmaturen VE11/31S210 aufgrund von Verschleiss und Korrosion ersetzt.
- In den Jahren 2004 und 2008 erfolgte ein Ersatz der Zulaufleitungen zu den Notstromdieseln EY31/EY41 und EY11/EY21 durch Leitungen in rostfreier Ausführung.
- In den Jahren 2005 bis 2008 wurden die gemeinsamen Rücklaufleitungen der Diesel EY31/41 und EY11/21 durch separierte Leitungsabschnitte zur Sanierung bzw. zur Vereinfachung der Dieselfreisaltungen ausgetauscht.

Das KKG bewertet die Anlagenänderungen/Nachrüstungen als Verbesserungen des Rohrleitungssystems, die sich bewährt haben.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI hat die Erfahrung aus dem Betrieb und den Vorkommnissen sowie die Anlagenänderungen auf der Grundlage der Richtlinie HSK-R-48 und der in Kapitel 5.4.1 angegebenen Kriterien für die Wirksamkeit, Zuverlässigkeit und den Zustand von sicherheitsrelevanten Anlagenteilen sowie der Richtlinie HSK-R-15 bewertet.

Beurteilung des ENSI

Erfahrung aus dem Betrieb und Vorkommnissen

Das ENSI beurteilt die Anzahl von zwei Vorkommnissen am System, die auch im Anforderungsfall zu einem Ausfall eines Stranges des Systems geführt hätten, für einen Überprüfungszeitraum von 10 Jahren als gering, zumal es zu keinem Ausfall aufgrund der gleichen Ursache kam.

Entsprechend der Beurteilung des ENSI hat das KKG die Erkenntnisse aus der Auswertung externer Ereignisse rechtzeitig bei der vorsorgenden Instandhaltung und bei den Anlagenänderungen berücksichtigt, so dass auch deshalb das System im Überprüfungszeitraum bei hoher Verfügbarkeit betrieben werden konnte.

Anlagenänderungen

Das ENSI beurteilt die Nachrüstung der Flanschpaare, den Einbau einer Zugangsöffnung in den Kühlwasserkanal und den Ausbau der Rohrreinigungsanlage als Massnahmen, die die betrieblichen Abläufe vereinfachen. Mit dem Austausch der Rückschlagarmaturen, dem Austausch der Zulaufleitungen durch Leitungen in rostfreier Ausführung und dem Einbau separierter Rücklaufleitungen wurden korrosionsbedingte Schwachstellen am System beseitigt. Damit wird auch langfristig die Sicherheitsfunktion des Systems entsprechend der Auslegung bei hoher Verfügbarkeit gewährleistet. Das ENSI beurteilt die Separation der Rücklaufleitung auch als Massnahme, mit der mögliche Fehlerquellen bei der Absicherung der Notstromdiesel reduziert werden, und mit der die Betriebssicherheit verbessert wird. Die Systemauslegung hat sich durch diese Massnahmen nicht geändert.

5.4.7 Notstrom- und Notstanddieselanlage

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Die Notstromdieselanlage EY ist viersträngig aufgebaut. Jeder einzelne Strang ist einer Redundanz zugeordnet und umfasst im Wesentlichen einen Dieselmotor mit einer eigenen Startluftanlage, einen Kraftstoff-Tagestank und -Vorratsbehälter und eine Kraftstoff-Förderpumpe sowie einen Generator.

Die Notstromdieselanlage übernimmt automatisch die Spannungsversorgung sicherheitstechnisch wichtiger Aggregate bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung durch die 400-kV- und 220-kV-Anlage und gewährleistet so ein sicheres Abfahren und Nachkühlen der Reaktoranlage.

Die Notstanddieselanlage FY umfasst zwei 100 %-Stränge. Die Hauptbestandteile eines Strangs sind ein Dieselaggregat mit eigener Startluftanlage und ein Kraftstoff-Vorratsbehälter. Die Dieselmotoren treiben jeweils neben dem direkt angekoppelten Generator eine Notstandspeisepumpe über ein Übersetzungsgetriebe an.

Die Aufgabe der Notstanddieselanlage ist, bei Störfällen aufgrund äusserer Einwirkungen (EVA) wie Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle, Erdbeben, Sabotage, usw., bei denen die Notstromdiesel-

anlage nicht verfügbar ist, die Energieversorgung der Notstandstränge sicherzustellen. Die Notstandstränge dienen der autarken Aufrechterhaltung des sicheren Zustandes der Anlage über 10 Stunden ohne Einwirken des Betriebspersonals. Weiterhin ist mit dem Notstandsträngen das Abschalten und Abfahren der Reaktoranlage in einen kalten und drucklosen Zustand und die Kühlung des Brennelementbeckens möglich.

Angaben des KKG

Erfahrung aus dem Betrieb und Vorkommnissen

Bei den TS-Prüfungen kam es zu acht meldepflichtigen Vorkommnissen mit direkten Auswirkungen auf die Verfügbarkeit der Notstromdieselanlagen, wovon zwei als Vorkommnisse B eingestuft wurden (siehe hierzu die detaillierten Angaben in den Kapiteln 5.5.1 und 5.7.2).

Bei den Notstanddieselanlagen traten drei meldepflichtige Vorkommnisse auf, wovon zwei als Vorkommnisse B eingestuft wurden (siehe Kapitel 5.7.3).

Die Betriebsbereitschaft der betroffenen Notstrom- und Notstanddieselanlagen wurden alle nach der Instandsetzung innerhalb der von der Technischen Spezifikation maximal zulässigen Reparaturzeit nachgewiesen.

In der folgenden Tabelle 5.4-2 werden vom KKG aus den Nichtverfügbarkeiten der Notstromdieselanlagen abgeleitete WANO-Sicherheitsindikatoren für den Überprüfungszeitraum angegeben (siehe auch Kapitel 4.1.2). KKG erläutert, dass die von KKG angegebene Nichtverfügbarkeit der Notstromdieselanlagen im internationalen Vergleich sehr konservativ angegeben wurde.

Tabelle 5.4-2: Nichtverfügbarkeit der Notstromsysteme EY11 bis EY41

Jahr	KKG	WANO Median	WANO Best Quartile
1998	0	0.0029	0.0001
1999	0.0015	0.0033	0.0003
2000	0.0003	0.0035	0.0003
2001	0.0006	0.0028	0.0001
2002	0.0002	0.0034	0.0001
2003	0.0003	0.002	0
2004	0.0002	0.0031	0
2005	0.0007	0.0026	0.0001
2006	0	0.002	0
2007	0.0009	0.0027	0

Das KKG legt dar, dass die Notstromdiesel EY des KKG mit ihrer Performance zwischen den besten 25 % und 50 % der WANO-Vergleichsanlagen liegen und dass die Analyse der Vorkommnisse keine Häufung gemeinsamer auslösender Ursachen zeigte.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI hat die Erfahrung aus dem Betrieb und den Vorkommnissen auf der Grundlage der Richtlinie HSK-R-48 und der in Kapitel 5.4.1 angegebenen Kriterien für die Wirksamkeit, Zuverlässigkeit und den Zustand von sicherheitsrelevanten Anlagenteilen sowie der Richtlinie HSK-R-15 bewertet.

Beurteilung des ENSI

Erfahrung aus dem Betrieb und Vorkommnissen

Bei den unklassierten meldepflichtigen Vorkommnissen zu den Notstrom- oder Notstanddieselanlagen kam es zwar zu Abweichungen vom Normalbetrieb, im Anforderungsfall wäre aber die Sicherheitsfunktion auslegungsgemäss gewährleistet gewesen. Bei einem der Kategorie B zugeordneten Vorkommnis einer von sechs Notstrom- oder Notstanddieselanlagen muss unterstellt werden, dass die Dieselanlage bei Anforderung nicht auslegungsgemäss zur Verfügung gestanden hätte. Diese Vorkommnisse wurden der Kategorie B zugeordnet, weil die Sicherheitsfunktion im Anforderungsfall durch eine der redundanten Ausrüstungen gewährleistet war. Eine Wiederholung eines Vorkommnisses mit gleicher Ursache wurde nicht zuletzt durch die ergriffenen Massnahmen des KKG verhindert. Das ENSI bewertet auf der Basis der vier aufgetretenen relevanten Vorkommnisse innerhalb von 10 Jahren die Verfügbarkeit der sechs Dieselanlagen als gut, zumal die Betriebsbereitschaft jeweils weit unterhalb der gemäss Technischer Spezifikation zulässigen Reparaturzeiten wieder hergestellt wurde.

Die Werte des WANO-Performanceindicators für die Nichtverfügbarkeit der Notstromdieselanlagen des KKG zeigen auch im internationalen Vergleich eine gute Verfügbarkeit. Auf der Grundlage der bisherigen Erfahrungen erwartet das ENSI auch zukünftig eine ähnlich gute Verfügbarkeit der Notstrom- und Notstanddieselanlagen.

5.4.8 Abgasbehandlungssystem

Angaben des KKG

Auslegung und Funktionsbeschreibung

Im Primärkühlmittel sind radioaktive Spaltgase sowie Wasserstoff enthalten. Daher muss die Gasatmosphäre aller Behälter, die Primärkühlmittel enthalten, besonders behandelt werden. In diesen Gefässen herrscht ein leichter Unterdruck, damit Gase nicht unkontrolliert entweichen können. Alle an das System TS angeschlossenen Komponenten müssen mit ausreichenden Schutzgasmengen (Stickstoff) gespült werden, um die Bildung eines zündfähigen Gemisches aus Wasserstoff und Sauerstoff zu verhindern. Der Spülkreislauf enthält deshalb etwa 98 % Stickstoff.

Das Abgassystem (System TS) hat im Wesentlichen die Aufgaben, Knallgasexplosion zu vermeiden, Korrosion und Wasserstoffversprödung im Reaktorkühlkreislauf zu minimieren, radioaktive Gase solange zurück zu halten, bis sie weitestgehend abgeklungen sind und die Unterdruckhaltung in Behältern sicherzustellen, um Gasaustritte zu verhindern. Zum Abgassystem mit einem Unter- und einem Überdruckteil gehören zwei Abgaskompressoren, zwei Rekombinatoren und eine Verzögerungsstrecke. An den Unterdruckteil sind unter anderem der Kühlmittelspeicher, Druckhalterabblasetank, Entgaser, Kühlmittelverdampfer, Volumenausgleichstank und Borsäurebehälter angeschlossen.

Das System ist mit zwei parallelen Rekombinatoren ausgerüstet. Einer der beiden ist bei Normalbetrieb immer durchgeschaltet. Vor und hinter den Rekombinatoren befinden sich Messstellen, die die Wasserstoff- und Sauerstoffkonzentration messen. Um Knallgasbildung zu verhindern, muss der Wasserstoffgehalt vor dem Rekombinator immer unter 4 Vol.-% sein. Dies wird mittels des Durchsatzes geregelt. Damit die Rekombination möglichst vollständig erfolgt und gleichzeitig die Korrosion durch Sauerstoff nach den Rekombinatoren verhindert wird, wird vor den Rekombinatoren das stöchiometrische Gleichgewicht eingestellt. Dies wird im Normalfall durch Zudosierung von Sauerstoff auf < 2 Vol.-% erreicht.

Nach einem Trockner folgt die Verzögerungsstrecke, die in erster Linie dazu dient, den Austritt der anfallenden radioaktiven Edelgase in die Atmosphäre unter Ausnutzung des radioaktiven Zerfalls so lange zu verzögern, bis ihre Aktivität auf zulässige Werte abgesunken ist. Die Verzögerung beruht auf der Adsorption (Anlagerung) von Edelgasmolekülen innerhalb des Porensystems der Aktivkohle. Die Verzögerungszeiten sind im Wesentlichen von Parametern wie Gaszusammensetzung, Gasdurchsatz, Temperatur, Druck im Aktivkohlebett und Feuchtegehalt der Kohle abhängig. Mit steigendem Druck, sinkendem Durchsatz, sinkender Temperatur und sinkendem Feuchtegehalt vergrößert sich die mittlere Verweilzeit. Aus diesem Grund erhöhen Kompressoren den Druck nach den Rekombinatoren von 0,8 auf 8 bar und die Aktivkohle wird gekühlt. Bei den beiden Abgaskompressoren handelt es sich um dreistufige Wasserringkompressoren mit einer einstufigen Seitenkanalpumpe zur Förderung der Betriebsflüssigkeit. Bei Normaldurchsatz ist die Verzögerungsstrecke für eine Verzögerungszeit von 60 Tagen für Xe und 60 Stunden für Kr ausgelegt.

Am Ausgang der Verzögerungsstrecke wird die Aktivitätskonzentration des Gases bestimmt bevor die Einleitung in die Mischkammer und danach die Abgabe über den Abluftkamin an die Atmosphäre erfolgt.

Funktionsprüfungen

Einmal pro Jahr wird die Verzögerungszeit für Edelgase in der Verzögerungsstrecke überprüft. Über die Aktivität der Nuklide Kr-85m und Kr-88 wird die Verzögerungszeit für Krypton bestimmt. Dabei wurden Verzögerungszeiten von circa 150 Stunden gemessen, was 2,5-mal höher ist als gefordert. Aus Analogiegründen wird damit die Verzögerung von Xe ebenfalls länger andauern.

Die Aktivitätskonzentrationen werden während der gesamten Abgabeperiode zusammen mit den Volumenströmen registriert. Im Überprüfungszeitraum wurden die zulässigen Jahreslimiten für Iod, Aerosole und Edelgase über das Abluftsystem TL eingehalten.

Vorkommnis

Innerhalb des Überprüfungszeitraums kam es im Abgasbehandlungssystem am 19. Dezember 2000 zu einem Vorkommnis U. Im Rahmen der Wiederinbetriebnahme nach einer Reparatur wurde der Abgaskompressor mit Deionat gefüllt. Infolge der ungünstigen Druckverhältnisse strömte radioaktives Trägergas unter Verdrängung von Deionat aus dem Abgassystem TS in das inaktive Deionatversorgungssystem. Von dort gelangte das Gas auch in den Kondensator des Sekundärkreislaufs, wodurch eine unvorhergesehene Abgabe über den Abluftkamin an die Umwelt erfolgte. Alle Abgaben erfolgten über Pfade, welche betrieblich überwacht werden. Abschätzungen ergaben, dass die Abgabe über den Kamin bei 0,001 % der Kurzzeitabgabelimite lag. Nach der detaillierten Analyse des Vorfalls wurden mit Zustimmung der HSK zwei Massnahmen umgesetzt, die eine Wiederholung des Vorfalls ausschliessen sollen. Zum einen erfolgt neu das Füllen eines Abgaskompressors mit Betriebsflüssigkeit

(Deionat) in drucklosem Zustand. Der Druckschieber bleibt während des Füllvorgangs geschlossen. Zum anderen wurde in der Deionatleitung UD21Z001 an der Grenze zur kontrollierten Zone eine Rückschlagklappe eingebaut, die ein Rückströmen von flüssigem oder gasförmigem Medium verhindert.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Die Beurteilung des ENSI stützt sich auf die Norm DIN 25 455 „Behandlung radioaktiv kontaminierter Gase in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren“ und der KTA-Regel 3605 „Behandlung radioaktiver kontaminierter Gase in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren“.

Beurteilung des ENSI

Die Ergebnisse der jährlichen Funktionstests, die rund 2,5-mal höhere Verzögerungszeiten ausweisen als gefordert, ein störungsfreier Betrieb und die im Vergleich zu den Abgabelimiten deutlich niedrigeren effektiven radioaktiven Abgaben bestätigen die Zuverlässigkeit des Abgassystems im Überprüfungszeitraum. Das meldepflichtige Vorkommnis (Dezember 2000) hatte unbedeutende Auswirkung auf die Sicherheit der Anlage und die Umwelt. Die Umsetzung von systemtechnischen und administrativen Verbesserungsmaßnahmen durch das KKG schliesst eine Wiederholung des Vorfalls aus.

Das System erfüllt seine Aufgabe und entspricht dem Stand der Technik.

5.4.9 Containment einschliesslich Personen- und Notschleuse

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Das Containment (XA), das als Volldruckbehälter ausgeführt ist, besteht aus einer kugelförmigen, gasdicht verschweissten Stahlhülle mit einem Durchmesser von 52 m und einer Dicke von 30 mm (siehe Abb. 5.4-5). Die Stahlhülle ruht in einem kalottenförmig ausgebildeten Betonfundament exzentrisch im Reaktorgebäude.

Das Containment dient der Rückhaltung radioaktiver Stoffen. Sämtliche in das Containment führenden Rohrleitungen und Kabel sowie die Personen- und Notschleuse sind so durch die Containmentwand geführt, dass die Rückhaltung radioaktiver Stoffe in jedem Fall gewährleistet ist. Für ausgewählte Durchführungen besteht eine Abkammerung mit Anschluss an das Leckabsaugesystem TX. Auftretende Leckagen werden im Schadensfall in das Containment zurückgeführt.

Der normale Personenzugang ins Containment erfolgt durch die Personenschleuse XC. Die Notschleuse XD stellt einen zweiten Fluchtweg im Falle einer Störung der Anlage dar, die eine Räumung des Gebäudes erforderlich macht. Das Fassungsvermögen der Schleusen beträgt 35 bzw. 6 Personen.

Die Türen der Schleusen sind mit Doppeldichtungen ausgestattet, dessen Zwischenraum vom System TX abgesaugt wird. Die Türen sind in Druckrichtung angeschlagen und so gegeneinander verriegelt, dass jeweils nur eine Tür geöffnet werden kann.

Angaben des KKG

Vorkommnisse und TS-Prüfungen

Das KKG legt in den eingereichten Unterlagen zur PSÜ dar, dass die gemäss Technischer Spezifikation geforderten integralen Leckratenprüfungen seit 1993 alle vier Jahre mit einer Druckdifferenz zur Umgebung von 0,5 bar durchgeführt werden. Die zulässige Leckrate bei auslegungsgemässen Störfallüberdruck (4,21 bar) beträgt 0,25 % des Containmentvolumens pro Tag (0,25 % LA). Die von 2001 bis 2009 durchgeführten drei integralen Prüfungen zeigten die folgenden Leckraten:

Tabelle 5.4-3: Integrale Leckratenprüfungen des Containments von 2001 bis 2009

Jahr der Prüfung	2001	2005	2009 ¹
Prüfüberdruck	0,518 bar	0,52 bar	0,524 bar
Ermittelte Leckrate bei Prüfdruck	0,0355 ± 0,0036 % LA	0,0547 ± 0,0038 % LA	0,0531 ± 0,0033 % LA
Zulässige Leckrate bei Prüfdruck	0,0814 % LA	0,0880 % LA	0,0882 % LA
Berechnete Leckrate bei Störfallüberdruck	0,1090 ± 0,0111 % LA ²	0,1559 ± 0,0138 % LA	0,1505 ± 0,0094 % LA

Legende

LA: Leckrate als Anteil des Containmentvolumens pro Tag

¹ Die Ergebnisse der integralen Leckratenprüfung von 2009 wurden vom ENSI in der Darstellung zusätzlich aufgenommen.

² Dieser Wert wurde vom ENSI nachträglich berechnet.

Reaktorgebäude mit Containment

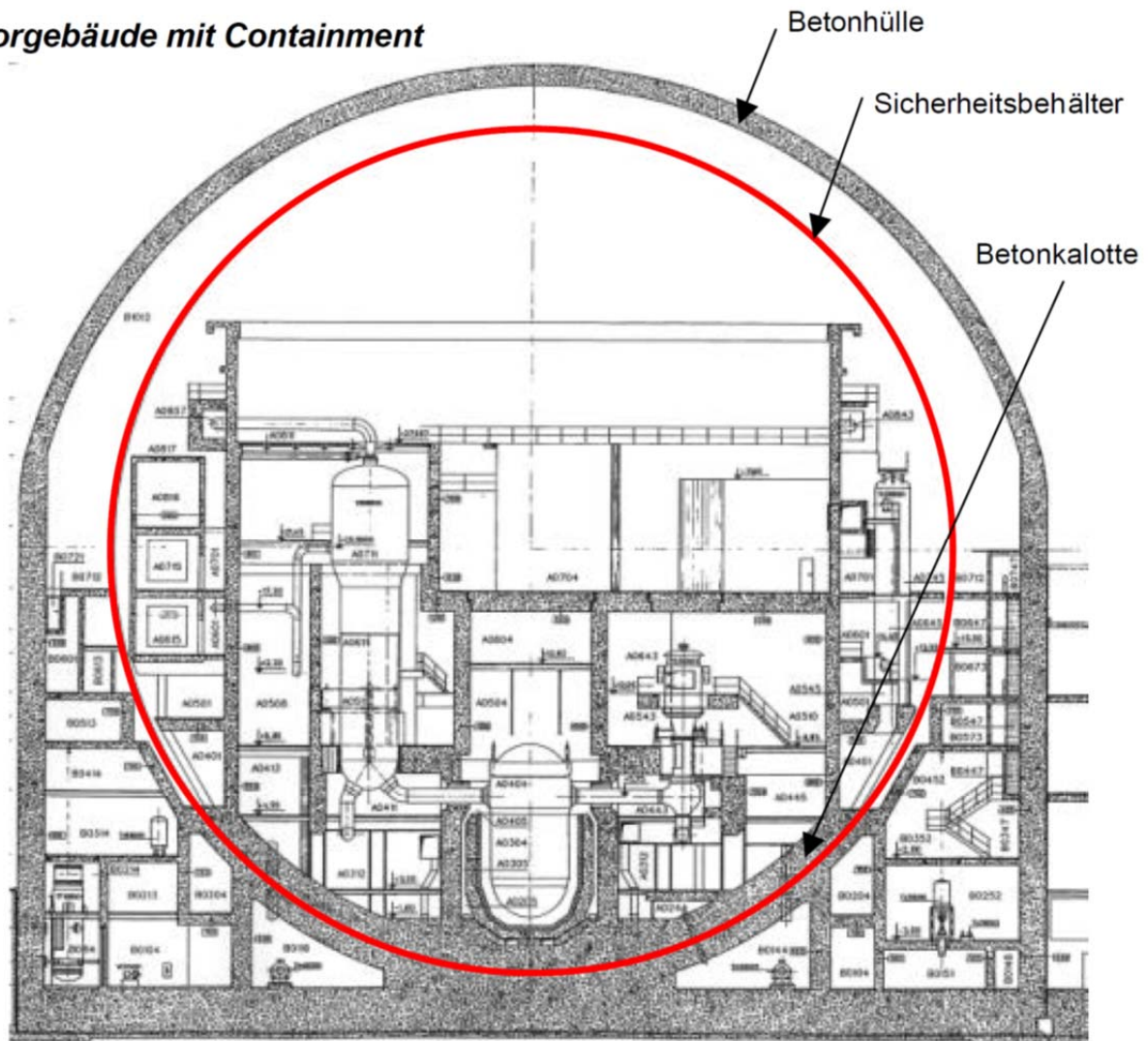


Abbildung 5.4-5: Querschnitt durch das Reaktorgebäude mit dem Primärcontainment (Sicherheitsbehälter) und dem Sekundärcontainment (Betonhülle)

Den allgemeinen Zustand der Stahlhülle mit den Durchführungen sowie die Dichtheit des Containments bewertet das KKG als gut. Die ermittelten Leckraten liegen unterhalb der zulässigen Werte. Andere zerstörungsfreie Prüfungen an der Stahldruckschale werden vom KKG nicht angegeben.

Zum Gebäudeabschluss hat das KKG keine eigenständige Bewertung abgegeben, erläutert aber, dass es im Mai 2003 bei einer TS-Prüfung zum Lüftungsabschluss ein meldepflichtiges Vorkommnis zum Gebäudeabschluss gegeben hat, das als Vorkommnis B eingestuft wurde.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Grundlage zur Bewertung der Leckratenprüfungen und der Leckrate des Containments sind die KTA-Regel 3405 und die Technische Spezifikation des KKG. Die Bewertungsgrundlage für den Zustand der Stahldruckschale ist die Verordnung über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (UVEK-Verordnung SR 732.114.5).

Beurteilung des ENSI

Prüfungen

Das Containment ist neben den Brennelementen (Brennstoffmatrix und Brennstoffhüllrohr) und der druckführenden Umschliessung des Primärkreislaufs die dritte Barriere zum Einschluss radioaktiver Stoffe. Die Dichtheit dieser Barriere hat eine hohe sicherheitstechnische Bedeutung für den Schutz von Mensch und Umwelt bei Störfällen. Die Ergebnisse der Leckratenprüfungen zeigen, dass sich die Leckrate in den Jahren 2005 und 2009 gegenüber der Messung von 2001 etwas verschlechtert hat, dass aber in jedem Fall der zulässige Wert der Technischen Spezifikation von 0.25 % LA bei Störfalldruck unterschritten bleibt. Auf der Grundlage der dargestellten Ergebnisse ist zu erwarten, dass die Integrität des Containments wie in der Vergangenheit auch zukünftig gewährleistet bleibt.

Beim vorliegenden Vorkommnis mit einer Fehlfunktion einer Gebäudeabschlussarmatur während einer TS-Prüfung war der Gebäudeabschluss durch die redundante Armatur gewährleistet. Beim zugehörigen Leitungssystem handelt es sich zudem um das Kaltwassersystem (UF), das zur Containment-Atmosphäre hin geschlossen ist. Das Risiko für eine Freisetzung über diesen Pfad ist deshalb weiter reduziert. Der Gebäudeabschluss zeigte mit nur einer Fehlfunktion einer Abschlussarmatur in 10 Jahren eine hohe Verfügbarkeit, die auch zukünftig zu erwarten ist.

Das dem ENSI vorliegende Wiederholungsprüfprogramm für die Stahldruckschale umfasst äussere und innere Prüfungen in Form von Besichtigungen (visuelle Prüfungen), lokale Oberflächenrissprüfungen im Bereich von Schleusen und Rohrleitungsdurchführungen, lokale Dichtheitsprüfungen und die integrale Leckratenprüfung des gesamten Containments. Diese Prüfungen entsprachen den Anforderungen des bis 2007 gültigen Regelwerks. Eine periodische Wandstärkenprüfung der Stahldruckschale ist bisher nicht vorgesehen.

In der Vergangenheit gab es Einzelmessungen der Wandstärke an Stellen, die von Korrosionerscheinungen betroffen waren oder im Bohrgrund von in die Stahldruckschale eingebrachten Gewindedacklöchern^{190,191}. Das Ergebnis aus dem Alterungsüberwachungsprogramm, dass Korrosion an der Stahldruckschale auszuschliessen ist und keine Ergänzungsmassnahmen erforderlich sind, ist zu hinterfragen. Das ENSI verweist auf die Forderungen 4.3-1 und 4.3-4 zur Alterungsüberwachung.

Das KKG gibt die Wandstärke des Stahlcontainments mit 30 mm an. In der Bewertung der Auslegung der Stahldruckschale wird gezeigt, dass der Versagensdruck deutlich über dem Auslegungsdruck liegt, es erfolgt jedoch keine Bewertung der Einhaltung der rechnerischen Mindestwandstärke.

Forderung 5.4-2:

Das KKG hat das Wiederholungsprüfprogramm des Containments um Prüfungen zu ergänzen, die geeignet sind, Art. 7 Abs. 1 der UVEK-Verordnung SR 732.114.5 zu erfüllen. Zudem ist zu zeigen, dass die rechnerische Mindestwandstärke gemäss Art. 7 der UVEK-Verordnung SR 732.114.5 an der Stahldruckschale eingehalten ist. Dabei sind auch unzugängliche Bereiche zu betrachten. Das Wiederholungsprüfprogramm sowie ein Bericht über die Ergebnisse sind bis zum 31. Dezember 2013 vorzulegen.

5.4.10 Wasser-Dampfkreislauf

Zu den sicherheitsklassierten Ausrüstungen des Wasser-Dampfkreislauf (Sekundärkreislauf) gehören ein Teil des Frischdampfsystems RA (bis und mit den Abschlussventilen), die FD-Umleitstation SF,

ein Teil des Speisewassersystems inkl. An- und Abfahrssystem (mit und von den Abschlussventilen) RL/RR, das Notspeisesystem RS, das Notstandssystem RX/VX sowie das Nebenkühlwasser VA.

Angaben des KKG

Das KKG hat für das Frischdampfsystem die Erosionskorrosion an Rohrleitungen und Schweissnähten als potenziell relevanten Alterungsmechanismus aufgeführt. Das KKG weist auf die sehr niedrigen Abtragraten für die ferritischen Rohrleitungen hin, die unter den KKG-typischen Dampfbedingungen zu erwarten sind. Damit sieht das KKG die Erosionskorrosion als unkritisch für das Frischdampfsystem an. Das KKG führt regelmässige Messungen der Wanddicken der Rohrleitungen im Rahmen des EROSKO-Programmes durch, um mögliche anfällige Bereiche frühzeitig zu erkennen.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Für die systematischen Programme der Instandhaltung und der Alterungsüberwachung gelten die Anforderungen gemäss Art. 32 und 35 KEV. Für die Bewertung der Ergebnisse der Wanddickenmessungen ist die Anforderung der rechnerischen Mindestwanddicke gemäss der angewendeten Bauvorschrift zu erfüllen.

Beurteilung des ENSI

Grundsätzlich begrüsst das ENSI die Überwachung der Erosionskorrosion für das System RA durch das KKG. Die Ergebnisse der bisherigen Messungen erfüllen die Anforderungen der gültigen Bauvorschrift. Dem ENSI liegen jedoch keine detaillierten Angaben zum aktuellen Stand des EROSKO-Programmes vor. Eine Bewertung der bisherigen Erfahrungen hinsichtlich des Auftretens von Erosionskorrosion an den Rohrleitungen des Frischdampfsystems erwartet das ENSI im Rahmen der Forderung 4.3-1.

5.4.11 Sicherheitstechnisch wichtige Armaturen

Angaben des KKG

Im Rahmen der Sanierung sicherheitstechnisch wichtiger Armaturen wurden die im Kraftfluss liegenden Teile von Stell- und Regelantrieben an Armaturen aus diversen Systemen (Frischdampf-, Speisewasser-, Notspeise-, Notstandssystem, etc.) rechnerisch überprüft. Daraufhin wurde der Austausch der vorhandenen Antriebe mit neuen und verstärkten Stellantrieben vorgenommen. Dabei wurden keine Änderungen an der druckführenden Umschliessung notwendig. Im Rahmen von Instandsetzungsarbeiten wurden bei Bedarf komplette Armaturen durch neue Ausführungen ersetzt.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI hat die Sanierung sicherheitstechnisch wichtiger Armaturen auf der Grundlage der Richtlinie HSK-R-48 und der in Kapitel 5.4.1 angegebenen Kriterien für die Wirksamkeit, die Zuverlässigkeit und den Zustand von sicherheitsrelevanten Anlagenteilen bewertet.

Beurteilung des ENSI

Der aufgrund einer systematischen Sicherheitsbewertung erkannte Verbesserungsbedarf an den Stell- und Regelantrieben mehrerer Armaturen aus diversen Systemen wurde vom KKG dem ENSI regelkonform gemeldet. Die Überprüfung der Zuverlässigkeit sicherheitstechnisch wichtiger Armatur-

ren und deren Instandsetzung ist für das ENSI ein gutes Beispiel für die Erfüllung der Anforderungen gemäss Art. 33, 35 und 36 KEV.

Durch diese Sanierungsmassnahmen wurden hohe Reibwerte im Bereich der Schieberplatten und Spindeln eliminiert und somit Verschleiss an den Armaturen reduziert wird. Auf der Grundlage der eingereichten Meldungen kann davon ausgegangen werden, dass sich die beschriebenen Massnahmen bewährt haben und die Zuverlässigkeit der Armaturen verbessert wurde.

5.5 Reaktorüberwachung

5.5.1 Sicherheitsleittechnik, Reaktorschutz

Hinweis zur Sicherheitsleittechnik und Ausblick über den Ersatz der Leittechnik

Sicherheitsklassierte Leittechnik wird neben dem Reaktorschutz (YZ/RX) in den Kapiteln Neutronenflussmesssysteme (Kap. 5.5.2), Störfallinstrumentierung (Kap. 5.5.3), Mensch-Maschine-Schnittstelle (Kap. 5.6.6) und die Stromversorgung (Kap. 5.7, Steuerungen als Bestandteile der Dieselsysteme), behandelt. Eine Auflistung aller 1E-klassierten leit- und elektrotechnischen Ausrüstungen enthält die KKG-1E-Komponentenliste, bestehend aus einzelnen Störfallklassifizierungsmatrizen^{192,193,194,195,196}, ergänzt durch das regelmässig aktualisierte Handbuch zur 1E-Komponentenliste.¹⁹⁷

Ausblick über den Ersatz der Leittechnik (Projekt LETA)

Die bestehenden Leittechniksysteme sind seit der Inbetriebsetzung des KKG im Jahre 1979 in Betrieb und sind inzwischen durch die Lieferanten abgekündigt. Reparaturen und Beschaffung von Ersatzteilen sind seit Jahren nicht mehr über den Lieferanten möglich. Die Reparatur der Komponenten wird nach Vorgaben des Lieferanten von KKG-Personal durchgeführt, welches entsprechend ausgebildet wurde (vgl. hierzu Kap. 4.3.3).

Grundsätzlich ist im Projekt LETA (Leittechnik Austausch) ein funktionaler 1:1-Ersatz mit punktuellen Verbesserungen/Optimierungen vorgesehen.

Die Ziele der Umrüstung bestehen in der Sicherstellung der leittechnischen Funktionen hinsichtlich einer angestrebten Betriebsdauer von 60 Jahren, dem Erhalt des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik, der Sicherstellung von Kapazitäten für Erweiterungen/Nachrüstungen, sowie der Sicherstellung einer längerfristigen Instandhaltung.

Betroffen ist ein grosser Anteil der Leittechniksysteme im Schaltanlagegebäude und Notstandsgebäude (inklusive Reaktorschutz, Begrenzungen, Regelungen, binäre Steuerungen) wie auch alle Dieselsteuerungen (Notstrom, Notstand, 2. Wasserfassung) sowie die Kühlwasserschutzlogik KWSL in der 2. Wasserfassung.

Die Realisation des Projektes wird in Teilprojekten, d. h. in so genannten Umrüstpaketen erfolgen. Ein Umrüstpaket umfasst einen bestimmten Teil der Leittechnik, z. B. den ungesicherten Reaktorschutz, und wird auf den vom Regelwerk vorgegebenen Hierarchiestufen 1 bis 4 (Konzept, Auslegung, Montage und Inbetriebnahme) abgewickelt.

Offiziell wurde das Projekt LETA dem ENSI im Januar 2009 vorgestellt. Im Rahmen dieser Vorstellung war der Abschluss des ganzen Austausches der Leittechnik bei optimalen Voraussetzungen für das Jahr 2020 geplant.

Aufgabe, Aufbau, Funktion und Betriebsweise des Reaktorschutzsystems

Das Reaktorschutzsystem hat die Aufgabe, die Anregekriterien (sicherheitstechnisch relevante Parameter) messtechnisch zu erfassen, Grenzwertsignale (durch einen Vergleich der Messwerte mit Sollwerten) zu bilden und diese durch logische Verknüpfungen zu Auslösesignalen zusammenzufassen, welche die entsprechenden Schutzaktionen einleiten. Zu diesen gehören neben der Reaktorschnellabschaltung weitere Aktionen wie die Auslösung von Gebäudeabschluss, Notkühlung, Notspeisung und Notstromversorgung. Entsprechend der Aufgabenstellung gliedert sich das Reaktorschutzsystem in funktioneller Hinsicht in Analog-, Logik- und Relaiseteil.

Das Reaktorschutzsystem ist für den ungesicherten und den gesicherten Bereich vorhanden.

Der ungesicherte Teil des Reaktorschutzsystems (YZ) ist auf die Beherrschung innerer Störfälle (z. B. Kühlmittelverlust) ausgerichtet. Prinzipiell ist der Reaktorschutz so aufgebaut, dass ein Einzelfehler keine Reaktorschnellabschaltung (RESA) auslöst, dass aber bei zusätzlichem Auftreten eines inneren Störfalles, z. B. Leck im Reaktorkühlkreislauf oder Leck im Speisewasser-Dampfkreislauf, dieser sicher beherrscht wird.

Der gesicherte Teil des Reaktorschutzsystems (RX) ist primär zur Beherrschung äusserer Einwirkungen (z. B. Erdbeben, Flugzeugabsturz) ausgelegt. Mit diesem können auch innere Störfälle beherrscht werden. Sowohl der gesicherte als auch der ungesicherte Reaktorschutz (Abb. 5.1-1) sind in fest verdrahteter Technik aufgebaut.

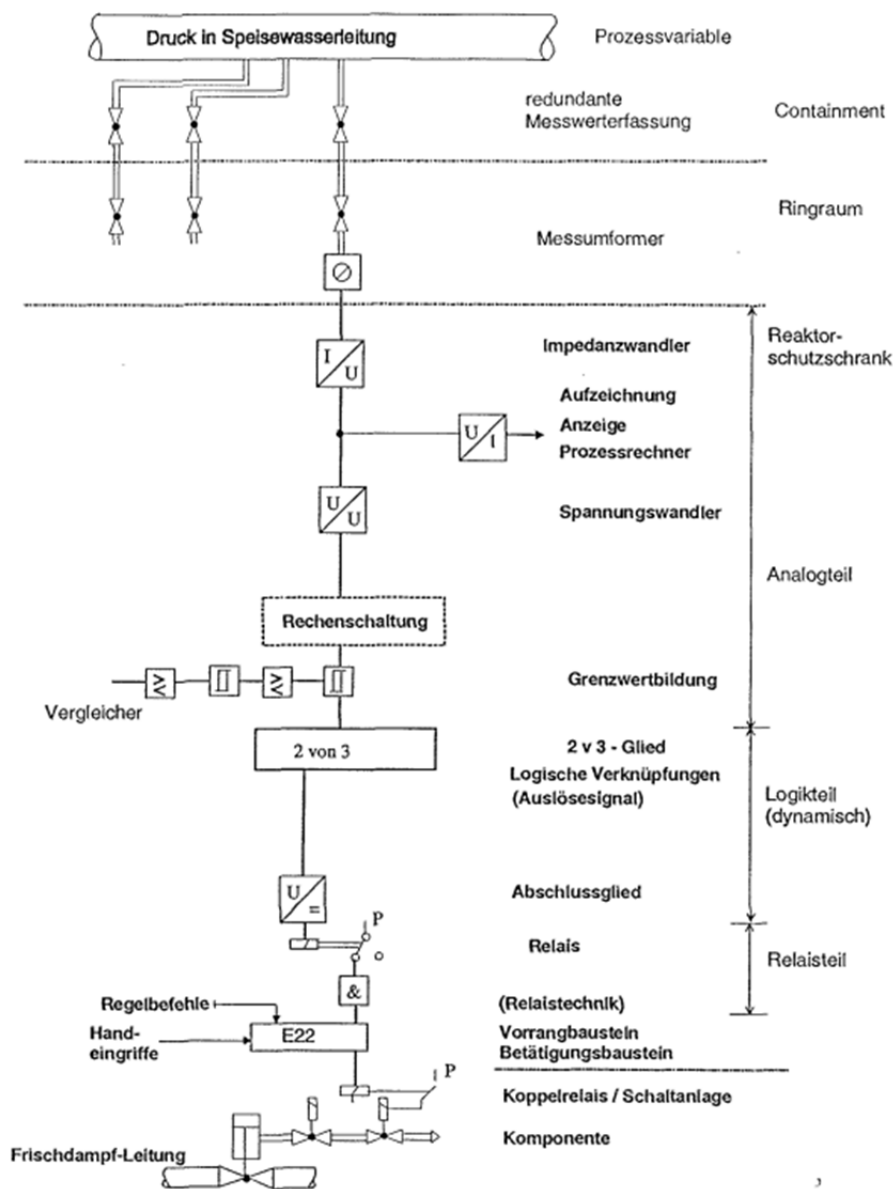


Abbildung 5.5-1: Prinzipieller Aufbau des Reaktorschutzes (ungesicherter Bereich) am Beispiel der FD-Isolation

Bei der Bildung und Verknüpfung der Anregekriterien im Reaktorschutzsystem wurde darauf geachtet, dass nach Auslösung von Reaktorschutzaktionen sicherheitsgerichtete Handeingriffe vom Betriebspersonal möglich sind. Das Reaktorschutzsystem ist auch nach fehlerhaften Handeingriffen jederzeit wieder in der Lage, durch erneutes Ansprechen der Anregekriterien die Reaktorschutzaktionen vorrangig auszulösen.

Zum Analogteil zählen die vor Ort installierten analogen Messwertaufnehmer und Messumformer zur Erfassung der Anregekriterien:

- Neutronenfluss-Ausseninstrumentierung (Impuls-, Mittel- und Leistungsbereich)
- Temperaturmessungen (Pt100-Thermoelemente)

- Druck- und Differenzdruckmessungen
- Niveaumessungen
- N16-Frischdampf-Aktivitätsmessungen
- Drehzahlmessungen der Hauptkühlmittelpumpen
- Spannungsmessungen an 6-kV-Notstromschienen, 380-V-Notstand-Notstromschienen und an der 220-V-Gleichspannungs-Schiene zur Steuerstabversorgung

Im Eingangsteil der Reaktorschutzschranke erfolgt die Signalaufbereitung. Für die Signalaufbereitung und die Signalbildung im Reaktorschutz-Analogteil wurden Baugruppen aus dem Prozess- und Regelsystem TELEPERM C verwendet.

Im Logikteil erfolgen die Bildung von Grenzsensoren aus den Sicherheitsvariablen und die logische Verknüpfung derselben zu Auslösesignalen. Grenzwertmelder, Vergleicher und die zur Bildung der logischen Verknüpfungen verwendeten Kettenglieder sind Kernbaugruppen des dynamischen Magnetkernsicherheitssystems. Sie zählen ebenso wie die Taktgebersysteme und Impulssperrsignalverteiler gerätetechnisch zum Schaltkreissystem SIMATIC N von Siemens.

Die Aufgabe des Relaisteils ist die Bildung der Ausgangssignale. Die Baugruppen des Relaisteils (Abschlussglieder, Überwachungs- und Meldekarten, Relais- und Zeitstufen) entstammen ebenfalls dem Schaltkreissystem SIMATIC N. Dazu kommen noch einige Sonderbaugruppen, die für erlaubte Handeingriffe (Speicherrücksetzen) und Instandhaltung vorgesehen sind.

Ein wesentlicher Gesichtspunkt bei der Erstellung des Reaktorschutzkonzeptes war, dass sich alle Fehler weitestgehend selbst melden bzw. sich nicht selbstmeldende Fehler durch Handprüfung während des Leistungsbetriebs feststellbar sind.

Die Reaktorschutzfunktionen und das Reaktorschutzsystem wurden anlässlich der letzten PSÜ vom ENSI (damalige HSK) bewertet^{198,199,200}. Eine Kurzfassung wurde im HSK-Bericht HSK 17/400 dokumentiert¹. Die technische Systembeschreibung des Reaktorschutzsystems²⁰¹ wurde vom KKG gemäss dem aktuellen Stand überarbeitet, wie auch der Sicherheitsbericht⁹ und die Sicherheitsstatusanalyse⁸. Die KKG-Bewertung des Reaktorschutzes (mit den dafür notwendigen Messungen) ist im Betriebserfahrungsbericht⁷ und im ergänzenden Erfahrungsbericht⁵² enthalten.

Angaben des KKG

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Einrichtungen des Reaktorschutzsystems arbeiten mit hoher Verfügbarkeit. Die Ausfallstatistiken und die Erfahrungen aus aufgetretenen Störungen belegen dies. Die guten Ergebnisse im Betrieb werden insbesondere auch auf den hohen Prüf- und Wartungsaufwand während der Hauptrevisionen und bei den Strangrevisionen zurückgeführt.

Als besonderes Vorkommnis (Teil Reaktorschutzbaugruppen) wird erwähnt:

- Vorkommnis 2001-04, BER-B-2001-0005: Ein Fehler im Reaktorschutz-Signalpfad verhinderte den Start des Notstromdiesels EY11D001 während einer Reaktorschutzprüfung. Ursache war eine defekte Zeitstufe. Die defekte Zeitstufe wurde durch eine voreingestellte und geprüfte Originalbaugruppe ausgetauscht.

Ein weiteres Vorkommnis wird bezüglich der Druck- und Differenzdruckmessungen aufgeführt:

- Vorkommnis 2005-13, BER-D-17909: Am Messumformer 3YA30P051 trat eine Leckage auf. Ursache war das Nachlassen der Dichtwirkung zwischen Messumformer und Absperrarmatur. Der eigentliche Ausfallmechanismus konnte trotz intensiven Abklärungen nicht eruiert werden.

Prüfungen

Prüfungen erfolgen zyklisch oder nach Bedarf:

- Prüfungen von Baugruppen / Einstellungen (Messumformer, Messkreise, Blitzschutzbeschaltungen, ausgekoppelte Reaktorschutz-Signale etc.)
- Funktionsprüfungen von Teilsystemen (Sicherheitsgefahrenmeldeanlage, Auslöse- und Schaltkettenstörungsmeldungen, Nullspannungsauslösung der Hauptkühlmittelpumpen etc.)
- Prüfung der Reaktorschutz-Messungen auf Plausibilität (Thermoelemente, Drehzahlgeber)
- jährliche integrale Prüfung der Rechenschaltungen
- Messwertaufnahmen mit Signalvergleich im Leistungsbetrieb

Alterungsüberwachung

Allgemeine Angaben zum Alterungsüberwachungsprogramm AÜP des KKG im Bereich Elektrotechnik findet man in Kapitel 4.3.3.

Es wurden Massnahmen ergriffen, wenn bei Prüfungen oder Reparaturen von Baugruppen alterungsbedingte Schwachpunkte entdeckt wurden oder wenn aufgrund zunehmender alterungsbedingter Störungen eine Häufung von Ausfällen festgestellt wurde.

Das KKG nennt folgende Änderungen im Überprüfungszeitraum als präventive AÜP-Massnahmen:

- Änderung Nr. AEA-E-2003-0089, durchgeführt in der Strangrevision März/April 2004: Ersatz Sicherungsautomaten a1 und a2 auf Reaktorschutz-Sicherungsbaugruppen 6EV5000-1BC (2-mal 0,5 A) im Notstandreaktorschutz. Vorbeugender Austausch aufgrund von Feststellungen bei Störungen, Baugruppenreparaturen und Sichtkontrollen. Als Schädigungsmechanismus wurde ein Alterungseffekt infolge erhöhter Temperatur am Einbauort vermutet.
- Änderung Nr. AEA-E-17591, durchgeführt in der Hauptrevision 2006 und in den Strangrevisionen September 2005 bis März 2006: Potentiometertausch auf Reaktorschutz-Grenzwertmeldern (GWM). Auf allen Reaktorschutz-GWM wurden vorsorglich sämtliche Trimm-Potentiometer getauscht, nachdem tendenziell vermehrt sporadische Impulslücken auftraten. Insgesamt wurden die Potentiometer auf 497 Baugruppen (davon 54 Lager-Baugruppen) getauscht.
- Änderung Nr. AEA-E-24737, durchgeführt in der Hauptrevision 2007 und in den Strangrevisionen Oktober 2007 bis März 2008: Kondensatortausch auf Reaktorschutz-U/U-Wandlern. Auf allen U/U-Wandlern M74002-A9110 mit Operationsverstärker RA1787 (Ursprungsgerät) wurden vorsorglich die Kondensatoren C1, C2, C18 und C19 getauscht, nachdem tendenziell vermehrt Ausfälle auftraten. Insgesamt wurden die Kondensatoren auf 499 Baugruppen (davon 54 Lager-Baugruppen) getauscht.
- Änderung Nr. AEA-E-24752, durchgeführt in der Hauptrevision 2007 und in den Strangrevisionen Oktober 2007 bis März 2008: Kondensatortausch auf Reaktorschutz-Signalumformern. Auf allen I/U-Wandlern M74003-A9141 wurden vorsorglich die Kondensatoren C12 und C14

getauscht. Insgesamt wurden die Kondensatoren auf 151 Baugruppen und an allen Lagergeräten getauscht.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

Durch den grossen Wartungsaufwand, welcher vom KKG in den Strang- und Hauptrevisionen betrieben wird, hält sich der Aufwand für die Instandsetzung im Leistungsbetrieb in Grenzen.

Änderungen

Änderungen werden mittels Änderungsantrag eingeleitet und dokumentiert. Interne oder externe Erfahrungsmeldungen können Auslöser für Änderungen sein.

Das KKG nennt für den Überprüfungszeitraum diverse Änderungen bzw. Verbesserungen, einschliesslich Erweiterungen:

- Erweiterung Notstandleitstand (M106)
 - Anzeige Druck und Niveau Dampferzeuger 2 im Notstandleitstand
 - Handauslösung der Reaktorschnellabschaltung (RESA) vom Notstandleitstand aus
- Überprüfung/Nachrüstung klassierter Komponenten (M130)
 - Nachrüstung einer besser qualifizierten Neutronenflussmessung
- primärseitige Druckentlastung (Projekt PISA)
 - leittechnische Anpassungen im Zusammenhang mit den ausgetauschten Primärsicherheitsventilen
 - Erweiterung Reaktorschutz im Zusammenhang mit der Ansteuerung des ersten Druckhalter-Sicherheitsventils
- Reaktorschutz
 - Nachrüstung RESA-Kriterium „Speisewasserdruck hoch“ (M109)
 - durch die Low-Leakage-Beladung des Reaktorkerns bedingte Anpassung der Reaktorschutz-Grenzwerte „Neutronenfluss-Mittelbereich > MAX“
 - Einbindung des Reaktorschutz-Ausgangssignales „Turbinenschnellabschaltung“ TUSA in die neue Turbinen-Schnellschluss-Einrichtung
 - Nachrüsten zusätzlicher Analogsignale aus dem Reaktorschutz auf dem Prozessdatensystem PRODIS
 - Die Verriegelung der Rücksetzfreigabe wurde so modifiziert, dass ein Teilrücksetzen gewisser Reaktorschutz-Auslösesignale ermöglicht wird, wenn die entsprechenden Auslösesignale nicht mehr anstehen.
 - Logikerweiterung beim Absperrsignal für die Notstand-Notspeisung: Die Reaktorschutztafel wurde entsprechend angepasst.
 - Vergrössern der Hysterese der Reaktorschutz-Grenzsignalgeber „DE-Niveau > 13 m“

- Logikänderung für das Druckhalter-Hilfssprühventil, damit bei der Druckhalter-Füllstand > 9,3 m ist und gleichzeitigem Kühlmitteldruck 7 bar über dem Sollwert eine Einspeisung möglich ist
- Verhindern Wiedereinschalten der TH-Pumpen im Notstromfall während Nachkühl-Betrieb: Die Änderung ergab sich aus einer externen Erfahrungsmeldung aufgrund eines Vorkommnisses in einer deutschen Anlage.

Als wesentliche Änderungen der Technischen Spezifikation²⁰² im Zusammenhang mit dem Reaktorschutzsystem wurden vom KKG genannt:

- Die Stabfallzeiten wurden unter Berücksichtigung der Anfahrbedingungen und des DNB-Verhältnisses (Filmsieden) neu festgelegt.
- Der Drehzahl-Grenzwert der Hauptkühlmittelpumpen wurde aufgrund der Erkenntnisse eines Vorkommnisses und neuer Rechenmethoden angepasst.
- Der Neutronenflussgrenzwert wurde im Zusammenhang mit der Low-Leakage-Beladung neu festgelegt.
- Es wurden Mindestanforderungen an die Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme im Nichtleistungsbetrieb festgelegt. Der Reaktorschutz ist hierbei insofern betroffen, als auch Reaktorschutzmessungen für die Beurteilung der minimalen Betriebsbereitschaft der Instrumentierung herangezogen werden.
- Es wurden Ergänzungen der Einstellwerte für den 2-Loop- und Streckbetrieb (Betrieb mit niedrigerer Leistung am Ende des Brennstoffzyklus) vorgenommen.
- Die Bedingungen für Strangrevisionen und Kurzwartungen wurden eindeutig festgelegt.

Bewertung

Das Reaktorschutzsystem arbeitet zuverlässig mit hoher Verfügbarkeit. Das System ist zwar abgekündigt, aber das KKG verfügt zurzeit über genügend Ersatzteile, um einen sicheren Betrieb für die nächsten 10 Jahre zu gewährleisten. In diesem Zusammenhang erwähnt das KKG, dass sämtliche Reparaturen an Komponenten des Reaktorschutzsystems von eigenem KKG-Personal durchgeführt werden.

Ausblick

Ein Ersatz des Reaktorschutzsystems durch ein digitales System ist Bestandteil des Projektes LETA.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI beurteilt die Auslegung und Realisierung des Reaktorschutzes des KKG anhand der Richtlinie HSK-R-101. Als Beurteilungsgrundlage für die Abwicklung von Änderungen (Freigabeverfahren) bei den Sicherheitssystemen galt im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 die Richtlinie HSK-R-35. Für die Alterungsüberwachung kam die Richtlinie HSK-R-51 zur Anwendung.

Beurteilung des ENSI

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Betriebserfahrungen sind gut, die relevanten Vorkommnisse wurden erwähnt und die abgeleiteten Massnahmen ausgeführt. Das ENSI vergewisserte sich im Rahmen vieler Freigabeverfahren und bei diversen Inspektionen über die Funktionstüchtigkeit und den guten Zustand der Einrichtungen.

Prüfungen

Der Bewilligungsinhaber hat eine angemessene Praxis bei den Wiederholungsprüfungen und Funktionstests. Durch die positive Betriebserfahrung und die hohe Verfügbarkeit wird dies bestätigt.

Alterungsüberwachung

Das Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) des KKG deckt in sicherheitstechnisch abgestufter Weise alterungsrelevante Komponenten ab.²⁰³ Das Reaktorschutzsystem ist im AÜP durch Einbezug von allen alterungsrelevanten 1E-klassierten Komponenten vollumfänglich enthalten. Bei Befunden wurden umfassend alterungsrelevante Komponenten ausgetauscht, oder einzelne Bauelemente auf betroffenen Baugruppen ersetzt. Das ENSI ist mit dem Vollzug des Alterungsüberwachungsprogramms im KKG einverstanden.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

Die Reparaturen wurden vom KKG in Eigenregie ausgeführt. Aus den Stillstands- bzw. Monatsberichten zeigten sich keine nennenswerten Mängel.

Änderungen

Bei umfangreicheren Änderungsprojekten zieht das KKG qualifiziertes Fremdpersonal zur Unterstützung bei (Projektierung, Spezifikation, Inbetriebsetzung, Prüfung, systematische Austauscharbeiten).

Die KKG-Änderungsprojekte wurden gemäss den anwendbaren Richtlinien für die Freigabeverfahren abgewickelt.

Die unter den Angaben des Betreibers aufgeführten PSÜ-Massnahmen (M102, M106 und M109) wurden fristgerecht umgesetzt. Die PSÜ-Massnahme M130 konnte aufgrund des grossen Aufwandes und der Probleme mit der Qualifizierung eines Messwertaufnehmers im Jahre 2008 noch nicht abgeschlossen werden.

Die als notwendig erkannten bzw. von der Aufsichtsbehörde geforderten Änderungen der Technischen Spezifikationen wurden im Überprüfungszeitraum vom KKG kompetent bearbeitet und jeweils vom ENSI freigegeben.

Fazit

Aufgrund der KKG-Angaben im Rahmen der PSÜ sowie der Erkenntnisse des ENSI aus der periodischen Berichterstattung, der Vorkommnisbearbeitung auf dem Fachgebiet, der Tätigkeiten im Rahmen der Freigabeverfahren und Inspektionen kommt das ENSI zum Ergebnis, dass das Reaktorschutzsystem zuverlässig arbeitet und eine hohe Verfügbarkeit aufweist. Die hohe Verfügbarkeit ist auf die umfassenden Wiederholungsprüfprogramme, die systematische Eliminierung von erkannten Schwachstellen (Alterungseffekte) und auf den hohen Redundanzgrad der Reaktorschutzeinrichtungen zurückzuführen.

gen im ungesicherten Bereich (4-fach-Redundanz) und im gesicherten Bereich (3-fach-Redundanz) zurückzuführen.

Positiv zu erwähnen sind für den Überprüfungszeitraum auch die konsequent durchgeführten Änderungen aufgrund von erkanntem Verbesserungspotenzial.

Durch den in den kommenden Jahren geplanten Ersatz des Reaktorschutzsystems durch ein neues, an den Stand der Technik angepasstes digitales System soll für die Zukunft gewährleistet werden, dass der Reaktorschutz seine Aufgaben weiterhin zuverlässig erfüllen kann.

Wie in Kapitel 4.3.3 angesprochen, sind jedoch für die Zeit vor dem Ersatz des Reaktorschutzsystems zusätzliche Massnahmen erforderlich.

5.5.2 Neutronenfluss-Instrumentierung

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Die Neutronenflussinstrumentierung liefert entsprechend den Anlagebetriebsarten kontinuierliche Information über den Neutronenfluss und die nukleare Reaktorleistung. Es wird zwischen der Innen- und der Ausseninstrumentierung unterschieden.

Die Signale der Messeinrichtungen innerhalb des Reaktordruckbehälters (Inneninstrumentierung), d. h. im Reaktorkern, dienen der Bestimmung der dreidimensionalen Leistungsverteilung und zur Überwachung und Begrenzung der Leistungsdichte.

Die Inneninstrumentierung⁷ besteht aus dem Kugelmesssystem (KMS, AKZ YQ10) und dem Leistungsverteilungsdetektor-System (LVDS, AKZ YQ20).

Die Einrichtungen zur Messung der Neutronenflussdichte ausserhalb des Reaktordruckbehälters (Ausseninstrumentierung) liefern primär die Signale zur Überwachung der integralen, durch Spaltungen erzeugten (nuklearen) Leistung im Kern. Weiterhin dienen sie der Bildung von Signalen zur Überwachung der globalen Leistungsverteilung im Kern.

Um über den gesamten Bereich vom Quellbereich bis Volllast eine möglichst genaue Neutronenflussanzeige zu erhalten, wird die Messung im Aussenbereich⁷ durch drei Messkanäle erfasst:

- Impulsbereich, AKZ YX01
- Mittelbereich, AKZ YX02
- Leistungsbereich, AKZ YX03

Die Mess- und Anzeigebereiche der drei Messkanäle überlappen sich, um eine vollständige und präzise Anzeige über den gesamten Bereich zu erhalten.

Angaben des KKG

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Betriebserfahrungen mit der Neutronenflussinstrumentierung sind gut, es sind keine erwähnenswerten Vorkommnisse aufgetreten.

Prüfungen

Bei der Inneninstrumentierung wird während des Brennelementwechsels Isolationswiderstand, Grundsignal und Signalübertragung des LVDS geprüft. Die Kalibrierung des Kugelmesssystems erfolgt bei jedem Brennelementwechsel. Mit den in der Datenbank gesicherten Ergebnissen vorheriger Messungen und theoretisch errechneten Aktivierungswerten werden die Kugelmessungen im Leistungsbetrieb und die zugrunde liegende Kernauslegungsrechnung auf Plausibilität geprüft. Die Kalibrierung des LVDS erfolgt mit Hilfe des Kugelmesssystems im Leistungsbetrieb.

Die Prüfungen der Ausseninstrumentierung während dem Brennelementwechsel unterscheiden sich je nach Messbereich der Messsonde. Die Sonden für den Anfahrbereich (Zählrohre) werden mit einer Neutronenquelle geprüft, während die Sonden für den Mittel- und Leistungsbereich (Ionisationskammern) einer Isolationsprüfung unterzogen werden. Die zugehörigen Messkanäle (inkl. Elektronikbaugruppen) werden mittels Prüfsignalgeneratoren geprüft. Im Leistungsbetrieb werden die Messwerte der vier Stränge der Ausseninstrumentierung miteinander und mit der thermischen Reaktorleistung verglichen. Die Kalibrierung erfolgt mittels eingebauter Prüfgeneratoren und der thermischen Reaktorleistung.

Im Überprüfungszeitraum sind keine systematischen Fehler festgestellt worden. Bei den wenigen festgestellten Abweichungen handelt es sich um Einzelfehler. Die meisten Eingriffe betrafen routinemässige Nachjustierungen von Verstärkern.

Die Prüf- und Instandhaltungsstrategien haben sich bewährt.

Alterungsüberwachung

Erwähnt werden der vorsorgliche Ersatz von Kondensatoren auf den Trennwandler-Baugruppen und der Austausch der skalierten Mehrgang-Potentiometer auf den Hochspannungsbaugruppen. Ansonsten werden keine weiteren nennenswerten Befunde bei der Neutronenflussinstrumentierung genannt.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

An nennenswerten Reparaturen im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 wurden vom Betreiber der vorsorgliche, alterungsbedingte Ersatz von Kondensatoren in Trennwandler-Baugruppen, der Austausch der skalierten Mehrgang-Potentiometer in den Hochspannungsbaugruppen, sowie der Austausch von 5 Lanzenfingern mit eingebautem LVDS genannt.

Änderungen

Nachfolgend werden die im Überprüfungszeitraum durchgeführten Systemänderungen genannt:

- Der Neutronenflussgrenzwert wurde in der Revision 1999, wegen den verkleinerten Signalpegeln der äusseren Neutronenfluss-Instrumentierung bei gleicher Reaktorleistung, bedingt durch die sukzessive eingeführte Low-Leakage-Beladung, auf einen etwas tieferen Wert eingestellt.
- Innerhalb des Projektes ANTIKE „Austausch von nicht (ausreichend) qualifizierten oder nicht qualifizierbaren Komponenten der Elektrotechnik“ wurde in der Hauptrevision 2005 eine zusätzliche, bezüglich des gesamten Signalwegs durchgängig qualifizierte Neutronenfluss-Messstelle (Ausseninstrumentierung) für den Mittelbereich nachgerüstet (17/05/012). Die zugehörigen Anzeigen erfolgen im Kommandoraum und im Notstandleitstand.

- In der Hauptrevision 2007 wurde die Änderung einer Störmeldung, betreffend die Ausgangsspannung der Oszillatorkomponente der LVD Isolationsüberwachung, durchgeführt. Die Anzeige „Schrankeinspeisestörung“ wird durch „LVD Isolationsüberwachung“ ersetzt (17/07/024).
- Änderungen der Technischen Spezifikation erfolgten infolge der Anpassung von Neutronenflussgrenzwerten.

Bewertung

Das KKG gibt folgende Bewertungen (inkl. Ausblick) zur Neutronenflussinstrumentierung ab:

Die Ausseninstrumentierung ist aufgrund des Einsatzes hochwertiger Komponenten, der Durchführung von Verbesserungen und der konsequenten Anwendung der vorbeugenden Instandhaltung in einem sehr guten Zustand und arbeitet zuverlässig. Innerhalb der nächsten 10 bis 15 Jahre ist der Ersatz der Elektronik durch eine digitale Leittechnik geplant.

Die Kerninstrumentierung ist aufgrund des Einsatzes hochwertiger Komponenten, der Durchführung von Verbesserungen und der konsequenten Anwendung der vorbeugenden Instandhaltung in einem guten Zustand und arbeitet zuverlässig. Der Ersatz des Kugelmesssystems und des Kernstrahlungsmesssystems durch digitale Systeme sind in Planung.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Als Beurteilungsgrundlage für die Abwicklung von Änderungen (Freigabeverfahren) bei den Systemen der Neutronenfluss-Instrumentierung galten im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 die Richtlinien HSK-R-23, HSK-R-31 und HSK-R-35. Für spezifische Anforderungen betreffend die Anwendung sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik ist die Richtlinie HSK-R-46 und für die Alterungsüberwachung von elektrischen Ausrüstungen die Richtlinie HSK-R-51 anzuwenden.

Beurteilung des ENSI

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Betriebserfahrungen sind gut, Vorkommnisse wurden keine berichtet. Das ENSI vergewisserte sich im Rahmen der Freigabeverfahren und bei Inspektionen über die Funktionstüchtigkeit und den guten Zustand der Einrichtungen.

Prüfungen

Die im Betrieb institutionalisierten Funktionstests erfüllen den beabsichtigten Zweck, um wesentliche funktionelle Mängel bei der Neutronenfluss-Instrumentierung zu erkennen. Die Ergebnisse über einen Zeitraum von 10 Jahren belegen die grundsätzliche Zuverlässigkeit der Einrichtungen.

Alterungsüberwachung

Das Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) des KKG deckt in sicherheitstechnisch abgestufter Weise alterungsrelevante Komponenten ab²⁰³. Für die 1E-klassierten Systeme der Neutronenfluss-Ausseninstrumentierung ist eine vorbeugende systematische Alterungsüberwachung mittels AÜP-Steckbriefen gefordert und durch das KKG implementiert und angewendet worden.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

Die Reparaturen wurden vom KKG in Eigenregie durch qualifiziertes Fachpersonal ausgeführt. Die geforderte Berichterstattung wurde in den Monatsberichten bzw. Stillstandsberichten der jeweiligen Hauptrevision wahrgenommen. Daraus zeigten sich keine nennenswerten Mängel.

Änderungen

Eine Änderung der Technischen Spezifikation erfolgte für die Anpassung des Neutronenflussgrenzwertes im Betriebshandbuch BHB, Kapitel 2.31 „Reaktorschutzgrenzwerte ungesicherter Bereich“ im Februar 2000. Die im BHB vorgenommene Herabsetzung des Auslösegrenzwertes für die Neutronenflussdichte im logarithmischen Mittelbereich ist sicherheitsgerichtet und entspricht dem heutigen Zustand in der Anlage.

Fazit

Das KKG verfügt aufgrund des konsequenten Einsatzes hochwertiger Komponenten, der Durchführung von Verbesserungen und der Anwendung der vorbeugenden Instandhaltung, sowohl im Bereich der äusseren Neutronenfluss-Instrumentierung als auch bei der Kerninstrumentierung über Systeme, die in sehr gutem Zustand sind und zuverlässig arbeiten.

Durch den in den kommenden Jahren geplanten Ersatz des Kugelmesssystems und die Ablösung der Elektronik der Neutronenflussinstrumentierung durch digitale Leittechnik in den nächsten Jahren (im Rahmen des Projektes LETA) soll für die Zukunft gewährleistet werden, dass die Systeme zur Neutronenflussmessung, dem Stand der Technik angepasst, ihre Aufgaben erfüllen können.

5.5.3 Störfallinstrumentierung

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Die Störfallinstrumentierung dient der Beurteilung des Anlagezustandes, der radiologischen Verhältnisse und der Wirkung der eingeleiteten Schutzmassnahmen bei Störfällen.

Der Kommandoraum ist wegen der umfangreichen Überwachungs- und Eingriffsmöglichkeiten die zentrale Steuerstelle für die Durchführung der anlageinternen Notfallmassnahmen (Ausnahme: Notstandsfall). Die Störfallinstrumentierung im Kommandoraum und die im Notstandleitstand haben unterschiedlichen Umfang.

Zur Information über den Anlagezustand wird teils die umfassende Betriebsinstrumentierung für die Funktionsüberwachung der einzelnen Systeme und eine Störfallübersichtsanzeige, welche die für Störfälle wesentlichen Messgrössen enthält, verwendet. Der minimale Umfang der Störfallinstrumentierung ist in der Richtlinie ENSI-B12 festgelegt. Die Störfallinstrumentierung ist 1E-klassiert und das KKG hat diese in einer eigenen Störfallklassifizierungsmatrix¹⁹³ detailliert aufgelistet. Im Kommandoraum und im Notstandleitstand sind die Störfall-Anzeigeinstrumente den entsprechenden Systemen auf den Anzeigetafeln zugeordnet. Im Kommandoraum sind die einzelnen Anzeigeinstrumente und Schreiber der qualifizierten Störfallübersichtsanzeige systematisch und vollständig durch grüne Färbung der Frontscheibe gekennzeichnet und somit als solche erkennbar.

Eine Übersichtsinformation über den Umfang des Störfalles und seine Folgen kann im Weiteren mittels der Datensichtgeräte der Prozessrechneranlage und der Gefahrmeldeanlage gewonnen werden.

Zur nachträglichen Fehlersuche und für die Analyse des Ablaufs und seiner Folgen werden analoge Messwerte und binäre Auslösesignale des Reaktorschutzsystems aufgezeichnet (Mindestumfang gemäss Richtlinie ENSI-B12).

Angaben des KKG

Die nachfolgenden Angaben des KKG wurden der Zusammenfassung der Ergebnisse der PSÜ³, dem Betriebserfahrungsbericht⁷, der Stellungnahme zu den Nachforderungen des ENSI¹⁰², dem Sicherheitsbericht⁹ sowie dem Handbuch zur 1E-Komponentenliste¹⁹⁷ entnommen.

Der Bewilligungsinhaber definiert die Aufgaben, zeigt den aktuellen Stand der Störfallinstrumentierung und führt die im Überprüfungszeitraum in diesem Bereich wichtigen Tätigkeiten auf.

Störfallinstrumentierung ist die übergeordnete Bezeichnung für alle vorhandenen Einrichtungen, die vor, während und nach einem Störfall Informationen über den jeweiligen Zustand und Trend der Anlage anzeigen und deren Verlauf aufzeichnen.

Die Störfallinstrumentierung im KKG umfasst die in der 1E-Komponentenliste enthaltenen Bereiche Störfallübersichtsanzeige und die Störfalldetailanzeige. Dementsprechend wurde auch die Störfallklassifizierungsmatrix für die Messungen der Störfallinstrumentierung (SKMSi)¹⁹³ strukturiert.

Um die erforderlichen funktionellen Anforderungen an eine Notsteuerstelle zu erfüllen, hat das KKG im Überprüfungszeitraum umfassende Erweiterungen der Störfallinstrumentierung vorgenommen (PSÜ-Massnahme M107 mit diversen Teilmassnahmen sowie ein Teil des Projektes PISA), um den gemäss HSK-Empfehlung E-04 (später ersetzt durch die Richtlinie ENSI-B12) und der KTA-Regel 3502 geforderten Zustand zu erreichen. Die Störfallinstrumentierung im Kommandoraum wurde ebenfalls erweitert. Störfallübersichtsanzeigen wurden farblich hervorgehoben. Das ursprünglich für betriebliche Anwendungen vorgesehene Prozessvisualisierungssystem PROVIS wurde zu einem Sicherheitsparameterdisplay-System aufgewertet (PROVI/SPDS innerhalb des Prozessdateninformationssystems PRODIS).

Die im Rahmen der PSÜ-M107 realisierten Teilmassnahmen sind:

- Anzeige einer störfallfesten Druckmessung der Dampferzeuger im Kommandoraum
- Aufzeichnung der Messwerte für Füllstand und Temperatur des Containmentsumpfs im Kommandoraum
- Nachrüstung redundanter Messungen für Ringraum-Druck und -Temperatur

Bei dem im Rahmen des Projektes PISA (Austausch der primären Sicherheitsventile inklusive primärseitige Druckentlastung) realisierten Teil der Störfallinstrumentierung handelt es sich um qualifizierte Messungen der Kernaustrittstemperatur in zwei Messlanzen des Reaktorkerns.

Im Rahmen des umfassenden Projektes ANTIKE „Austausch von nicht (ausreichend) qualifizierten oder nicht qualifizierbaren Komponenten der Elektrotechnik“ wurden Ersatzkomponenten eingebaut, die für die Umgebungsbedingungen bei Kühlmittelverluststörfällen am Einbauort qualifiziert sind. Es handelte sich um Messgeber bzw. einzelne Komponenten der gesamten Messsignalkette (Kabel, Stecker, Unterverteilerklemmen) für Wasserstoffkonzentrations-, Druck- und Temperaturmessungen.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI beurteilt die Störfallinstrumentierung des KKG anhand der Richtlinie ENSI-B12 (ersetzt ab Dezember 2009 die Empfehlung HSK-E-04), der Richtlinie HSK-R-103 und der KTA-Regel 3502.

Beurteilung des ENSI

Die Störfallinstrumentierung im Kommandoraum kann bezüglich Auswahl der Prozessgrössen, Messbereich und Störfallfestigkeit als angemessen betrachtet werden. Im Notstandleitstand sind Art und Menge der Störfallinstrumentierung auf die Aufgabenstellung bei EVA beschränkt.

Die offenen Punkte aus der PSÜ 1998 wurden im Rahmen der Massnahmen M107 (Verbesserung Störfallinstrumentierung) und M102 (primärseitige Druckentlastung, realisiert innerhalb des Projektes PISA) behandelt und am 10. November 2003 (M107) respektive am 21. April 2006 (M102) abgeschlossen. Die Störfallinstrumentierung wurde im Überprüfungszeitraum zusätzlich durch die Ankopplung und Anzeige der Analoysignale aus dem Nasslager erweitert, wobei diese Instrumentierung in einer separaten Störfallklassifizierungsmatrix¹⁹³ aufgelistet ist. Weiter wurden diverse Teile der Störfallinstrumentierung im Rahmen der Projekte ANTIKE und PISA durch entsprechend qualifizierte Komponenten ersetzt. Die genannten Projekte wurden auf dem Gebiet der Leittechnik von der Aufsichtsbehörde mit Freigabeverfahren und Inspektionen begleitet und auf qualitativ hohem Niveau abgewickelt.

Der durch die Folgemassnahmen aus der letzten PSÜ und nach den Austauschprojekten erreichte Stand bei der Störfallinstrumentierung wird vom ENSI als angemessen bewertet. Es ergeben sich keine Forderungen in diesem Bereich.

5.5.4 Seismische Instrumentierung

Die seismische Instrumentierung soll gemäss Richtlinie HSK-R-16 die charakteristischen Erdbebenwerte im Frequenz-, Amplituden- und Phasenwinkelbereich festhalten und den Vergleich mit dem der Auslegung der Kraftwerksanlage zugrunde gelegten Sicherheitserdbeben (SSE) und Betriebserdbeben (OBE) gestatten. Entsprechend dem US NRC Regulatory Guide 1.166²⁰⁴ sind die Aufzeichnungen jedes Messkanals hinsichtlich der Antwortspektren und der kumulierten absoluten Beschleunigungen auszuwerten.

Beim Überschreiten von Grenzwertbedingungen (aufgeteilt in die drei Kategorien „seismisches Ereignis“, „Betriebserdbeben“ und „Sicherheitserdbeben“) werden die entsprechenden Alarme im Kommandoraum signalisiert. Die Daten der festgestellten Ereignisse werden sowohl in einer lokalen Verarbeitungseinheit als auch zentral gespeichert.

Angaben des KKG

Ersatz und Erweiterung des bisherigen Systems

Der Betriebserfahrungsbericht⁷ enthält im Kap. 7.1.14 eine Zusammenfassung zur seismischen Anlagensinstrumentierung im KKG. Er bezieht sich weitgehend auf das im Jahr 2006 neu installierte und 2007 erweiterte System, welches das seit 1982 betriebene System ersetzt. An insgesamt acht Stellen ist je ein triaxialer Beschleunigungsaufnehmer installiert.

Der Erfahrungsbericht über die seismische Anlageninstrumentierung²⁰⁵ beschreibt den Aufbau des bisherigen und des neuen Systems detailliert. Zudem geht er auf die im Überprüfungszeitraum der PSÜ registrierten Erdbebenaufzeichnungen ein.

Die Lage der acht Aufnehmer ist in der Abbildung 5.5-2 dargestellt. Deren drei dienen als Freifeldaufnehmer (einer davon in einem Bohrloch im Fels auf Kote -35 m ab Terrain), die übrigen fünf befinden sich an ausgewählten Stellen in wichtigen Gebäuden. Ein weiterer Aufnehmer steht als Reserve bereit.

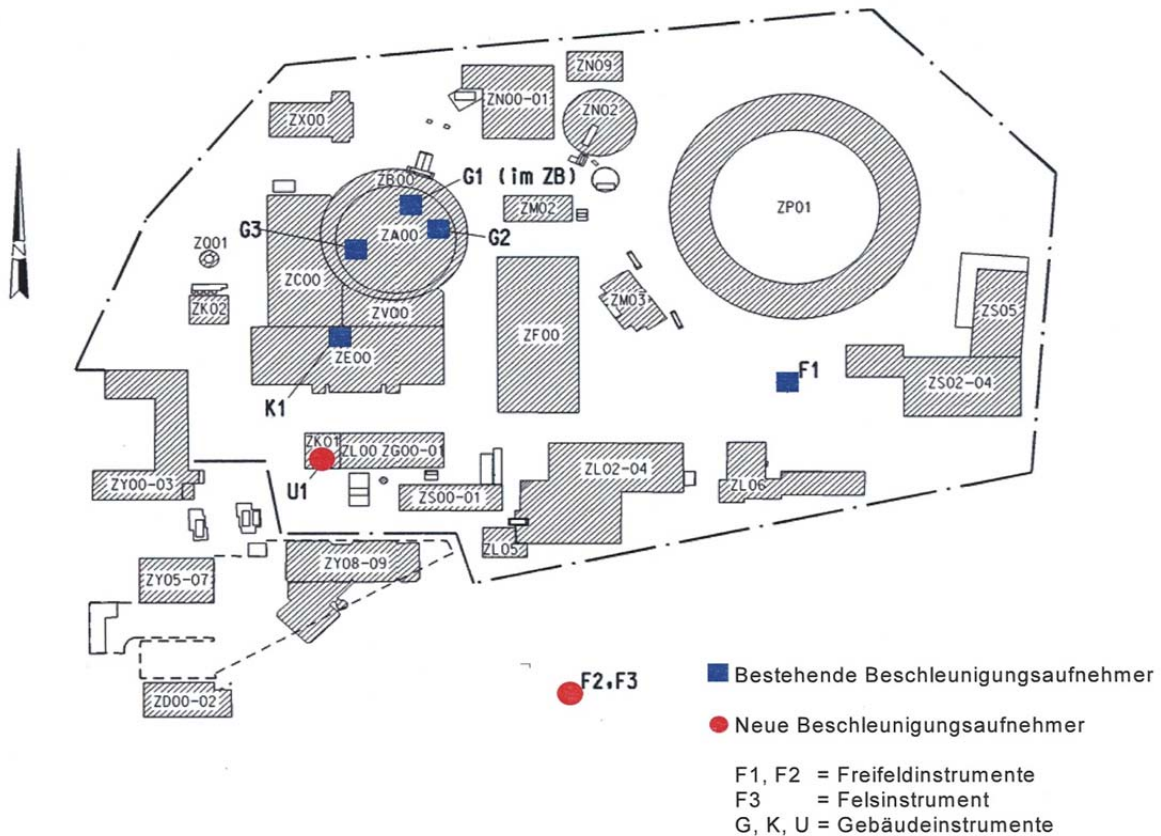


Abbildung 5.5-2: Lage der Beschleunigungsaufnehmer der seismischen Anlageninstrumentierung

Im Weiteren wird im Erfahrungsbericht „Seismische Anlageninstrumentierung“ dargelegt, wo sich die zentrale Messwerterfassung und -Aufzeichnung befindet und wie die Verkabelung und die Schnittstelle zur Gefahrmeldeanlage eingerichtet sind.

Die Signalauswertung erfolgt automatisch. Beim Überschreiten von Grenzwertbedingungen werden entsprechende Alarme im Kommandoraum angezeigt. Die Kriterien für die seismische Ereignisprüfung sind aus einem Ablaufdiagramm ersichtlich. Ein wesentlicher Teil ist der Vergleich des aus dem registrierten Signal berechneten Beschleunigungsspektrums mit dem zugehörigen Etagenspektrum der Erdbebenauslegung der Anlage. Die massgebenden Etagenspektren sind im separaten Bericht tabellarisch und graphisch dargestellt.

Der Bewilligungsinhaber legt im Einzelnen dar, wie er mit der neuen seismischen Anlageninstrumentierung die regulatorischen Anforderungen nach Richtlinie HSK-R-16 bzw. US NRC Regulatory Guide 1.12 (Rev. 2)²⁰⁶ erfüllt.

Registrierte Aufzeichnungen, Instandhaltung und Betriebserfahrung

Im PSÜ-Überprüfungszeitraum wurden mit dem bis 2006 betriebenen System Aufzeichnungen von drei Erdbeben registriert. Die Kenndaten und Beschleunigungszeitverläufe dieser Registrierungen sind im Erfahrungsbericht „Seismische Anlageninstrumentierung“ dargelegt. Die gemessenen Maximalbeschleunigungen mit dem Freifeldaufnehmer liegen unterhalb von 0.02 g und damit deutlich unterhalb der OBE-Grenzen. Mit dem neuen System erfolgten bis dahin noch keine Aufzeichnungen.

Zum Thema Instandhaltung und Betriebserfahrung erwähnt der Bewilligungsinhaber nebst dem erfolgten Ersatz des Systems insbesondere die periodischen Prüfungen durch qualifiziertes Fachpersonal. Ausser einer Störung, deren Ursache ein nicht standardgemäss verwendetes Zusatzprogramm war und das nach der Störung umgehend entfernt wurde, erwies sich das System als einwandfrei. Die Verfügbarkeit von Ersatzkomponenten wird für die absehbare Zukunft als gegeben beurteilt.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Die massgebenden Beurteilungsgrundlagen sind die Richtlinie HSK-R-16 und die Regulatory Guides 1.12 (Rev. 2) und 1.166 der US NRC.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI beurteilt auf der Basis der in den eingereichten PSÜ-Dokumenten enthaltenen Angaben die seismische Instrumentierung positiv. Die Erneuerung des Systems wurde im Rahmen des Freigabeverfahrens unter Berücksichtigung der in den Beurteilungsgrundlagen gestellten Anforderungen von der HSK freigegeben.²⁰⁷ Das ENSI begrüsst insbesondere die zum Teil freiwillig erweiterte Anordnung der Aufnehmer. Die Darlegung der im Überprüfungszeitraum der PSÜ registrierten Aufzeichnungen und der Betriebserfahrungen bestätigt die einwandfreie Funktionstüchtigkeit des Systems. Die Nachforderung aus der ENSI-Grobprüfung¹⁰ zu diesem Aspekt (Teil von Nachforderung Nr. 2.1.1-1) ist erfüllt.

Das KKG besitzt ein modernes System, das die aktuellen Anforderungen erfüllt und eine rasche Beurteilung der aufgezeichneten Ereignisse ermöglicht.

5.6 Reaktorsteuerung und -regelung

5.6.1 Stabsteuerung und Stabpositionsbestimmung

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Die Stabsteuerung^{208,209} dient als Betätigungs- und Verriegelungsebene für verschiedene Steuerungs-, Regelungs- und Begrenzungseinrichtungen. Sie hat die Aufgabe, Hand- und Reglersignale digitaler oder analoger Art so in Impulsfolgen umzusetzen, dass damit die schrittweise arbeitenden Antriebe der Reaktorsteuerstäbe über Leistungsschütze betätigt werden können.

Die Stabsteuerung leitet unter Beachtung verschiedener Bedingungen (Programmierungen, Verriegelungen, Fahrbegrenzungen, usw.) Signale an die entsprechenden Einrichtungen weiter (Kommando-

raumpult und -tafel, interne Regelungen, Stellglieder, Gefahrmeldeanlage, Prozessrechner PRODIS, Messplatz). Weitere funktionelle Teile der Stabsteuerung sind die Steuerstab-Stellungserfassung mit dem Stellungsvergleich (analog/digital), die Steuerstabbank-Stellungsregelungen und die Stabrückholfunktion.

Zur Stabsteuerung gehören zudem die Hilfsprogrammgeber, die analoge Stellungsanzeige und die digitale Stabstellungsanzeige. Diese sind ausserhalb der Stabsteuerschränke untergebracht.

Zusätzlich zu den eigentlichen Stabsteuerungsfunktionen sind in den Schränken der Stabsteuerung noch die Steuerstab-Fahrbegrenzungsschaltungen untergebracht. Diese Ausrüstungen werden in den Kapiteln 5.6.2 (Regelungen) und 5.6.3 (Begrenzungen) behandelt.

Angaben des KKG

Die nachfolgenden Angaben des KKG wurden aus der Zusammenfassung der Ergebnisse der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKG³, dem Betriebserfahrungsbericht⁷ sowie den Systembewertungen zu Hilfssystemen mit klassierten Komponenten²¹⁰ entnommen.

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Anzahl und Art der im Überprüfungszeitraum aufgetretenen Störungen entsprachen den Erwartungen. Es ist keine zunehmende Tendenz oder Systematik festzustellen. Bei allen Störungen waren einzelne unterschiedliche Baugruppen ausgefallen. Die Ausfälle wurden sorgfältig untersucht und abgeklärt, ob es sich dabei um einen Einzelfehler handelt oder ob ein systematischer Fehler vorliegt. Einzelfehler werden durch eine Reparatur beseitigt. Handelt es sich um einen systematischen Fehler, werden diese durch geeignete Massnahmen beseitigt. Im Überprüfungszeitraum wurden keine systematischen Fehler festgestellt. Zu erwähnen ist der Stabfehleinfall des Stabes YS44 bei Vollast (Vorkommnis 2005-11). Nach dem Ereignis wurden Hardware-Austauschmassnahmen und systematische Überprüfungen durchgeführt. Die Ursache für den Stabeinfall wurde nicht gefunden.

Prüfungen

Im Überprüfungszeitraum sind bei den periodischen Funktionsprüfungen wie erwähnt keine systematischen Fehler festgestellt worden. Bei den wenigen festgestellten Abweichungen handelt es sich um Einzelfehler.

Alterungsüberwachung

Die Massnahmen zur Alterungsüberwachung (siehe Kap. 4.3.3) sind eingebettet in die üblichen Massnahmen der Instandhaltung. Die Ergebnisse werden als sehr gut bezeichnet.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

Als wesentliche Reparaturen respektive Änderungen im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 wurden vom Betreiber zwei Projekte genannt:

- Die in den Jahren 1995 und 1997 begonnene Sanierung der Spulenanschlussleitungen der Steuerstabantriebe wurde im Jahre 1998 mit der Sanierung der letzten 20 Antriebe abgeschlossen.
- Mit einer Schaltungserweiterung in der Stabfahrbegrenzung (STAFAB) wird bei der Detektion von einer Fehlanregung die D-Bank-Steuerstabfahrbegrenzung (D-STEB)-Kennlinie tiefer ge-

setzt. Zusätzlich wird die Absenkung der D-STEB-Kennlinie dem Betriebspersonal gemeldet (in der Revision 2005 ausgeführt).

Änderungen der Technischen Spezifikationen

Es werden keine Änderungen der Technischen Spezifikationen im Bereich der Stabsteuerung genannt.

Bewertung

Die Betriebserfahrungen mit dem System waren im Überprüfungszeitraum der PSÜ (1998 bis 2007) positiv. Gemäss Betriebserfahrungsbericht⁷ wird die hohe Zuverlässigkeit des Systems der Stabsteuerung sowie der Stabfahrbegrenzung auf die bewährte Technik, den guten Zustand und die sorgfältige Prüfung und Wartung durch qualifiziertes Personal zurückgeführt.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Als Beurteilungsgrundlage für die Abwicklung von Änderungen (Freigabeverfahren) bei den sicherheitsbezogenen Systemen galt im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 die Richtlinie HSK-R-35. Für die Alterungsüberwachung kam die Richtlinie HSK-R-51 zur Anwendung.

Beurteilung des ENSI

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Betriebserfahrungen sind gut. Im Zusammenhang mit der Stabsteuerung ist das Vorkommnis 2005-11 (Stabeinfall YS44) von Bedeutung. Es konnte keine Ursache gefunden werden. Das KKG tauschte die beteiligte Baugruppe aus und überprüfte die Verbindungsstellen des gesamten Kabelweges. Auslegungsgemäss führte die Störung zu einer Leistungsreduktion des Reaktors. Die Massnahmen des Betreibers waren angemessen.

Das ENSI vergewisserte sich im Rahmen von Freigabeverfahren und bei Inspektionen über die Funktionstüchtigkeit und den guten Zustand der Einrichtungen.

Prüfungen

Die umfassenden periodischen Funktionstests haben sich bewährt. Die Ergebnisse belegen die Zuverlässigkeit der Einrichtungen.

Alterungsüberwachung

Das Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) des KKG deckt in sicherheitstechnisch abgestufter Weise alterungsrelevante Komponenten ab²⁰³. Für die sicherheitsbezogenen (0E-klassierten) Stabsteuerungssysteme ist aufgrund ihrer sicherheitstechnischen Einstufung nicht die gleiche Art der Alterungsüberwachung mittels AÜP-Steckbriefen gefordert, wie bei 1E-klassierten Komponenten. Die Erstellung der AÜP-Dossiers für 0E-klassierte Systeme ist seitens KKG in Bearbeitung. Der Hinweis des Lieferanten auf eine mögliche Versprödung der Spulenanschlussleitungen löste bei KKG eine Untersuchung aus, welche schlussendlich zur Sanierung der Spulenanschlussleitungen führte. Die Betriebserfahrung mit dem neuen Produkt ist sowohl im KKG als auch in anderen Anlagen sehr gut. Das ENSI sieht darin ein positives Beispiel für den Erfahrungsaustausch zwischen Lieferant und Betreiber im Sinne des AÜP.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

Die Reparaturen wurden vom KKG in Eigenregie qualitätsgesichert ausgeführt. Das ENSI wurde im Rahmen der Berichterstattung informiert.

Änderungen

Die KKG-Änderungsprojekte wurden gemäss den anwendbaren Richtlinien für die Freigabeverfahren abgewickelt. Die eingereichten Unterlagen bedurften einzelner Rückfragen. Die Änderungen wurden adäquat umgesetzt.

Fazit

Das KKG verfügt aufgrund des konsequenten Einsatzes hochwertiger Komponenten, der Durchführung von Verbesserungen und der Anwendung der vorbeugenden Instandhaltung im Bereich der Stabsteuerung und Stabpositionsbestimmung über Systeme, die in gutem Zustand sind und zuverlässig arbeiten. Dies wird auch durch Erkenntnisse aus der periodischen Berichterstattung und der Vorkommnisbearbeitung belegt.

Durch den in den kommenden Jahren geplanten Ersatz der Systeme der Reaktorregelungen und der Reaktorbegrenzung mit einem neuen, an den Stand der Technik angepassten Leitechniksystem (Bestandteil des Projektes LETA) soll für die Zukunft gewährleistet werden, dass die Systeme ihre Aufgaben weiterhin zuverlässig erfüllen können.

5.6.2 Regelungen des Primärkreislaufs

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

In diesem Kapitel werden die nachfolgend aufgeführten, 0E-klassierten, sicherheitsbezogenen Leitechnik-Ausrüstungen des Primärkreislaufes behandelt:

- Neutronenfluss-Regelung (YR09C100)
- Kühlmitteltemperatur-Regelung (YR01C100)
- Kühlmitteldruck-Regelung (YP10C100), mit der Kühlmitteldruck-Begrenzung
- Druckhalter-Füllstands-Regelung (YP01C600)
- Bor-Deionat-Regelung (YR05C100)
- Puls-Deionat-Regelung der Stabsteuerung (YR03C200)
- Leistungs-Verteilungs-Regelung (YR20C000), im KKG als Handsteuerung ausgeführt

Weitere leittechnische Funktionen des nuklearen Dampferzeugungssystems sind in den Kapiteln 5.4.2 bis 5.4.3, 5.5.1, 5.5.3 und 5.6.7 beschrieben.

Auflistungen/Bewertungen der Regelungs-Einrichtungen (gemeinsam mit einem Teil der Begrenzungseinrichtungen) enthalten der Betriebserfahrungsbericht⁷ und die Zusammenfassung der Ergebnisse der PSÜ.³

Die Neutronenfluss-Regelung²¹¹ wird zum Anfahren im unteren Teillastbereich, d. h. ab etwa 1 % bis 30 % Leistung, benützt. Die Auslegungsgrenze ist 60 %. Unterhalb von etwa 1 % schaltet sie automatisch auf Handbetrieb. Bei Erreichen von etwa 30 % Leistung (Grenze der Auslegung der Frisch-

dampfumleiteinrichtung) schaltet der Reaktoroperator auf die Kühlmitteltemperatur (KMT)-Regelung um. Die Regelung hält unabhängig von der Sekundärseite der Anlage die Leistung des Reaktors konstant auf dem Niveau des von Hand eingestellten Sollwertes. Zur Bestimmung des Neutronenflusses erhält die Regelung die Signale der Neutronenfluss-Ausseninstrumentierung für den Leistungsbereich (LB). Als Stellglieder der Regelung dienen die L- und D-Bänke der Stabsteuerung.

Die Kühlmitteltemperatur-Regelung²¹² (KMT-Regelung) wird ab 30 % Leistung des Reaktors verwendet. Die KMT-Regelung hält die mittlere Kühlmitteltemperatur auf einem Wert entsprechend dem eingestellten Sollwert. Als unmittelbare Stellglieder wirken die L- und D-Bänke der Stabsteuerung.

Die Kühlmitteldruck-Regelung²¹³ (KMD-Regelung) hat die Aufgabe, den Druck des Kühlmittels unabhängig von der Kühlmitteltemperatur und unabhängig vom Füllstand des Kühlmittels zu regeln. Stellglieder sind die Druckhalter-Heizelemente (Druckerhöhung) und die -Sprühventile (Druckentlastung). Diese werden teilweise kombiniert von den Kühlmitteldruck-Begrenzungseinrichtungen verwendet, wie auch die für die Regelung erforderlichen Messungen (siehe Kap. 5.5.3).

Die Druckhalter(DH)-Füllstands-Regelung²¹⁴ hat die Aufgabe, die hauptsächlich zur Kühlmittelaufbereitung aus dem Primärkreislauf entnommene Kühlmittelmenge so zu ergänzen, dass der DH-Füllstand entsprechend dem wirksamen Sollwert konstant bleibt.

Die Bor-Deionat-Regelung⁹ dient einerseits der Einspeisung von Borsäure oder Deionat, entweder von Hand oder durch die Stabbankstellungs-Regelung, andererseits zum Einspeisen von Kühlmittel mit vorgegebener Borkonzentration durch die automatische Leckage-Ergänzung oder von der Stabbankstellungs-Regelung.

Die Puls-Deionat-Regelung^{9,215} bewirkt zusätzlich zur Bor-Deionat-Regelung eine Deionat-Einspeisung. Sie soll ein unnötiges Fahren der D-Bank vermeiden. Die Regelung wird vom Reaktoroperator eingeschaltet, wenn von der D-Bank-Stellungs-Regelung weniger als einmal pro Stunde Deionat gefordert wird.

Die Leistungsverteilungsregelung²¹⁵ wird nicht mehr benützt. Die entsprechenden Funktionen werden von Hand gesteuert.

Angaben des KKG

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Regelungseinrichtungen arbeiten zuverlässig und mit hoher Verfügbarkeit, es sind keine besonderen Vorkommnisse aufgetreten.

Die Instandhaltungsstrategie berücksichtigt Feststellungen aus periodischen Prüfungen, Auswertung des Systemverhaltens nach Transienten, Auswertung von internen und externen Informationen und Ereignissen.

Prüfungen

Die Wiederholungsprüfprogramme umfassen periodische Funktionsprüfungen in der Hauptrevision und während des Leistungsbetriebs. Die Prüf- und Instandhaltungsstrategien (einschliesslich Intervalle) haben sich bewährt.

Alterungsüberwachung

Der vorsorgliche Austausch von Komponenten wurde dann durchgeführt, wenn aufgrund von Ausfällen ein systematisches Ausfallverhalten angenommen werden musste. Als Beispiel kann hier der systematische Ersatz von Potentiometern bei Sollwertsteller-Baugruppen genannt werden.

Änderungen

Das KKG nennt für den Überprüfungszeitraum folgende wesentlichen Änderungen:

- Hauptrevision 2005: Einbau von regelbaren Sprühventilen im Druckhalter mit Regeleinheiten in eigenen Schränken als Teil der Kühlmitteldruck-Regelung (Projekt PISA)
- Hauptrevision 2007: Einbau von Prüfsteckdosen in der Kühlmitteldruck-Regelung für den Anschluss eines Testventils zur Vereinfachung des Prüfablaufs und Schonung der Ventile

Aus den Erkenntnissen der Instandhaltungsstrategie ergaben sich vereinzelt Verbesserungsmassnahmen. Das KKG nannte keine Änderungen der Technischen Spezifikation²⁰², welche die behandelten Regelungen betreffen.

Bewertung

Das KKG gibt an, dass die Regelungseinrichtungen (gemeinsam mit den Begrenzungseinrichtungen) in einem sehr guten Zustand sind und dass sie zuverlässig und mit hoher Verfügbarkeit arbeiten. Dies wird zurückgeführt auf die bewährte Technik, die sofortige Verbesserung bei erkannten Schwachstellen, wie auch die sorgfältige Prüfung und Wartung durch qualifiziertes internes und externes Fachpersonal.

Trotz des sehr guten Zustandes plant das KKG in den nächsten Jahren aufgrund der Abkündigung von Produkten und der Problematik der Ersatzteilbeschaffung den Ersatz der Regelungseinrichtungen (gemeinsam mit den Begrenzungseinrichtungen) durch ein modernes Leittechniksystem.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Als Beurteilungsgrundlage für die Abwicklung von Änderungen (Freigabeverfahren) bei den sicherheitsbezogenen Systemen galten im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 die Richtlinien HSK-R-35 und HSK-R-46. Für die Alterungsüberwachung kam die Richtlinie HSK-R-51 zur Anwendung.

Beurteilung des ENSI

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Betriebserfahrungen sind gut, Vorkommnisse wurden keine berichtet. Das ENSI vergewisserte sich im Rahmen vereinzelter Freigabeverfahren und bei Inspektionen über die Funktionstüchtigkeit und den guten Zustand der Einrichtungen.

Prüfungen

Die umfassenden periodischen Funktionstests haben sich bewährt. Die Ergebnisse belegen die Zuverlässigkeit der Einrichtungen.

Alterungsüberwachung

Das Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) des KKG deckt in sicherheitstechnisch abgestufter Weise alterungsrelevante Komponenten ab.²⁰³ Für die sicherheitsbezogenen (0E-klassierten) Stabsteuerungssysteme ist aufgrund ihrer sicherheitstechnischen Einstufung nicht die gleiche Art der Alterungsüberwachung mittels AÜP-Steckbriefen gefordert, wie bei 1E-klassierten Komponenten. Die Erstellung der AÜP-Dossiers für 0E-klassierte Systeme ist seitens KKG in Bearbeitung.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

Die Reparaturen wurden vom KKG in Eigenregie qualitätsgesichert ausgeführt. Das ENSI wurde im Rahmen der Berichterstattung informiert. Aus den vorliegenden Unterlagen ergeben sich keine Befunde.

Änderungen

Die KKG-Änderungsprojekte bezüglich DH-Sprühsystem und KMD-Regelung, welche der Betreiber anführt, wurden gemäss den anwendbaren Richtlinien für Freigabeverfahren abgewickelt. Die HSK anerkannte im Abschlussbericht der PSÜ-Massnahme M102 (PISA) die vollumfängliche Umsetzung der Verfügung, sowie die professionelle Leistung aller Beteiligten sowohl von KKG als auch von Framatome.

Fazit

Das ENSI schliesst sich der Bewertung des KKG an, dass die Regelungen des Primärkreislaufs eine hohe Zuverlässigkeit aufweisen.

Durch den in den kommenden Jahren geplanten Ersatz der Systeme der Reaktorregelungen und der Reaktorbegrenzungen mit einem neuen, an den Stand der Technik angepassten Leittechniksystem (im Rahmen des Projektes LETA) soll für die Zukunft gewährleistet werden, dass die Systeme ihre Aufgaben weiterhin zuverlässig erfüllen können.

5.6.3 Begrenzungsfunktionen des Primärkreislaufs

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Im vorhergehenden Kapitel 5.6.2 wurden Regelungsfunktionen des Primärkreislaufs behandelt. Gemäss dem Konzept einer gestaffelten Sicherheitsvorsorge (Defence-in-Depth) kommen bei Bedingungen, die die Regelungsfunktionen nicht ausregeln können, Begrenzungsfunktionen zum Eingriff. Durch diese Begrenzungsfunktionen sollen die Anlageparameter innerhalb von betrieblichen Grenzen gehalten bzw. dahin zurückgeführt werden, respektive die Voraussetzungen für die Wirksamkeit von Sicherheitsfunktionen sichergestellt werden (siehe Stabeinfahrbegrenzung). Falls diese Begrenzungsfunktionen für die Beherrschung einer Störung nicht ausreichen, kommen der Reaktorschutz (Kap. 5.5.1) und gegebenenfalls weitere Sicherheitssysteme zum Einsatz.

Das vorliegende Kapitel behandelt wesentliche 0E-klassierte, sicherheitsbezogene Leittechnik-Ausrüstungen des Primärkreislaufes. Auflistungen/Bewertungen enthalten der KKG-Betriebs-erfahrungsbericht⁷ und die Zusammenfassung der Ergebnisse der PSÜ.³

Die nachfolgend betrachteten 0E-klassierten Begrenzungseinrichtungen sind:

- vierfache Kühlmittel-Druck-Begrenzung (kombiniert mit der Regelung) (YP10C100)

- dreikanaliges Stabeinwurfssystem (STEW) (YR41C100/C200/C300)
- vierkanalige Stabfahrbegrenzung (STAFAB) in der Stabsteuerung (YR61)
- vierkanalige Reaktorleistungsbegrenzung (RELEB) mit dreikanaliger DNB-RELEB (YR50 und teils YR61)
- vierkanalige Leistungsverteilungsüberwachung (LVÜ) (YR20)

Die Kühlmitteldruck-Begrenzung^{9,213,215} (KMD-Begrenzung) benützt dieselben Stellglieder wie die KMD-Regelung und zusätzliche Heizgruppen, auf welche die KMD-Regelung keinen Zugriff hat. Die Steuerbefehle der KMD-Regelung werden in der KMD-Begrenzung mitverarbeitet. Die Begrenzungsbefehle sind denen der KMD-Regelung und auch den Handbefehlen für die Heizgruppen übergeordnet. Die KMD-Begrenzungseinrichtung soll grössere Störungen des Primärkreisdrucks ausregeln, falls die KMD-Regelung die Heiz- oder Sprüh-Stellglieder nicht ansteuert bzw. die von der Regelung einschaltbare Heizleistung nicht genügt.

Die Stabeinwurfschaltung STEW⁹ reduziert mit Hilfe von vorgewählten Einwurfstäben je nach ausgelöster Einwurffunktion die Gesamtleistung des Reaktors, so dass in den meisten Fällen die Reaktorschnellabschaltung nicht mehr aktiviert wird. Die 12 Einwurfstäbe (E-Stäbe) werden als E-Bank bezeichnet und sind ein Teil der L-Bank. Die Stabeinwurfschaltung hat Unterfunktionen für verschiedene Auslösekriterien. Die STEW enthält eine Prüfschaltung für Prüfungen eines Stranges im Betrieb.

Die Stabfahrbegrenzung STAFAB⁹ beeinflusst Regelkreise, welche die Steuerstäbe als Stellglieder verwenden:

- STEB: Die Stabeinfahrbegrenzung sichert ausreichende Abschaltreaktivität.
- STAB: Die Stabausfahrbegrenzung verhindert zu hohe Gesamtleistung, oder zu hohe lokale Leistungsdichten.
- FAGEB: Die Stab-Fahrgeschwindigkeitsbegrenzung begrenzt die Reaktivitätsänderung pro Zeit (beim Anfahren des Reaktors).
- STAFE: Die Stabfehleinfallbegrenzung verhindert bei Stabfehleinfall, dass wegen der reduzierten Gesamtleistung die Leistung automatisch erhöht wird und damit zu hohe Leistungen im ungestörten Bereich des Reaktorkerns auftreten.

Die Reaktorleistungsbegrenzungen^{9,215} RELEB sollen die Auslösung einer RESA verhindern:

- L-RELEB verhindert einen zu grossen Leistungsanstieg des Reaktors.
- Q-RELEB begrenzt die lokale lineare Stabileistung.
- DNB-RELEB verhindert ein Filmsieden des Kühlmittels und schützt damit die Brennelemente vor zu hohen Temperaturen.
- RELAX-RELEB begrenzt die axiale Schiefplast in der unteren Kernhälfte.
- Peak-RELEB begrenzt Leistungsdichte:
 - POR (Peak-Oben-RELEB) begrenzt die Leistungsdichte in der oberen Kernhälfte.
 - PUR (Peak-Unten-RELEB) begrenzt die Leistungsdichte in der unteren Kernhälfte.

Angaben des KKG

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Begrenzungseinrichtungen (einschliesslich ihrer funktionellen Teile in der Stabsteuerung) arbeiten zuverlässig und mit hoher Verfügbarkeit.

Die Instandhaltungsstrategie berücksichtigt Feststellungen aus periodischen Prüfungen, Auswertung des Systemverhaltens nach Transienten, Auswertung von internen und externen Informationen und Ereignissen. Die Fehlanregung der D-Bank-Steuerstabfahrbegrenzung (D-STEB) (Vorkommnis 2003-14) führte zu einer Änderung.

Prüfungen

Die Wiederholungsprüfprogramme umfassen periodische Funktionsprüfungen in der Hauptrevision und während des Leistungsbetriebs. Die Prüf- und Instandhaltungsstrategien haben sich bewährt.

Alterungsüberwachung

Das Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) des KKG deckt in sicherheitstechnisch abgestufter Weise alterungsrelevante Komponenten ab.²⁰³ Für die sicherheitsbezogenen (0E-klassierten) Stabsteuerungssysteme ist aufgrund ihrer sicherheitstechnischen Einstufung nicht die gleiche Art der Alterungsüberwachung mittels AÜP-Steckbriefen gefordert, wie bei 1E-klassierten Komponenten. Die Erstellung der AÜP-Dossiers für 0E-klassierte Systeme ist seitens KKG in Bearbeitung.

Der vorsorgliche Austausch von Komponenten wurde dann durchgeführt, wenn aufgrund von Ausfällen ein systematisches Ausfallverhalten angenommen werden musste. Aufgrund von Prüfergebnissen wurden einzelne Relais ausgetauscht.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

Die Anzahl und Art der im Überprüfungszeitraum aufgetretenen Störungen entsprachen den Erwartungen. Es ist keine zunehmende Tendenz oder Systematik festzustellen. Bei allen Störungen waren einzelne Baugruppen betroffen. Die Ausfälle wurden sorgfältig untersucht und abgeklärt, ob es sich dabei um einen Einzelfehler handelt oder ob ein systematischer Fehler vorliegt. Einzelfehler werden durch eine Reparatur beseitigt. Handelt es sich um einen systematischen Fehler, werden diese durch geeignete Massnahmen beseitigt. Ein defekter Operationsverstärker auf einer Analog-Digitalwandler-Baugruppe führte zu einer Störung (Vorkommnis 2001-10: Ansprechen der Reaktor-Leistungsbegrenzung und Einfahren der L-Bank), welcher als Einzelfehler eingestuft wurde. Neben dem Ersatz der Baugruppe wurde als zusätzliche Massnahme die entsprechende, interne Prüfvorschrift mit einem Messwert ergänzt.

Änderungen

Für den Überprüfungszeitraum wurde folgende wesentliche Änderung genannt: In der Hauptrevision 2005 wurde eine Schaltungsanpassung zur Verhinderung von Fehlanregungen der D-Bank-Steuerstabfahrbegrenzung (D-STEB), aufgrund des Vorkommnisses 2003-14, vorgenommen. Es werden vom KKG keine wesentlichen Änderungen der Technischen Spezifikationen genannt²⁰², die die Begrenzungseinrichtungen mit ihren Funktionen direkt betreffen.

Beurteilung

Das KKG gibt an, dass die Begrenzungseinrichtungen (gemeinsam mit den Regelungseinrichtungen einschliesslich Stabsteuerung) in einem sehr guten Zustand sind und dass sie zuverlässig und mit hoher Verfügbarkeit arbeiten. Trotz des sehr guten Zustandes plant das KKG in den nächsten Jahren aufgrund der Problematik der Ersatzteilbeschaffung den Ersatz der Begrenzungs- und Stabsteuerungseinrichtungen (einschliesslich der Stabfahrbegrenzungen) durch ein modernes Leittechniksystem.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Als Beurteilungsgrundlage für die Abwicklung von Änderungen (Freigabeverfahren) bei den sicherheitsbezogenen Systemen galten im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 die Richtlinien HSK-R-35 und HSK-R-46. Für die Alterungsüberwachung kam die Richtlinie HSK-R-51 zur Anwendung.

Beurteilung des ENSI

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Betriebserfahrungen sind gut. Für das Vorkommnis 2003-14 „Fehlanregung D-STEB mit Generatorleistungsabsenkung auf 555 MW“²¹⁶ wurde als Ursache eine defekte Zählerbaugruppe ermittelt. Die Baugruppe wurde ersetzt und eine Änderung veranlasst, welche eine Fehlauslösung in Zukunft verhindern soll.

Prüfungen

Die umfassenden periodischen Funktionstests haben sich bewährt. Die Ergebnisse belegen die Zuverlässigkeit der Einrichtungen.

Instandsetzung, Reparaturen

Die Reparaturen wurden vom KKG in Eigenregie ausgeführt. Die geforderte Berichterstattung wurde in den Monats- bzw. Stillstandsberichten der jeweiligen Hauptrevision wahrgenommen. Daraus zeigten sich keine nennenswerten Mängel. Das Vorgehen im Zusammenhang mit der erwähnten Störung (2001-10) war zielgerichtet und angemessen.

Alterungsüberwachung

Das Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) des KKG deckt in sicherheitstechnisch abgestufter Weise alterungsrelevante Komponenten ab.²⁰³ Für die sicherheitsbezogenen (0E-klassierten) Stabsteuerungssysteme ist aufgrund ihrer sicherheitstechnischen Einstufung nicht die gleiche Art der Alterungsüberwachung mittels AÜP-Steckbriefen gefordert wie bei 1E klassierten Komponenten. Die Erstellung der AÜP-Dossiers für 0E-klassierte Systeme ist seitens KKG in Bearbeitung. Der präventive Austausch einzelner Relais wird vom ENSI als positive Massnahme bewertet.

Änderungen

Aufgrund der Fehlanregung der D-Bank-Steuerstabfahrbegrenzung wurde in der Hauptrevision 2005 eine Schaltungsanpassung vorgenommen. Die KKG-Änderungsprojekte wurden gemäss den anwendbaren Richtlinien für die Freigabeverfahren abgewickelt.

Fazit

Das ENSI schliesst sich der Bewertung des KKG an, dass die Reaktorbegrenzungseinrichtungen (und die im Betriebserfahrungsbericht gemeinsam behandelten Reaktorregelungs- und Stabsteuerungseinrichtungen) eine hohe Zuverlässigkeit aufweisen.

Durch den in den kommenden Jahren geplanten Ersatz der Systeme der Reaktorregelungen und der Reaktorbegrenzungen mit einem neuen, an den Stand der Technik angepassten Leittechniksystem (im Rahmen des Projektes LETA) soll für die Zukunft gewährleistet werden, dass die Systeme, ihre Aufgaben weiterhin zuverlässig erfüllen können.

5.6.4 Sicherheitstechnisch relevante Leittechnik des Sekundärkreislaufs

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Dieses Kapitel behandelt 0E-klassierte, sicherheitsbezogene Leittechnik-Ausrüstungen, die auf den Sekundärkreislauf der Reaktoranlage einwirken. Indirekt beeinflussen diese Leittecknikausrüstungen auch den Primärkreislauf. Durch sie kann das Ansprechen von Sicherheitssystemen vermieden und der Ablauf von Störungen günstig beeinflusst werden.

Eine Auflistung dieser Einrichtungen enthält die KKG-PSÜ-Zusammenfassung³, Bewertungen dazu enthält der KKG-Betriebserfahrungsbericht.⁷

Die betrachteten 0E-klassierten Einrichtungen mit ihren sicherheitsbezogenen Funktionen sind:

- Turbinenregler (SE10 C010) mit Generator-Leistungsregler, Drehzahlregler und Frischdampf-minimaldruck-Regelung
- Frischdampf-Umleitregelung (SF10 C100) mit Frischdampf-Maximaldruck-Regelung und Frischdampf-Minimaldruck-Geräte (SF10 K100)
- Dampferzeuger-Regelungen mit DE-Füllstands-Regelung (Speisewasserregelung) (RL21 / RL22 / RL23), Notspeiseregulung (Notspeisewasserregelung) (RS01 / RS02 / RS03 sowie RS14 / RS24 / RS34) und Notstandspeiseregulung (Notstandspeisewasserregelung) (RX10 / RX30 C001)

Generell ist die primärseitig produzierte thermische Reaktorleistung ausschlaggebend für die maximal mögliche Sekundärleistung. Der Turbinenregler^{9,215} ermöglicht die hydraulische (Frischdampfminimaldruck-Regelung) und elektrische Regelung (Generator-Leistungs- und Drehzahl-Regler) der Turbine. Der Generator-Leistungsregler, der die Generatorleistung anhand der verschiedenen Sollwertvorgaben und Anlage-Randbedingungen bestimmt, regelt insbesondere schnelle Sollwertänderungen aus. Mit der angleichenden Leistungsreduktion auf der Sekundärseite wird insbesondere auch eine Unterkühlungstransiente im Primärkreis vermieden oder abgemildert.

Der Drehzahlregler übernimmt die Aufgaben der Anfahrregelung des Turbogeneratorsatzes, der Frequenzregelung und der Abfahrregelung bei Netztrennung (Lastabwurf) auf die Eigenbedarfsversorgung (Inselbetrieb).

Die Frischdampfminimaldruck-Regelung reduziert den Generatorleistungssollwert bei Absinken des Frischdampfdruckes solange, bis die erzeugte Reaktorleistung und die abgegebene Frischdampfleistung wieder im Gleichgewicht sind.

Die dreisträngige Frischdampf-Umleitregelung^{217,218} enthält u. a. die Frischdampfmaximaldruck-Regelung (FDMaxD-Reg) und die Frischdampf-Minimaldruck-Geräte.

Mit der FDMaxD-Reg und ihrer Begrenzungsregelung wird bei schnellen Laständerungen wie Turbinenschnellschluss oder Lastabwurf durch Öffnen von Ventilen Dampf direkt in den Kondensator umgeleitet. Damit wird verhindert, dass die primäre Kühlmitteltemperatur zu stark ansteigt, weil die Wärme sekundärseitig nicht ausreichend abgeführt wird. Bei einem Lastabwurf wird zusätzlich der Einwurf von Steuerelementen (STEW) zur schnellen Reduktion der Reaktorleistung ausgelöst.

Die Frischdampf-Minimaldruck-Geräte lösen bei einem FD-Druck-Istwert von 13 bar unterhalb des Sollwerts eine Turbinenschnellabschaltung (TUSA) aus. Mit der TUSA erfolgt ein schneller Wiederanstieg des Frischdampf-Druckes. Nach diesem Anstieg wird die Frischdampf-Umleitung in den Kondensator wieder über die FDMaxD-Reg aktiviert.

Die Regelungen für die Speisung der Dampferzeuger^{9,215} umfassen die Regelung des Speisewasser- und Anfahrsystems (RL), die Notspeiseregulierung des Notspeisesystems (RS) und die Notstandspeiseregulierung des Notstandsystems (RX). Die Dampferzeugerfüllstands-Regelung^{219,220} regelt die zugeführte Speisewassermenge zum Dampferzeuger. Sie umfasst Niveausollwert-Begrenzungsfunktionen bei einer Reaktorschnellabschaltung. Bei unzureichender Förderung von Speisewasser durch das System RL regelt die Notspeiseregulierung^{221,222} die Zuführung von Deionat aus dem vom konventionellen Wasser-Dampf-Kreislauf getrennten und unabhängigen Notspeisesystem RS.

Die Notstandspeise-Regelung^{223,224} soll bei Notstandsituationen (z. B. Erdbeben, Ausfall von Warte, Schaltanlagegebäude und Maschinenhaus) gewährleisten, dass die Nachzerfallswärme des Reaktors über zwei Dampferzeuger sicher abgeführt werden kann.

Angaben des KKG

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Es treten nur wenige betriebliche Abweichungen vom Sollzustand pro Jahr auf, wodurch eine hohe Verfügbarkeit resultiert. Ein besonderes Vorkommnis im Überprüfungszeitraum war eine fehlerhafte Leistungsabsenkung auf 188 MW (Vorkommnis 2005-10). Die Ursache war ein vorübergehender Ausfall eines Verstärkers des Turbinenreglers. Die defekte Baugruppe wurde ausgetauscht.

Prüfungen

Die Prüfungen umfassen periodische Funktionsprüfungen in der Hauptrevision und während des Leistungsbetriebs. Die Regelungen sowie die zugehörigen Hydraulikkomponenten werden detailliert und umfassend geprüft, d. h. die Prüfungen umfassen auch diejenigen Funktionen, welche nur bei aussergewöhnlichen Betriebszuständen aktiv werden müssen. Die Prüf- und Instandhaltungs-strategien haben sich bewährt.

Alterungsüberwachung

Komponenten wurden vorsorglich ausgetauscht, wenn aufgrund von mehreren Ausfällen ein systematisches Ausfallverhalten angenommen werden musste. Zum Beispiel betraf dies die Speisegeräte in den Turbinenreglerschränken.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

Im Überprüfungszeitraum traten nur wenige Einzelfehler auf. Diese hatten, mit Ausnahme des oben genannten Vorkommnisses (2005-10), keinen oder nur einen geringfügigen Einfluss auf die Verfügbarkeit. Dieses gute Verhalten wird auf die während den Revisionen realisierten Änderungen und Verbesserungen zurückgeführt.

Änderungen

Laut dem KKG wurden bei den eigentlichen Regelungseinrichtungen (Leittechnik) keine Änderungen mit Sicherheitsrelevanz durchgeführt, jedoch einige Änderungen aus betrieblichen Gründen, welche vor allem der Verbesserung der Regelsysteme dienten. Erwähnenswert in diesem Zusammenhang ist der Gesamtaustausch der Turbinen-Wellendichtdampfregelung. Die bisher einkanalig in Analogtechnik ausgeführte Regelung wurde durch eine neue zweikanalige digitale Regelung ersetzt. Zum Einsatz gelangte das Leittechniksystem TELEPERM XS (TXS).

Folgende Regelventile wurden auf qualifizierte Antriebe umgerüstet:

- Speisewasser-Volllast-Regelventile RL21/22/23S002 Hauptrevision 2007
- Notspeise-Regelventile RS01/02/03S002 Strangrevision 2007/2008
- Notspeise-Regelventile RS14/24/34S001 Strangrevision 2007/2008
- Notstandspeise-Regelventile RX01/02S004 Hauptrevision 2007/2008

Es werden vom KKG keine wesentlichen Änderungen der Technischen Spezifikationen genannt.²⁰²

Bewertung

Das KKG bewertet die genannten Regelsysteme als sehr zuverlässig.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Als Beurteilungsgrundlage für die Abwicklung von Änderungen (Freigabeverfahren) bei den sicherheitsbezogenen Systemen galten im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 die Richtlinien HSK-R-35 und HSK-R-46. Für die Alterungsüberwachung kam die Richtlinie HSK-R-51 zur Anwendung.

Beurteilung des ENSI

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Betriebserfahrungen sind gut. Für das Vorkommnis 2005-10 „Fehlerhafte Leistungsabsenkung auf 188 MW“ wurde als Ursache der Ausfall eines Verstärkers des Turbinenreglers ermittelt. Die defekte Verstärker-Baugruppe wurde ausgewechselt.

Prüfungen

Die umfassenden periodischen Funktionstests haben sich bewährt. Die Ergebnisse belegen die Zuverlässigkeit der Einrichtungen.

Alterungsüberwachung

Das Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) des KKG deckt in sicherheitstechnisch abgestufter Weise alterungsrelevante Komponenten ab.²⁰³ Für die sicherheitsbezogenen (0E-klassierten) Stabsteuerungssysteme ist aufgrund ihrer sicherheitstechnischen Einstufung nicht die gleiche Art der Alte-

rungsüberwachung mittels AÜP-Steckbriefen gefordert, wie bei 1E-klassierten Komponenten. Die Erstellung der AÜP-Dossiers für 0E-klassierte Systeme ist seitens KKG in Bearbeitung.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

Die Reparaturen wurden vom KKG grösstenteils in Eigenregie ausgeführt. Die geforderte Berichterstattung wurde in den Monats- bzw. Stillstandsberichten der jeweiligen Hauptrevision wahrgenommen. Daraus zeigten sich keine nennenswerten Mängel.

Änderungen

Es gab keine KKG-Änderungsprojekte mit Freigabepflicht im Bereich der sekundärseitigen Regelungen. Der Gesamtaustausch der Turbinen-Wellendichtdampfregelung (bisher konventionelle festverdrahtete Analogtechnik) durch eine rechnerbasierte digitale Regelung ist insofern für die Aufsichtsbehörde interessant, weil das KKG das entsprechende Leittechniksystem TXS zukünftig auch in Sicherheitssystemen und sicherheitsbezogenen Systemen einzusetzen gedenkt (Projekt LETA). Das KKG hat sich zum Ziel gesetzt, durch diese Pilot-Anwendung des TXS den Know-How-Aufbau im Werk zu fördern. Die Behörde hat die entsprechenden zentralen Leittechnik-Einrichtungen bei der Inbetriebsetzung besichtigt und liess sich über das grundsätzliche Konzept informieren.

Fazit

Das ENSI bewertet die Zuverlässigkeit der Systeme im Bereich der sekundärseitigen Regelungen als gut. Dies wird belegt durch die hohe Verfügbarkeit der Anlage und die sehr niedrige Anzahl an meldepflichtigen Vorkommnissen und die periodische Berichterstattung des Betreibers.

Das ENSI befürwortet den systematischen Ersatz der Turbinenregelsysteme. In einem ersten Schritt wurde die Turbinen-Wellendichtdampfregelung im Jahr 2007 erneuert.

5.6.5 Mensch-Maschine-Schnittstelle: Menschlich-organisatorische Aspekte

Angaben des KKG

Der sichere Betrieb eines Kernkraftwerkes kann nur im Zusammenspiel zwischen der technischen Auslegung der Anlage und deren Bedienung durch qualifiziertes Betriebspersonal gewährleistet werden. Die Auslegung der Anlage kann dazu beitragen, dass eine Nutzung von Betriebs- und Sicherheitseinrichtungen erleichtert wird (z. B. Ergonomie), keine stressbedingten Eingriffe des Personals bei Störfällen erforderlich sind (Automatisierung von Sicherheitsfunktionen) und dass sich das System „Mensch – Technik“ gegenüber menschlichen Fehlern tolerant verhält (Fehlertoleranz). Durch eine sinnvolle Gestaltung von Betriebs- und Notfallvorschriften sowie beständige Ausbildung des Personals kann das anforderungsgemässe Verhalten des Betriebspersonals bei einem Störfall unterstützt bzw. geübt werden.

Beim Bau des KKG wurden bei der Gestaltung der Leitstände, insbesondere des Kommandoraums und der Notsteuerstelle, ergonomische und arbeitspsychologische Gesichtspunkte entsprechend dem damaligen Kenntnisstand bei der Planung berücksichtigt. Dazu wurden auch die Erfahrungen aus dem Betrieb älterer Anlagen ausgewertet. Die Gestaltung der Arbeitsplätze und der Anzeigen und Bedienungselemente sowie deren Anordnung, Kennzeichnung und Beschriftung erfolgte weitgehend gemäss den Vorgaben der später erstellten KTA 3904 Anhang A.

Entsprechend dem damaligen Stand der Technik wurden überwiegend Analog- und Digitalanzeigen sowie Schreiber als Anzeige- und Aufzeichnungsgeräte eingesetzt. Das System der Sicherheitsgefahrenmeldungen und Alarmierungen/Meldungen wurde nach einem durchgängig geplanten Konzept realisiert. Dieses Konzept wurde an Hand eigener Betriebserfahrungen und aufgrund von Vorschlägen der Betriebsmannschaft weiter entwickelt. So wurde ein digitales, bildschirmgestütztes Prozessvisualisierungssystem (PROVI) realisiert, welches später im Zusammenhang mit der Erneuerung der Prozessrechneranlage (neues Prozessdaten-Informationssystem PRODIS) zu einem SPDS (Safety Parameter Display System) weiterentwickelt³ und neu als SPDS/PROVI bezeichnet wurde. Die Weiterentwicklung erfolgte im Rahmen der PSÜ-Massnahme M105¹⁰² (siehe Kap. 2.3.1). Bei dieser Weiterentwicklung wurden ergänzend für den Notfallstab im Notfallraum und im Ersatznotfallraum notstromgesicherte SPDS-Anzeigen als zusätzliche Hilfe für die Lagebeurteilung bei Störfällen eingerichtet.⁵

Das SPDS/PROVI wird nun im KKG im Normalbetrieb und bei Störfällen eingesetzt⁵², allerdings mit dem Primat der Anzeigen der konventionellen (qualifizierten) Anlageinstrumentierung.⁸

Das SPDS/PROVI hat sich als Informationsquelle für Schichtleute, Pikettingenieure und die Mitglieder des Notfallstabes bewährt. Die Erfahrungen des Betriebspersonals mit dem System in der Realanlage sowie am Simulator sind durchwegs positiv. Die Bildschirmdarstellungen werden als Zusatz zur Betriebsinstrumentierung verstanden. Sie bieten die Möglichkeit, über die Betriebsinstrumentierung bereits angezeigte Betriebswerte übersichtlich, prozessorientiert und augenfällig darzustellen. Die Benutzung des Systems während Wiederholungsschulungen am Simulator hat gezeigt, dass das SPDS/PROVI mithelfen kann, Veränderungen von Betriebszuständen übersichtlich darzustellen.

Der Notfallstab konnte im Rahmen von Notfallübungen Erfahrungen sammeln. Dabei hat sich gezeigt, dass das System bei der Abarbeitung von Notfallmanagement-Massnahmen ein akzeptables Hilfsmittel für den Notfallstab ist, sofern das Vorkommnis einen technischen Anlagebezug hat. Für die planerische Arbeit im Notfallstab, z. B. liefert SPDS/PROVI nicht nur wertvolle Hinweise über den Anlagenzustand, wie z. B. Schutzziele, sondern eignet sich auch zur Ausarbeitung von Prognosen für die Entwicklung einzelner Anlageparameter - wie etwa die zu erwartende Entwicklung radioaktiver Abgaben. Anlässlich der Übungen konnten auch die Leistungsgrenzen des SPDS/PROVI-Einsatzes im Notfall abgesteckt werden. Es hat sich gezeigt, dass dieses System allein kein Entscheidungsinstrument ist. Hierfür sind vor Ort Angaben der Notfallequipen und des Personals im Kommandoraum nach wie vor prioritär. SPDS/PROVI dient als eine ergänzende Informationsquelle.

Die Beleuchtung des Kommandoraums und der Arbeitsplätze wurde durch die Neugestaltung der Kommandoraumdecke optimiert.

Die Störfallübersichtsanzeigen, die der Beurteilung der Schutzziele und der Überwachung des Anlagezustandes bei Störfällen dienen, wurden neu farblich (grün) gekennzeichnet.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Als Beurteilungsgrundlage für die menschlich-organisatorischen Aspekte der Mensch-Maschine-Schnittstelle im KKG dienen dem ENSI Art. 10 Abs. 1 Bst. j KEV sowie die Richtlinie ENSI-G07, Kapitel 5.7.

Beurteilung des ENSI

Seit der Erstellung der Anlage hat sich aus Sicht des Betriebspersonals an den Leitständen wenig verändert. Das Personal ist mit der bisherigen Anlage vertraut und ist auch daran ausgebildet.

Die Weiterentwicklung des bereits bestehenden KKG-PROVI-Systems in den Jahren 2001 bis 2004 zum SPDS/PROVI geht auf eine Forderung des ENSI (damals HSK) anlässlich der letzten PSÜ zurück.¹ Die definitive Betriebsfreigabe erfolgte im Oktober 2004 nach einem zweijährigen Probebetrieb.

Bei der Gestaltung der die Operateure unterstützenden Systeme (SPDS/PROVI) wurden die Benutzer einbezogen, was einem wichtigen Anliegen des ENSI entspricht. Das SPDS/PROVI ist in erster Priorität gedacht als Hilfe für die Schichtmannschaft und weiterer Mannschaften (z. B. Notfallstab) zwecks schneller Übersicht über Schutzziele und Sicherheitsfunktionen bei einem Störfall oder Notfall. Die konventionelle (festverdrahtete), qualifizierte Störfallinstrumentierung soll demgegenüber für die zuverlässige Verifizierung einzelner Prozesswerte dienen. Der Einbezug der Benutzer bei der Gestaltung der Systeme hat aus Sicht ENSI einen positiven Einfluss auf die Akzeptanz und damit auch auf die Bediensicherheit gebracht.

Aus Fachgesprächen mit dem Personal des KKG ist dem ENSI bekannt, dass mehrere Personen eine Zusatzausbildung zu Themen menschlicher und organisatorischer Faktoren an einer Fachhochschule für angewandte Psychologie absolviert haben. Die dabei erworbenen Kenntnisse werden bei der Gestaltung der Mensch-Maschine-Schnittstelle von neuen Systemen eingesetzt.

Die Vorgaben der KEV und der Richtlinie ENSI-G07 sind aus Sicht des ENSI erfüllt.

5.6.6 Mensch-Maschine-Schnittstelle: Elektro- und leittechnische Aspekte

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Das vorliegende Kapitel behandelt die Mensch-Maschine-Schnittstelle des KKG bezüglich der hierfür eingesetzten elektro- und leittechnischen Ausrüstungen. Einbezogen werden dabei wesentliche 1E- oder 0E-klassierte Einrichtungen im Hauptkommandoraum, im Notstandleitstand, in weiteren örtlichen Leitständen sowie sicherheitsbezogene (0E-klassierte) Unterstützungssysteme für den Normalbetrieb und bei Störfällen. Die entsprechenden Einrichtungen sind im KKG Sicherheitsbericht⁹ beschrieben.

Im zentral gelegenen Hauptkommandoraum (HKR), auch Kommandoraum oder Warte genannt, im Schaltanlagegebäude ZE sind die für die Betriebsführung und -überwachung des Kraftwerkes notwendigen Einrichtungen und Hilfseinrichtungen zusammengefasst. Zu erwähnen sind insbesondere die für Normalbetrieb und Störfallsituationen notwendigen Bedienungselemente und Überwachungsanzeigen. Der Hauptkommandoraum dient auch als Hauptnotsteuerstelle für Stör- und Unfälle bei anlageninternen auslösenden Ereignissen. Daneben gibt es den **Notstandleitstand** im Notstandsgebäude ZX als Notsteuerstelle für Stör- und Unfälle, bei denen der Hauptkommandoraum nicht zur Verfügung steht. Dies betrifft vor allem externen Ereignisse und Einwirkungen Dritter. Verschiedene örtliche Leitstände ergänzen die zwei genannten Hauptsteuerstellen.

1E-klassierte Einrichtungen sind Teile des HKR, insbesondere die Reaktorschutztafel LE, die Anzeigen und Schreiber der Störfallübersichtsanzeige (Teil der Störfallinstrumentierung, siehe Kap. 5.4.3), die Sicherheitsgefahrenmeldeanlage (SIGEMA) und Teile der Notgefahrenmeldeanlage (NOGEMA), der gesamte Notstandleitstand LL, der Dieselleitstand der 2. Wasserfassung HM, der Dieselleitstand der Notstromdiesel LG, der Dieselleitstand der Notstanddiesel LH, die Tafel LF50 für die Kühlwasser-

schutzlogik, sowie die Tafel LX41 für die Druckentlastung des Containments XL 10 und des Reaktor-kühlkreislaufs.

Die SIGEMA zeigt der Schichtmannschaft Informationen über drei wichtige Störfälle (DE-Heizrohrbruch, Leck im Reaktorkreislauf und Speisewasserversorgung gestört) an. Bei zwei SIGEMA Meldungen ist spätestens 30 Minuten nach der Erkennung eine Handmassnahme einzuleiten. Dies betrifft sowohl die Meldung eines kleinen Lecks im Primärkreislauf als auch eines DE-Heizrohrlecks, welche die Massnahmen „Abfahren mit 100 k/h“ bzw. „Absperrung des DE frischdampf- als auch speisewasserseitig“ zur Folge haben. Die SIGEMA ist zweisträngig aufgebaut.

0E-klassierte Ausrüstungen sind u. a. die Leitstände der Lademaschine LR und der BE-Schleuse PL/PS, die Brandmeldetafeln LZ (siehe Kap. 5.14 Brandschutz), die seismische Instrumentierung (siehe Kap. 5.4.4), nicht 1E-klassierte Teile der NOGEMA und die ergänzende Begrenzungsmeldeanlage BEGEMA sowie Teile des Prozessdaten-Informationssystems PRODIS (Prozessrechneranlage PRA). Das PRODIS umfasst insbesondere die Funktionen SPDS/PROVI (siehe Kap. 5.6.5), Stör-/Schaltprotokoll STSP und Gefahrmeldungen, welche via Datensicht- bzw. Protokolliergeräte ausgegeben werden können. Für Ausfall oder Wartung der Prozessrechneranlage ist eine reduzierte konventionelle NOGEMA (bzw. Rumpfgefahrmeldeanlage) ständig betriebsbereit und wird bei einer PRODIS-Rechnerstörung oder bei Wartung automatisch in einen aktiven Betriebsmodus umgeschaltet (mit akustischer Warnung und Blinklicht). Die konventionell optisch-akustischen Gefahrmeldeanlagen NOGEMA/SIGEMA/BEGEMA im HKR werden durch Gefahrmeldungen auf örtlichen Leitständen ergänzt.

Angaben des KKG

Die Betriebserfahrungen im PSÜ-Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 wurden bezüglich der Leitstände und Gefahrmeldeanlagen im KKG-Betriebserfahrungsbericht⁷ zusammengestellt, diejenigen des PRODIS und des SPDS/PROVI im ergänzenden Erfahrungsbericht.⁵²

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Einrichtungen der Mensch-Maschine-Schnittstellen werden als zuverlässig bewertet.

Als besonderes Vorkommnis wird im Bereich Leitstände das Vorkommnis 2001-11 erwähnt, bei dem sich ein Spannungsunterbruch des Notstandschienefeldes FL ereignete. Ursache war ein Wackelkontakt des Handfreigabesignals des örtlichen Leitstandes LH. Als Massnahmen resultierten ein Ersatz der defekten Komponenten und ein Austausch sämtlicher Steckermodule (AEA-E-2001-114).

Instandhaltung/Alterungsüberwachung

Die Instandhaltung der angesprochenen Einrichtungen erfolgt grundsätzlich ausfallorientiert, ergänzt durch einzelne Prüfungen. Der vorsorgliche Austausch von Komponenten wurde durchgeführt, wenn aufgrund von Ausfällen ein systematisches Ausfallverhalten angenommen werden musste.

Wiederholungsprüfprogramme und Funktionstests

Die Funktionsprüfung von NOGEMA/SIGEMA/BEGEMA erfolgt alle 5 Jahre, die Gefahrmeldesysteme der Diesel werden jährlich geprüft. Die einzelnen Meldungen werden im Rahmen der systemspezifischen Verriegelungs- und Funktionsprüfungen kontrolliert. Die übrigen Systeme (PRODIS, SPDS/PROVI) und Einrichtungen (Leitstände) werden im Betrieb ständig verwendet und Ausfälle werden deshalb umgehend erkannt.

Durchgeführte Reparaturen und Änderungen

Für den Überprüfungszeitraum wurden unter anderem folgende wesentliche Änderungen/ Verbesserungen genannt:

- 1998 bis 2000: Ersatz der örtlichen Leitstände für die Notstromdiesel EY11 bis EY41 und Notstanddiesel FY51/FY61 infolge Alterung der Komponenten
- 2001/2004: Modernisierung der Prozessrechneranlage (AEA-E-2000-0005), Ersatz der PRA 306 durch das System PRODIS (und Implementierung des SPDS/PROVI)
- Hauptrevision 2005: Anpassungen bei den Leitständen 0LL01/0LX41 im Rahmen des Projektes PISA (AEA-M-2001-0101 Primär-Sicherheitsventilaustausch PISA)
- Hauptrevision 2005: Ersatz der Kompaktwarteneinsätze 0LL02 und 0LL03 aufgrund der Alterung und im Zusammenhang mit der Um- und Aufrüstung des Notstandleitstandes NLS zu einer Notsteuerstelle NSS (mit Auslegung auf das Sicherheitserdbeben)
- Hauptrevision 2006: Änderung Nr. AEA-E-17053: Separate Stromversorgung des örtlichen Leitstandes 0LX41 „Druckentlastung Sicherheitshülle und RKL“, der im Zusammenhang mit dem Projekt PISA mit Betätigungen und Anzeigen für die primäre Druckentlastung erweitert worden war und deshalb neu als 1E-klassiert eingestuft wurde
- 2006: PRODIS Erschliessung Notstandgebäude ZX / Containment ZA (AEA-E-2004-0131)
- Hauptrevision 2007: Ankopplung der betrieblichen Leittechnik des externen Nasslagers an die Kraftwerksleittechnik (Sammelalarmlinien zum Kommandoraum und zum PRODIS)
- 2008: PRODIS, Einführung Online-Kernsimulator POWERTRAX/S (AEA-D-28883)

TS-Änderungen

Im Rahmen der Erstellung eines spezifischen Kapitels 2.1.5 „Spezifische Ausfallkriterien“ in der Technischen Spezifikation²⁰² wurden im Jahr 2005 etliche Meldungen der Leitstände und des PRODIS in die TS aufgenommen.

Im Jahr 2007 wurden Ergänzungen der sicherheitstechnischen Spezifikationen des Nasslagers beantragt und im Jahr 2008 freigegeben.

Fazit

Das KKG beurteilt die Ausrüstungen der Mensch-Maschine-Schnittstellen als gut und zuverlässig.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Als Beurteilungsgrundlage für die Abwicklung von Änderungen (Freigabeverfahren) bei den Sicherheitssystemen (1E-Klassierung) und sicherheitsbezogenen (0E) Systemen galten im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 die Richtlinien HSK-R-35 und HSK-R-46 (die Richtlinie HSK-R-46 für rechnerbasierte Systeme/Leittechnik). Für die Alterungsüberwachung kam die Richtlinie HSK-R-51 zur Anwendung. Für das Safety Parameter Display System wurde als Grundlage die IEC 60960²²⁵ herangezogen.

Beurteilung des ENSI

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Aufgrund der Aufsichtstätigkeiten teilt das ENSI die Einschätzung des KKG, dass die Betriebserfahrungen gut und Vorkommnisse mit Bezug zu den Mensch-Maschine-Schnittstellen selten sind. Das ENSI vergewisserte sich im Rahmen vereinzelter Freigabeverfahren und bei Inspektionen über die Funktionstüchtigkeit und den guten Zustand der Einrichtungen.

Durchgeführte Reparaturen und Änderungen

Die Reparaturen wurden vom KKG in Eigenregie ausgeführt. Die geforderte Berichterstattung wurde in den Monats- bzw. Stillstandsberichten der jeweiligen Hauptrevision wahrgenommen.

Die KKG-Änderungsprojekte wurden gemäss den anwendbaren Richtlinien für die Freigabeverfahren abgewickelt. Im Folgenden werden wichtige Freigabeverfahren speziell erwähnt.

- Der Ausbau des Notstandleitstandes NLS zu einer Notsteuerstelle NSS (mit Auslegung auf das Sicherheitserdbeben und Erweiterung der Funktionalität) erfolgte in den Jahren 2000 bis 2003 im Rahmen der PSÜ-Massnahme M106 aus der letzten Periodischen Sicherheitsüberprüfung. Anpassungen der Leitstände im Zusammenhang mit dem Projekt PISA ergaben sich aus der PSÜ-Massnahme M102. Diese Anpassungen wurden im Jahre 2006 abgeschlossen. Zu den Erweiterungen im Bereich des Reaktorschutzes (M109) und der Störfallinstrumentierung (M107), die auch Teile der Mensch-Maschine-Schnittstelle tangierten, wird auf die Kapitel 5.4.1 respektive Kap. 5.4.3 verwiesen.
- Eine weitere Anpassung des HKR und der PRODIS-Gefahrmeldungen (zusätzliche Sammelmeldungen) ergaben sich aus dem Projekt des externen Nasslagers (Vorarbeiten 2007, Inbetriebsetzung 2008).
- Die Modernisierung der Prozessrechneranlage (neues System PRODIS als Ersatz der PRA 306) und die Entwicklung des SPDS/PROVI (PSÜ-Massnahme M105, siehe auch 5.10.1) wurden durch das ENSI (damals HSK) mit einem intensiven Freigabeverfahren begleitet, wobei zunächst jeweils ein längerer Probetrieb freigegeben wurde (Parallelbetrieb PRODIS mit PRA 306 im Juni 2001, SPDS/PROVI im September 2002). Erst nach umfassenden Erfahrungen und Validierungsschritten wurde der definitive Betrieb freigegeben (für PRODIS im Dezember 2001 und für SPDS/PROVI im Oktober 2004).

Sowohl bei den Reparaturen als auch bei den zitierten Änderungen hat sich das ENSI bei einzelnen Freigabeschritten und bei Inspektionen stichprobenartig von der qualitätsgesicherten Vorgangsweise des KKG Personals überzeugen können. Das KKG hat die in den Projekten gestellten Forderungen des ENSI erfüllt.

Fazit

Das ENSI beurteilt aufgrund der vom KKG eingereichten Angaben, der Inspektionen und der Freigabeverfahren den Zustand der Ausrüstungen der Mensch-Maschine-Schnittstelle als gut.

5.7 Stromversorgung

Die Versorgung eines Kernkraftwerkes mit elektrischer Energie muss durch externe und interne Stromquellen gewährleistet werden. Jede dieser Stromquellen muss eine hohe Verfügbarkeit aufwei-

sen und in der Lage sein, gleichzeitig alle Sicherheitssysteme rasch und zuverlässig zu versorgen. Der Aufbau der Gesamtschaltung des 1. Strangs ist beispielhaft in Abb. 5.7-1 schematisch dargestellt.

Die nachfolgenden Angaben des KKG in den einzelnen Unterkapiteln wurden aus der Zusammenfassung der Ergebnisse der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKG³, dem Betriebserfahrungsbericht⁷, dem Sicherheitsbericht⁹, dem Handbuch zur 1E-Komponentenliste¹⁹⁷ sowie den dazugehörigen Störfallklassifizierungsmatrizen^{194,192,195} entnommen.

Folgende Ergänzungen der Technischen Spezifikation im Bereich der Stromversorgung wurden im Überprüfungszeitraum nach Freigabe durch die Aufsichtsbehörde vorgenommen:

- 2004/2005: Im Rahmen der Erstellung eines neuen Kapitels 2.1.5 „Spezifische Ausfallkriterien“ in der Technischen Spezifikation wurden etliche Meldungen der 1E-klassierten Stromversorgungen in die Technische Spezifikation aufgenommen. Die Erstellung des neuen Kapitels ergab sich aus der PSÜ-Forderung P133.
- 2005, Nachrüstung PISA (einschliesslich neuer Ansteuerung des ersten Druckhalter-Sicherheitsventils aus dem Reaktorschutz): Die entsprechenden 1E-klassierten Stromversorgungen wurden in der Technischen Spezifikation ergänzt.
- 2007 (Freigabe Februar 2008): Ergänzungen der Technischen Spezifikation im Zusammenhang mit der Fertigstellung des Nasslagers, einschliesslich Gesamtstörungsmeldung aus dem Nasslager

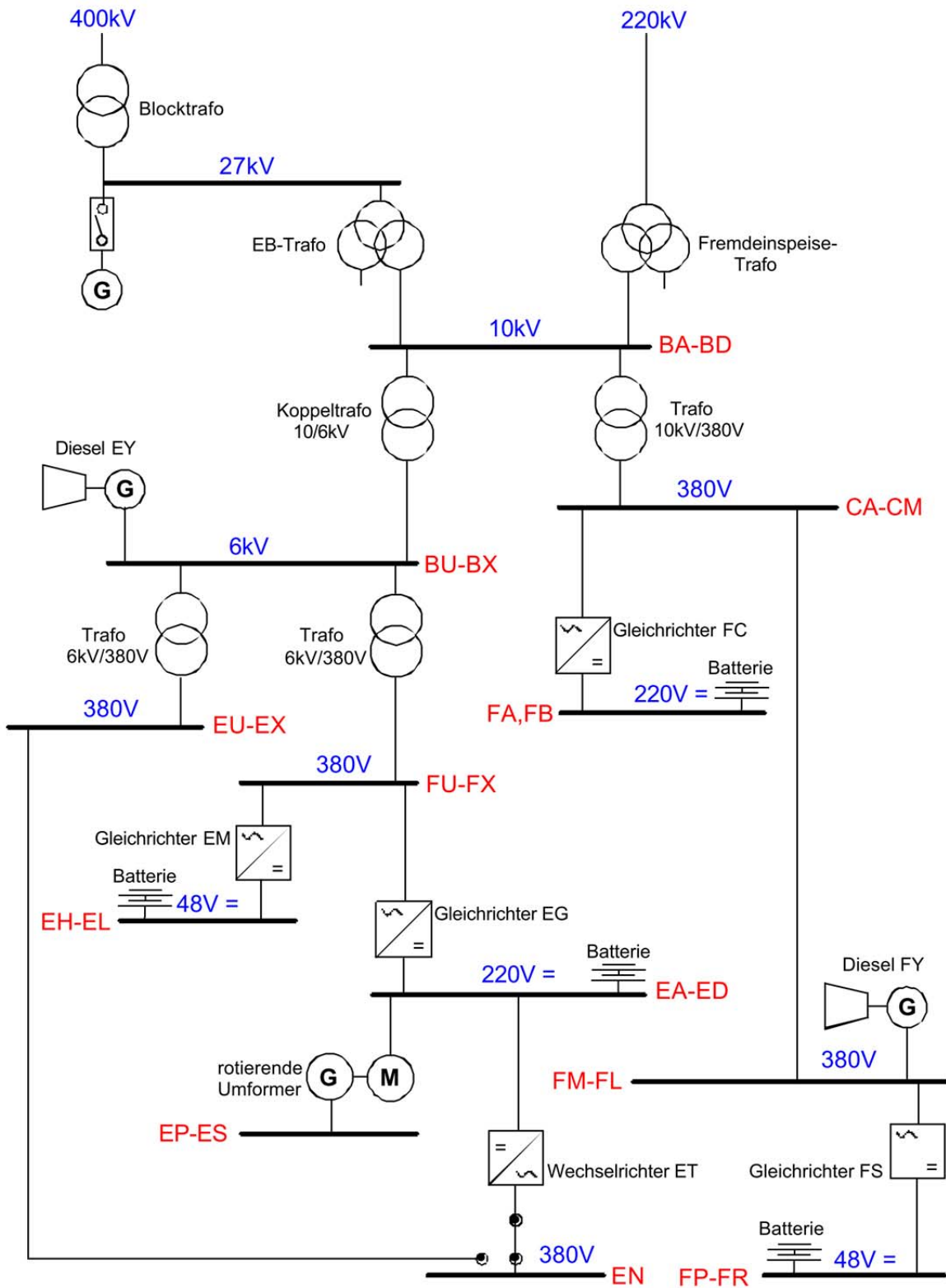


Abbildung 5.7-1: Prinzipieller Aufbau der elektrischen Gesamtschaltung (1 Strang, Stand 2008)

5.7.1 Eigenbedarfsversorgung

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Im KKG speist der Generator über den Generatorleistungsschalter und den Blocktransformator in die ATEL-Schaltanlage in Gösgen. Dort befindet sich der Blockschalter, über den das KKG an das 400-kV-Netz angeschlossen ist. Dazwischen liegt die 27-kV-Abzweigung zu den Transformatoren der Eigenbedarfsversorgung. Diese Netzanbindung erlaubt das Anfahren des Kraftwerkblockes bei offenem Generatorleistungsschalter über den Blocktransformator ohne Eigenbedarfsumschaltung. Im Normalbetrieb wird die zur Eigenbedarfsversorgung benötigte Leistung über zwei Eigenbedarfstransformatoren auf je zwei 10-kV-Sammelschienen der voneinander unabhängig und räumlich getrennten, viersträngig aufgebauten Eigenbedarfsanlage eingespeist.

Neben der normalen Einspeisung über die Eigenbedarfstransformatoren besteht die Möglichkeit über zwei Fremdnetztransformatoren aus der 220-kV-Schaltanlage der ATEL auf ebenfalls je zwei 10-kV-Blockschienen einzuspeisen. Gemäss der bisherigen Erfahrung weist die externe Stromversorgung aus den beiden Hochspannungsnetzen eine sehr hohe Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit auf. Bei Ausfall der Versorgung durch den eigenen Generator und der Hauptnetzeinspeisung kann die Eigenbedarfsversorgung durch automatische Umschaltung (Eigenbedarfsumschaltung) vom Reservenetz gewährleistet werden.

Angaben des KKG

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Komponenten der Eigenbedarfsversorgung arbeiten zuverlässig und mit hoher Verfügbarkeit. Die aufgetretenen Störungen können als Einzelfehler eingestuft werden. Es ist keine zunehmende Tendenz zu verzeichnen. Über besondere Vorkommnisse und Störungen und Gegenmassnahmen erwähnt das KKG im Überprüfungszeitraum das Vorkommnis 2001-12, bei dem es infolge einer Fehlansregung des 400-kV-Blockschalters zu einem Lastabwurf auf Eigenbedarf kam. Ursache war ein Fehlsignal innerhalb der ATEL-Schaltanlage, welches eine einphasige Netztrennung bewirkte. Die Gleichlaufüberwachung des Blockschalters löste nach 1,2 Sekunden eine vollständige Trennung des KKG vom Netz aus. Es wurden Hardwareänderungen vorgenommen, welche dies in Zukunft verhindern sollen. KKG erwähnt einen weiteren Lastabwurf auf Eigenbedarf (Vorkommnis 1998-02) aufgrund des Blockschalters in der ATEL-Schaltanlage. Die Ursache war eine defekte Batteriezelle in der ATEL-Schaltanlage.

Prüfungen

Die Wiederholungsprüfprogramme umfassen periodische Funktionsprüfungen, welche von qualifiziertem Fachpersonal durchgeführt werden. Die im Bereiche der Eigenbedarfsversorgung durchgeführten Funktionsprüfungen führten zu keinen nennenswerten Beanstandungen.

Alterungsüberwachung

Die folgenden Änderungen sind im Sinne der AÜP der vorbeugenden Instandhaltung zu zuordnen:

- Ersatz der 220-kV-Wandlergruppen durch SF6-isolierte Kombiwandler in der Hauptrevision 2003 (Alterung und schlechte Kontrollmöglichkeiten der alten Ölwannder bei kurzen Freischaltzeiten)

- Austausch der mechanischen, analogen Schutzgeräte für den Fremdnetzschutz (vormals OHT01, neu OHT05) durch neue digitale Schutzgeräte infolge Abkündigung der Komponenten durch den Hersteller in der Hauptrevision 2006 (technische Alterung)
- Austausch der 10-kV-Kabel und Neuerstellung der 10-kV-Kabelanschlüsse (2006 bis 2008)

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

Neben den oben aufgeführten Vorkommnissen nennt das KKG keine weiteren Störungen mit Bezug zu der Energieableitung, der Fremdeinspeisung und der zugehörigen Schutzeinrichtungen. Es zeigten sich keine systematischen Mängel aus der Durchführung von Reparaturen und Wartungen.

Änderungen

Neben den Änderungen im Rahmen der Alterungsüberwachung wurde in der Hauptrevision 2007 ein 220-kV-Leitungsdifferentialschutz (Redundante Schutzeinrichtung zum Distanzschutz ab der 220-kV-Schaltanlage) eingebaut.

Bewertung

Aufgrund der vorbeugenden Instandhaltung sind die Energieableitung, die Fremdnetzeinspeisung und die zugehörigen Schutzeinrichtungen in einem sehr guten Zustand. Während der Hauptrevision 2008 wurden grossflächig Komponenten der Energieableitung und der zugehörige Blockschutz (Ersatz durch digitale Geräte) erneuert. Der Blockschutz für das 220-kV-Fremdnetz wurde 2006 mit digitalen Geräten erneuert.

Die 6-kV-/10-kV-Schaltanlage befindet sich allgemein in einem guten Zustand. In Anbetracht des Alters ist der Unterhaltsaufwand gerechtfertigt. Erfahrungen und Ereignisse in anderen Kernkraftwerken werden betreffend Relevanz für die eigene Anlage untersucht.

Die 380-V-Schaltanlage besteht aus robusten Schienen und Feldern mit Einschüben. Die Einschübe sind gut gewartet und können bei Bedarf einzeln modernisiert werden.

Die Eigenbedarfsversorgung ist nach Ansicht des KKG in einem sehr guten Zustand.

Durch die gewählte Strategie mit dem kompletten Ersatz der Schutzeinrichtungen wird in absehbarer Zeit kein Handlungsbedarf erwartet.

Die Schaltfelder sollen um zusätzliche Schaltzellen erweitert werden, um Reserveschalter sicher aufzunehmen.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Als Beurteilungsgrundlage für die Abwicklung von Änderungen (Freigabeverfahren) bei den sicherheitsbezogenen Systemen galt im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 die Richtlinie HSK-R-35. Für die Alterungsüberwachung kam die Richtlinie HSK-R-51 zur Anwendung. Ausserdem wurde im Einzelfall internationales Regelwerk berücksichtigt, z. B. die KTA-Regel 2201.4 „Anforderungen an Verfahren zum Nachweis der Erdbebensicherheit für maschinen- und elektrotechnische Anlagenteile“.

Beurteilung des ENSI

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Betriebserfahrungen sind gut. Das ENSI vergewisserte sich im Rahmen von Freigabeverfahren und stichprobenartig bei Inspektionen über die Funktionstüchtigkeit und den guten Zustand der Einrichtungen.

Die beiden Vorkommnisse (1998-02, 2001-12), welche durch externe Ereignisse ausgelöst wurden, haben gezeigt, dass die Anlage auslegungsgemäss reagiert. KKG hat durch Erneuerung und Ausbau des Blockschutzes in geeigneter Weise den Schutz der Anlage erweitert.

Prüfungen

Der Bewilligungsinhaber hat eine angemessene Praxis bei den Wiederholungsprüfungen im Bereich der Eigenbedarfsversorgung, was durch die Erfahrungen bestätigt wird.

Im Überprüfungszeitraum sind bei den periodischen Funktionsprüfungen keine systematischen Fehler festgestellt worden. Die Ergebnisse über einen Zeitraum von 10 Jahren belegen die grundsätzliche Zuverlässigkeit der Einrichtungen.

Alterungsüberwachung

Das Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) des KKG deckt in sicherheitstechnisch abgestufter Weise alterungsrelevante Komponenten ab.²⁰³ Für die sicherheitsbezogenen (0E-klassierten) Regelungs- und Begrenzungssysteme ist aufgrund ihrer sicherheitstechnischen Einstufung keine vorbeugende systematische Alterungsüberwachung mittels AÜP-Steckbriefen gefordert. Die Bedeutung die das KKG generell dem AÜP im Bereich der Eigenbedarfsversorgung beimisst, wird durch den konsequenten Austausch von Komponenten aufgrund technischer oder physikalischer Alterung sichtbar.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

Die Reparaturen und Wartungsarbeiten wurden vom KKG durch qualifiziertes Fachpersonal oder durch externe Fachkräfte ausgeführt. Es zeigten sich keine nennenswerten Mängel aus deren Durchführung. Aus der geforderten Berichterstattung ergaben sich keine Befunde.

Änderungen

Freigabepflichtige Änderungen der 6-kV-/10-kV-Schienen werden im Kapitel 5.7.2 betrachtet. Die geforderte Berichterstattung wurde wahrgenommen. Daraus zeigten sich keine nennenswerten Mängel.

Fazit

Das ENSI schliesst sich der Bewertung des KKG an, dass die Stromversorgungseinrichtungen aufgrund der konsequenten Durchführung von Verbesserungen, der Anwendung der vorbeugenden Instandhaltung und des Einsatzes hochwertiger Komponenten in einem guten Zustand sind und zuverlässig arbeiten.

Durch die in den kommenden Jahren geplanten Modernisierungsmassnahmen soll für die Zukunft gewährleistet werden, dass die Stromversorgung, dem Stand der Technik angepasst, ihre Aufgaben erfüllen kann. Der Ersatz dieser Systeme aufgrund der fortschreitenden Alterung, der Abkündigung von Produkten und der daraus resultierenden Ersatzteilproblematik wird vom ENSI positiv bewertet.

5.7.2 Notstromversorgung

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Bei Ausfall der betrieblichen Eigenbedarfsversorgung werden die benötigten Sicherheitssysteme zum Abfahren der Anlage, Abführen der Nachzerfallswärme und zur Beherrschung von Störfällen durch die 1E-klassierte Notstromversorgung mit Energie versorgt. Die Notstromversorgung ist viersträngig aufgebaut und gegen Sicherheitserdbeben ausgelegt. Jeder Strang verfügt über ein Notstromdieselaggregat. Je zwei dieser Notstromdieselaggregate befinden sich, räumlich getrennt voneinander, in einem separaten Notstromdieselgebäude. Diese unvermascht ausgeführte Notstromversorgung vermag auch beim Auftreten eines Sicherheitserdbebens das Kraftwerk während mehreren Tagen mit dem für die Sicherheit der Anlage benötigten Strom zu versorgen.

Die vier 6-kV-Notschienen BU bis BX werden über Transformatoren aus den vier 10-kV-Sammelschienen BA bis BD des Normalnetzes versorgt. Bei Ausfall der Sammelschienenspannung der Notschienen wird nach 2 Sekunden das zugeordnete Dieselaggregat automatisch gestartet und die Einspeisung vom Normalnetz abgeschaltet.

Nach einer Hochlaufzeit von maximal 15 Sekunden können die Dieselgeneratoren Last übernehmen. Zur Vermeidung unzulässiger Drehzahl- und Spannungseinbrüche erfolgt die Lastzuschaltung stufenweise für festgelegte Verbrauchergruppen.

Die 380-V-Niederspannungs-Notstromanlagen sind in jedem Strang in zwei gleichberechtigte Gruppen (EU, EV, EW, EX und FU, FV, FW, FX) unterteilt. Die Notstromverbraucher sind ihrer verfahrenstechnischen Redundanz entsprechend den 4 Strängen zugeordnet. Innerhalb eines Stranges sind sie gleichmässig auf die beiden 380-V-Schienen verteilt.

Angaben des KKG

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Anzahl und Art der im Überprüfungszeitraum aufgetretenen Störungen zeigt keine zunehmende Tendenz. Ausfälle wurden sorgfältig untersucht und abgeklärt, ob es sich dabei um einen Einzelfehler handelt, oder ob ein systematischer Fehler vorliegt.

Über besondere Vorkommnisse, Störungen und Gegenmassnahmen wurde im Überprüfungszeitraum vom KKG in folgenden Bereichen berichtet:

- Vorkommnis 1999-09, Störabschaltung am Notstromdieselaggregat EY31 während Warmlaufbetrieb: Ursache war eine Verstopfung im Manostaten 0EY31P304, der ausgetauscht wurde.
- Vorkommnis 2003-05, Nichtstart der nuklearen Nebenkühlwasserpumpe 4VE40 D001 aufgrund des Bruchs einer Rückspannfeder im Leistungsschalter: Der Schalter wurde ausgetauscht.
- Vorkommnis 2003-07, Störung der Erregung des Notstromdieselgenerators 0EY41: Ursache war eine starke Kontaktabnutzung. Diese Feststellung führte zu einem vorsorglichen Austausch der betroffenen Teile bei allen Generatoren.
- Vorkommnis 2004-01, Schalterdefekt bei Rückschaltung der HD-Förderpumpe TA31 D001 aufgrund des Bruchs einer Rückspannfeder im Leistungsschalter: Der Schalter wurde ausge-

tauscht und es erfolgte ein präventiver, genereller Ersatz der mechanischen Einschaltverriegelung der Leistungsschalter in den 6-kV-/10-kV-Anlagen.

- Vorkommnis 2006-06, Ausfall der Hauptkühlmittelpumpe YD 30 D001 über Differenzialschutz des Motors: Ursache war eine fehlerhafte Klemmverbindung. Alle Wandlerklemmen wurden daraufhin in der Revision 2007 überprüft.
- Störungen von Absicherungsautomaten auf der 380-kV-Ebene aufgrund von Isolationsverlust zwischen Steuerkreis und Leistungsteil: Es erfolgte ein genereller Austausch der Absicherungsautomaten der Einschubsteuerung.
- Vorkommnis 2007-01, Ausfall des Notstromdieselmotors EY11 über zu tiefen Kühlwasserdruck beim Warmlaufbetrieb: Ursache war eine Verstopfung im Manostat 0EY11P304, der ausgetauscht wurde.
- Vorkommnis 2007-05, Ausfall des Notstromdieselmotors EY11 über zu tiefen Kühlwasserdruck beim Warmlaufbetrieb: Ursache war eine Verstopfung im Manostat 0EY11P305, der ausgetauscht wurde. Zusätzlich wurde eine systematische Kontrolle der Bohrung am Anschlussflansch an den Kühlwasseranostaten an sämtlichen Dieselmotoren (inkl. Austauschmotoren) sowie an allen Ersatzgeräten durchgeführt. Wo nötig wurde die Bohrung erweitert.

Prüfungen

Die Wiederholungsprüfprogramme umfassen periodische Funktionsprüfungen, welche von eigenem qualifiziertem Personal durchgeführt werden.

Die 10-kV- und 6-kV-Schienen werden in der Hauptrevision regelmässig freigeschaltet. Dadurch sind umfangreiche Prüfungen möglich. Geprüft werden Schaltverhalten, Schutzeinrichtungen, Isolationen und Klemmen (Schraubenkontrolle).

Die Notstromdieselaggregate werden regelmässig mit Probeläufen getestet. Zusätzlich werden Funktionsprüfungen im Rahmen der Reaktorschutzprüfungen durch das Schichtpersonal durchgeführt. Da die Maschinen nur geringe Betriebsstundenzahlen aufweisen, werden periodisch die Lager und die Wicklung des Generators geprüft. Nach spätestens 14 Jahren werden die Maschinen komplett zerlegt und mechanisch und elektrisch geprüft.

Die Prüf- und Instandhaltungsstrategien haben sich bewährt.

Alterungsüberwachung

Bei den Überprüfungen finden die Verfahren gemäss den AÜP-Steckbriefen für elektrische Maschinen (Notstromgeneratoren) statt.

Änderungen

Nachfolgend werden die im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 nennenswerten durchgeführten Änderungen genannt:

- genereller Schutzrelaistausch der Anlagenverbraucher aufgrund der Wartungs- und Ersatzteil-Situation, Anpassung an Stand der Technik (2003 bis 2006)
- Austausch der Wandlerklemmen (2006)

- Warnklappen als Ersatz für die Verriegelungsspulen an den Erdungsschaltern der Fremdnetzeinspeisung aufgrund von Freischaltproblemen (2001)

Bewertung

Die Schaltanlagen befinden sich allgemein in einem guten Zustand. Bedingt durch physikalische und technische Alterung sind neben dem normalen Unterhalt Änderungen notwendig geworden. Erfahrungen und Ereignisse in anderen Kernkraftwerken werden betreffend Relevanz für die eigene Anlage untersucht. Der Zustand des gesamten Notstromnetzes ist als gut zu bewerten, es weist keine Mängel auf.

Innerhalb der nächsten Jahre sind folgende wesentlichen Arbeiten geplant:

- Tausch der 6-kV-Kabel
- Austausch der Stromwandler zur Anpassung an die modernen Schutzgeräte
- Ersatz der Erder und deren Anzeigen an den 6-kV-/10-kV-Einspeisefeldern
- Erweiterung der Schaltfelder um zusätzliche Schaltzellen
- Umbau der Einspeisefelder von Diesel-Generatoren auf digitalen Schutz
- alterungsbedingter Austausch der Steuerschütze der Diesel-Hilfssysteme
- LED statt Glüh- und Glimm-Lampen für Anzeigen auf den Einschüben
- Umbau des elektromechanischen Schutzes auf digitalen Schutz
- Erneuerung der Erreger-Steuerung
- Ersatz der Drehzahlgeber

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Als Beurteilungsgrundlage für die Abwicklung von Änderungen (Freigabeverfahren) bei den Systemen der Notstromversorgung galten im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 die Richtlinien HSK-R-23, HSK-R-31, HSK-R-35 und HSK-R-46. Für die Alterungsüberwachung kam die Richtlinie HSK-R-51 zur Anwendung. Ausserdem wurde im Einzelfall internationales Regelwerk berücksichtigt, z. B. die KTA Regel 2201.4 „Anforderungen an Verfahren zum Nachweis der Erdbebensicherheit für maschinen- und elektrotechnische Anlagenteile“.

Beurteilung des ENSI

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Betriebserfahrungen sind gut. Im Zusammenhang mit der Schaltanlage wurde von drei besonderen Vorkommnissen^{226,227,228} berichtet, welche durch je einen Komponentenaustausch behoben werden konnten. Diese Vorkommnisse waren von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung. Das KKG hat das wiederholte Versagen einer Feder in den Mittelspannungsschaltern richtigerweise als mögliches systematisches Versagen (Common Cause Failure, CCF) eingestuft und einen generellen Austausch vorgenommen. Das ENSI vergewisserte sich im Rahmen einzelner Freigabeverfahren und bei Inspektionen über die Funktionstüchtigkeit und den guten Zustand der Einrichtungen.

Prüfungen

Der Bewilligungsinhaber hat eine angemessene Praxis bei den Wiederholungsprüfungen im Bereich der Notstromversorgung, was durch die Erfahrungen bestätigt wird. Bei Prüfungen der Notstromaggregate traten drei Ausfälle auf, welche je einen Druckschalter (Manostat) betrafen. Die Druckschalter wurden ausgetauscht. Nach dem dritten Ausfall erfolgte eine vollständige Kontrolle der Bohrungen und bei Untermass eine Erweiterung derselben. Mit diesen Massnahmen wurde das Problem vollständig behoben. Eine andere Störung betraf die Erregung des Generators. Ursache war ein stark abgenutzter Kontakt. Dieser Befund löste den Austausch der betroffenen Teile in allen Notstromgeneratoren aus.

Alterungsüberwachung

Das Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) des KKG deckt in sicherheitstechnisch abgestufter Weise alterungsrelevante Komponenten ab.²²⁹ Für die 1E-klassierten Systeme Notstromversorgung ist eine vorbeugende systematische Alterungsüberwachung mittels AÜP-Steckbriefen durch die Aufsichtsbehörde gefordert und durch das KKG implementiert und angewendet worden.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

Die Reparatur und Wartungsarbeiten wurden vom KKG durch qualifiziertes Fachpersonal oder durch externe Fachkräfte ausgeführt. Es zeigten sich keine nennenswerten Mängel aus deren Durchführung. Die geforderte Berichterstattung wurde in den Monatsberichten bzw. Stillstandsberichten der jeweiligen Hauptrevision wahrgenommen und zeigte keine Besonderheiten.

Änderungen

Eine wichtige Änderung im Bereich der Schaltanlagen war der Austausch der Schutzgeräte, welcher vom ENSI freigegeben wurde. Die Arbeiten erfolgten freigabekonform. Die Berichterstattungspflicht wurde wahrgenommen.

Fazit

Das ENSI schliesst sich der Bewertung des KKG an, dass die Notstromversorgungseinrichtungen aufgrund der konsequenten Durchführung von Verbesserungen, der Anwendung der vorbeugenden Instandhaltung und des Einsatzes hochwertiger Komponenten in einem guten Zustand sind und zuverlässig arbeiten.

Durch die in den kommenden Jahren geplanten Modernisierungsmassnahmen soll für die Zukunft gewährleistet werden, dass die Notstromversorgung, dem Stand der Technik angepasst, ihre Aufgaben erfüllen kann.

5.7.3 Notstand-Notstromversorgung

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Die 1E-klassierte Stromversorgung des Notstandsystems, untergebracht im gegen Sicherheitserdbeben, Brand, Explosion und Flugzeugabsturz ausgelegten Notstandgebäude, wird über zwei getrennte Einspeiseleitungen aus dem Normalnetz versorgt. Jeder Einspeisung ist im Notstandgebäude eine Schiene mit eigenem Notstromdieselaggregat zugeordnet (Stränge 5 und 6). Bei Spannungsausfall übernehmen die Dieselmotoren die Versorgung der angeschlossenen Komponenten und treiben über

eine Kupplung die Notstandspeisepumpen direkt mechanisch an. Die ständige Stromversorgung ist zur Aufrechterhaltung des Ladezustandes der im Notstandsystem installierten Batterie-Anlage, zur Erhaltung der Startfähigkeit und der Kühlwasserversorgung für die Dieselmotoren und zur Ansteuerung von Komponenten, die vorrangig vom Notstandsystem angesteuert werden, notwendig. Neben den beiden Schienen mit Dieselaggregaten (Stränge 5 und 6) und den dazugehörigen Gleichstromschienen ist noch je eine doppelt eingespeiste Drehstromschiene (wahlweise vom Strang 5 oder 6 versorgt) und eine Gleichstromschiene (diodenentkoppelt von diesen Strängen versorgt) vorhanden (Strang 7). Die Drehstromschiene wird zum Abfahren des Reaktors und vor allem zur sicheren Absperrung der Dampferzeuger beim Ausfall eines der beiden Schienen mit Dieselaggregaten benötigt. Die Messumformer, die Steuerebene und die Überwachungseinrichtungen werden von der 24-V-Gleichstromschiene versorgt.

Angaben des KKG

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Stromversorgungsanlagen sind in gutem Zustand und arbeiten zuverlässig. Die Ausfälle wurden sorgfältig untersucht. Die Anzahl und Art der im Überprüfungszeitraum aufgetretenen Störungen zeigt keine zunehmende Tendenz und keine Systematik.

Alle Vorkommnisse ergaben sich bei Prüfungen und werden unter diesem Punkt dargestellt.

Prüfungen

Die Wiederholungsprüfprogramme umfassen periodische Funktionsprüfungen, welche von qualifiziertem Fachpersonal durchgeführt werden. Für die Instandhaltung während den Hauptrevisionen muss das eigene Fachpersonal mit Fremdpersonal verstärkt werden.

Es werden Prüfungen an den Schutzeinrichtungen, Isolationsprüfungen und Schrauben-Kontrollen an den Einschüben und den Schienen sowie deren Felder ausgeführt. Einzelne Elemente werden den jeweiligen Vorschriften entsprechend periodisch revidiert. Die Notstromgeneratoren der Notstand-Notstromversorgung werden auf die gleiche Weise geprüft und unterhalten wie die im Kapitel 5.7.2 behandelten Notstromgeneratoren.

Bei den Prüfungen im Notstandsystem ergaben sich folgende Befunde:

- Vorkommnis 1999-03, Versagen des Notstanddiesel-Generatorschalters 6FY61 bei Reaktorschutzprüfung: Die Ursache konnte nicht ermittelt werden.
- Vorkommnis 1999-10, Versagen des Notstanddiesel-Generatorschalters 5FY51 bei Reaktorschutzprüfung: Der defekte Hilfsschalter wurde ersetzt.
- Vorkommnis 2001-05, Versagen des Normalnetzschalters der Notstandschiene FM: Der defekte Hilfsschalter wurde ersetzt und alle gleichartigen Hilfsschalter an den Notstandschaltern wurden in den Jahren 2001 bis 2003 ersetzt.
- Vorkommnis 2001-08, Spannungsunterbruch des Notstandschienefeldes FN während 12 Minuten: Das schadhafte Zeitrelais wurde ersetzt.
- Vorkommnis 2005-13, Spannungsunterbruch der Notstandschiene FN während 16 Minuten: Das schadhafte Zeitrelais wurde ersetzt und ein vorsorglicher periodischer Austausch festgelegt.

- Vorkommnisse 2007-04 und 2008-01: Die Umschaltung der Spannungsversorgung der Schiene FN von der Schiene FM auf die Schiene FL und wieder zurück funktionierte nicht einwandfrei. Es fand keine Rückschaltung der Spannungsversorgung in die Vorzugslage statt. Die Probleme wurden als systematischer Fehler erkannt und mit einer Änderung in der Revision 2009 behoben.

Die Prüf- und Instandhaltungsstrategien haben sich bewährt.

Alterungsüberwachung

Die folgenden Massnahmen sind im Sinne der AÜP geplant:

- Die Umgebungstemperatur ist deutlich höher als in den Schaltanlagenräumen im Gebäude ZE. Die dadurch möglicherweise beschleunigte Alterung von Komponenten ist zu untersuchen.
- Austausch der 2005 installierten PISA-USV-Batterien aufgrund der spezifizierten Lebensdauer
- Austausch der 24-V-Batterien ca. im Jahr 2013 aufgrund der spezifizierten Lebensdauer

Änderungen

Das KKG hat im Notstand im Überprüfungszeitraum umfangreiche Änderungen vorgenommen. Darunter fallen vor allem Erweiterungen im Rahmen des Projekts PISA (Erweiterung von Verteilschienen sowie Aufbau weiterer unterbrechungsloser Spannungsversorgungen, Schaltanlagen und Steuereinrichtungen). Aufgrund der Vorkommnisse 2007-04 und 2008-01 erfolgte in der Revision 2009 eine Erneuerung der FN-Schienenumschaltung. Erwähnenswert sind auch die Erweiterung des Prozessrechners (2002-2003) und der Ersatz der Zentraleinheit des Transientenrekorders (2007).

Bewertung

Grundsätzlich sind die Notstand-Notstromanlagen in gutem Zustand. Mögliche Verbesserungen sind:

- Die Leistungssteller-Schränke werden aufgrund technischer Alterung durch ein neues Produkt ersetzt.
- Aufgrund nicht ausreichend dokumentierter Erdbebenfestigkeit erfolgte ein Austausch der Gleichrichter durch ein entsprechend qualifiziertes Fabrikat.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Als Beurteilungsgrundlage für die Abwicklung von Änderungen (Freigabeverfahren) bei den Systemen der Notstand-Notstromversorgung galten im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 die Richtlinien HSK-R-23, HSK-R-31, HSK-R-35 und HSK-R-46. Als Auslegungsgrundlage für die Notstromversorgung gilt die Richtlinie HSK-R-101. Für die Alterungsüberwachung kam die Richtlinie HSK-R-51 zur Anwendung. Im Einzelfall wird internationales Regelwerk berücksichtigt, z. B. die KTA-Regel 2201.4 „Anforderungen an Verfahren zum Nachweis der Erdbebensicherheit für maschinen- und elektrotechnische Anlagenteile“.

Beurteilung des ENSI

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Betriebserfahrungen sind gut. Im Bereich der Notstand-Notstromversorgung sind keine Vorkommnisse aufgetreten, die den Betriebsverlauf beeinträchtigten. Die hohe Verfügbarkeit belegt die Wirksamkeit der Prüfungen und der Instandhaltung.

Prüfungen

Der Bewilligungsinhaber hat eine angemessene Praxis bei den Wiederholungsprüfungen im Bereich der Notstand-Notstromversorgung, was durch die Erfahrungen bestätigt wird.

Bei den Prüfungen ergaben sich sieben Befunde von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung. Diese konnten in vier Fällen durch Komponentenaustausch behoben werden. Zwei vergleichbare Fälle führten zu einer Anlagenänderung und in einem Fall konnte die Ursache nicht ermittelt werden.

Alterungsüberwachung

Das Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) des KKG deckt in sicherheitstechnisch abgestufter Weise alterungsrelevante Komponenten ab.²⁰³ Für die 1E-klassierten alterungsrelevanten Ausrüstungen der Notstand-Notstromversorgung ist eine vorbeugende systematische Alterungsüberwachung mittels AÜP-Steckbriefen durch die Aufsichtsbehörde gefordert und durch das KKG implementiert und angewendet worden. Durch die Erweiterungen sind neue Komponenten in die AÜP-Steckbriefe aufgenommen worden.

Aufgrund der erhöhten Raumtemperaturen im Notstandgebäude und der damit möglicherweise verbundenen beschleunigten Alterung elektrischer und leitetechnischer Komponenten hat das ENSI eine Untersuchung diesbezüglich vom KKG bis zum 30. September 2011 gefordert.²³⁰ Aus dem vom KKG eingereichten Brief²³¹ geht hervor, dass die Temperaturen sich innerhalb der spezifizierten Grenzen bewegen und daher keine weiteren Massnahmen momentan notwendig sind. Der Betreiber wird die Messungen bis Ende Revision 2014 fortsetzen und anschliessend einen Abschlussbericht vorlegen. Das ENSI wird informiert, wenn die Temperatur einer Messung den Grenzwert von 35 °C überschreitet. Der Ersatz der 24-V-Batterien erfolgte im Jahre 2010 gemäss AÜP.

Änderungen

Das Projekt PISA wurde vom ENSI begleitet und 2006 erfolgreich abgeschlossen. Bei Freigaben und Inspektionen zeigten sich keine nennenswerten Mängel aus der Durchführung von Änderungen. Die geforderte Berichterstattung wurde in den Monatsberichten bzw. Stillstandsberichten der jeweiligen Hauptrevision wahrgenommen.

Fazit

Das ENSI schliesst sich der Bewertung des KKG an, dass die Notstand-Notstromversorgung aufgrund der konsequenten Durchführung von Verbesserungen, der Anwendung der vorbeugenden Instandhaltung und des Einsatzes hochwertiger Komponenten in einem guten Zustand sind und zuverlässig arbeitet.

Durch die in den kommenden Jahren geplanten Modernisierungsmassnahmen soll für die Zukunft gewährleistet werden, dass die Notstand-Notstromversorgung, dem Stand der Technik angepasst, ihre Aufgaben erfüllen kann.

5.7.4 Gleichstromversorgung

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Die 1E-klassierte viersträngige 24-/48-V- und 220-V-Gleichstromversorgung beinhaltet Batterien, Gleichrichter- (Ladegerät) und Verteilanlagen. Sie versorgen die Leistungsschalter, die leittechnischen Ausrüstungen und die Motor-Generator-Umformersätze (rotierende Umformer).

Zusätzlich bestehen 2 betriebliche (0E-klassierte) Gleichstromschienen für die Versorgung der Steuerstabantriebe.

Angaben des KKG

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Durch Montagearbeiten während der Hauptrevision 1997 wurde ein Erdschluss in der 24/48V-Anlage ausgelöst. Als Ursache sieht KKG das Konzept des zentralen Erdungspunktes, welches in Einzelfällen von den Lieferanten bzw. den ausführenden Monteuren nicht korrekt umgesetzt wird. Die Erdverbindung wurde eruiert und entfernt.

Prüfungen

Die Schienenüberwachungs- und Meldeeinrichtungen werden mit den Entkopplungsdioden der Einspeisungen (24 VDC und 220 VDC) jährlich kontrolliert. Zusätzlich werden jährlich Erdschlusskontrollen durchgeführt. Die Prüf- und Instandhaltungsstrategien haben sich bewährt.

Alterungsüberwachung

Es werden keine speziellen Angaben zur Alterungsüberwachung der Gleichstromversorgung außerhalb des Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) gemacht.

Änderungen

Im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 wurde als Änderung die 2003 durchgeführte Erweiterung der beiden 24/48 V Schienen EK und EL um je ein Feld erwähnt. Damit wurde Platz für spätere Erweiterungen geschaffen.

Bewertung

Die Gleichstromversorgung ist generell in einem guten Zustand. Im Rahmen der Erneuerung der Leittechnik wurde 2010 mit der schrittweisen Einführung der Flächenerdung begonnen.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Als Beurteilungsgrundlage für die Abwicklung von Änderungen (Freigabeverfahren) bei den Systemen der Gleichstromversorgung galten im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 die Richtlinien HSK-R-23, HSK-R-31, HSK-R-35 und HSK-R-46. Für die Alterungsüberwachung kam die Richtlinie HSK-R-51 zur Anwendung.

Beurteilung des ENSI

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Betriebserfahrungen sind gut. Bei Montagearbeiten in der Hauptrevision 1997 wurde ein Erdschluss verursacht. Die Ursache wurde bei der definitiven Installation behoben. Die getroffenen Massnahmen gaben keinen Anlass zu Beanstandungen.

Prüfungen

Der Bewilligungsinhaber hat eine angemessene Praxis bei den Wiederholungsprüfungen im Bereich der Stromversorgung, was durch die Erfahrungen bestätigt wird.

Im Überprüfungszeitraum sind bei den periodischen Funktionsprüfungen keine systematischen Fehler festgestellt worden. Die Ergebnisse über einen Zeitraum von 10 Jahren belegen zudem die grundsätzliche Zuverlässigkeit der Einrichtungen.

Alterungsüberwachung

Das Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) des KKG deckt in sicherheitstechnisch abgestufter Weise alterungsrelevante Komponenten ab.²²⁹ Für die 1E-klassierten Systeme der Gleichstromversorgung ist eine vorbeugende systematische Alterungsüberwachung mittels AÜP-Steckbriefen durch die Aufsichtsbehörde gefordert und durch das KKG implementiert und angewendet worden.

Änderungen

Die Reparaturen und Änderungen wurden vom KKG durch qualifiziertes Fachpersonal oder durch externe Fachkräfte ausgeführt. Es zeigten sich keine nennenswerten Mängel aus der Durchführung von Reparaturen und Änderungen. Die geforderte Berichterstattung wurde in den Monatsberichten bzw. Stillstandsberichten der jeweiligen Hauptrevision wahrgenommen.

Fazit

Aus Sicht des ENSI ist die Gleichstromversorgung aufgrund der Anwendung der vorbeugenden Instandhaltung und des Einsatzes hochwertiger Komponenten als gut zu bewerten.

5.7.5 Gesicherte Drehstromversorgung

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Für Notstromverbraucher, welche aus verfahrenstechnischen Gründen keinen Unterbruch erleiden dürfen (z. B. Gebäudeabschluss), sowie für die Sicherheitsbeleuchtung existiert pro Redundanz eine „gesicherte Schiene“. Es sind dies die Schienen EP, EQ, ER und ES. Diese 380-V-Schienen werden mittels einer Motoren-/Generatoren-Gruppe unterbrochungslos von den 220-V-Batterien gespeist. Diese vier 1E-klassierten unterbrechungslosen 380-V-Drehstromversorgungen sind räumlich getrennt aufgebaut und stellen die Versorgung autark über mehrere Stunden sicher.

Angaben des KKG

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die gesicherte Drehstromversorgung ist in gutem Zustand. Es sind keine unerwartete Häufung oder zunehmende Tendenz von Störungen festgestellt worden. Ausfälle wurden sorgfältig untersucht und abgeklärt, ob es sich dabei um einen Einzelfehler handelt, oder ob ein systematischer Fehler vorliegt.

Das KKG berichtet über einen Schaden am Umformer mit Erdschlussmeldung (Vorkommnis 2004-05). Die Ursache wird auf Abnutzung im Betrieb und Alterungseffekte zurückgeführt.

Prüfungen

Die Überprüfung der rotierenden Umformer beinhaltet Verfahren gemäss AÜP. So werden die Lager alle sechs Monate und die Wicklungen alle drei Jahre geprüft. Alle sechs Jahre wird der Umformer komplett zerlegt und mechanisch und elektrisch geprüft.

Die Prüf- und Instandhaltungsstrategien haben sich bewährt und führten zu keinen nennenswerten Beanstandungen.

Alterungsüberwachung

Die Prüfungen gemäss AÜP wurden unter „Prüfungen“ erwähnt. Ursache für das Vorkommnis (2004-05) war die Ansammlung von Kohlenstaub und die Alterung der Wicklung. Als Massnahme wurden alle Umformer neu gewickelt.

Änderungen

Im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 werden zwei erwähnenswerte Reparaturen respektive durchgeführten Änderungen genannt:

- Erdbeben-Ertüchtigung der Verankerung der Schränke (2006) aufgrund von PSA-Erkenntnissen
- Ersatz der Sicherungs-Automaten T4/T5 in den Messzellen

Bewertung

Die Komponenten der gesicherten Drehstromversorgung befinden sich nach dem Austausch der Wicklungen in einem guten technischen Zustand. Die Bauteile inkl. der rotierenden Umformer lassen sich immer noch gut warten (Ersatzteile und qualifizierte Lieferanten sind vorhanden). Die Umformer sind für ihren Betrieb äusserst robust gebaut und sehr störungsunempfindlich. Hinsichtlich der Instandhaltungsstrategie wird an der vorbeugenden Überprüfung der Umformer festgehalten. Innerhalb der nächsten 5 bis 10 Jahre besteht die Absicht, die Umformer durch dem heutigen Stand der Technik entsprechende statische thyristorgesteuerte Umrichter auszutauschen. Im Rahmen der Alterungsüberwachung müssen die immer angezogenen Schützen der Umformersteuerung genauer beobachtet werden.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Als Beurteilungsgrundlage für die Abwicklung von Änderungen (Freigabeverfahren) bei den Systemen der gesicherten Drehstromversorgung galten im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 die Richtlinien HSK-R-23, HSK-R-31, HSK-R-35 und HSK-R-46. Für die Alterungsüberwachung kam die Richtlinie HSK-R-51 zur Anwendung.

Beurteilung des ENSI

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Betriebserfahrungen sind allgemein gut. Die Massnahmen im Zusammenhang mit dem Vorkommnis 2004-05 waren angemessen.

Prüfungen

Der Bewilligungsinhaber hat eine angemessene Praxis bei den Wiederholungsprüfungen im Bereich der gesicherten Stromversorgung, was durch die Erfahrungen bestätigt wird.

Im Überprüfungszeitraum sind bei den periodischen Funktionsprüfungen keine systematischen Fehler festgestellt worden. Die Ergebnisse über einen Zeitraum von 10 Jahren belegen zudem die grundsätzliche Zuverlässigkeit der Einrichtungen.

Alterungsüberwachung

Das Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) des KKG deckt in sicherheitstechnisch abgestufter Weise alterungsrelevante Komponenten ab.²²⁹ Für die 1E-klassierten Systeme der gesicherten Stromversorgung ist eine vorbeugende systematische Alterungsüberwachung mittels AÜP-Steckbriefen durch die Aufsichtsbehörde gefordert und durch das KKG implementiert und angewendet worden. Die Erneuerung der Wicklungen bei den rotierenden Umformern nach 200 000 Betriebsstunden war eine notwendige Massnahme.

Änderungen

Die Reparaturen und Änderungen wurden vom KKG durch qualifiziertes Fachpersonal oder durch externe Fachkräfte ausgeführt. Es zeigten sich keine nennenswerten Mängel aus der Durchführung von Reparaturen und Änderungen. Die geforderte Berichterstattung wurde in den Monatsberichten bzw. Stillstandsberichten der jeweiligen Hauptrevision wahrgenommen.

Fazit

Das ENSI schliesst sich der Bewertung des KKG an, dass die gesicherte Stromversorgung aufgrund der Anwendung der vorbeugenden Instandhaltung und des Einsatzes hochwertiger Komponenten in einem guten Zustand ist und zuverlässig arbeiten.

Durch die in den kommenden Jahren geplanten Modernisierungsmassnahmen (Ersatz der rotierenden Umformer durch Wechselrichter) soll für die Zukunft gewährleistet werden, dass die Stromversorgung, dem Stand der Technik angepasst, ihre Aufgaben erfüllen kann. Diese Massnahmen werden vom ENSI begrüsst.

5.7.6 Stromversorgung der zweiten Wasserfassung

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Die zweite Wasserfassung befindet sich am Unterwasserkanal rund 160 m unterhalb des hydraulischen Kraftwerks Gösgen. Diese Wasserfassung ist gegen das Sicherheitserdbeben ausgelegt und ihre 1E-klassierte Versorgung ist von der übrigen Stromversorgung des Kraftwerks unabhängig. Die betriebliche Versorgung erfolgt ab einem 16-kV-Anschluss vom Wasserkraftwerk Gösgen via Transformator auf die eigenen 380-V-Schienen, die Notstromversorgung über zwei eigene, mit den Diesel-

pumpen VA91/VA92 (2-mal 100 %) gekoppelte 380-V-Dieselhilfsgeneratoren. Für die örtlich aufgebaute Leittechnik steht eine 24/48-V-Versorgung zu Verfügung. Das Erdungskonzept entspricht demjenigen des Kraftwerkes.

Angaben des KKG

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Komponenten der Stromversorgung der zweiten Wasserfassung arbeiten zuverlässig. Es sind keine besonderen Vorkommnisse aufgetreten und es sind keine systematischen Fehler festgestellt worden. Die aufgetretenen Störungen können als Einzelfehler eingestuft werden. Es ist keine zunehmende Tendenz zu verzeichnen.

Prüfungen

Die Wiederholungsprüfprogramme im Bereiche der Stromversorgung der zweiten Wasserfassung umfassen periodische Funktionsprüfungen welche von qualifiziertem Fachpersonal durchgeführt werden. Die Prüfungen werden ausschliesslich während der Hauptrevision durchgeführt und entsprechend protokolliert. Die Instandhaltung der Fremdnetzzuleitung wird durch eigenes Fachpersonal oder durch externe Fachkräfte durchgeführt.

Aufgrund der Prüfungsergebnisse wurde im Jahre 2004 entschieden, sämtliche Signal- und Steuerrelais des Typs CS Marke Sprecher + Schuh einer vollumfänglichen Revision zu unterziehen. Dabei wurden alle Kontakte und Verschleissteile dieser Relais ersetzt.

Die Prüf- und Instandhaltungsstrategien haben sich bewährt.

Alterungsüberwachung

Es werden keine speziellen Angaben zur Alterungsüberwachung der gesicherten Drehstromversorgung ausserhalb des Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) gemacht.

Änderungen

Der Ladegleichrichter musste 2006 aufgrund fehlender Ersatzteile und nicht ausreichender Qualifikation-Nachweise ausgewechselt werden.

Bewertung

Das KKG bezeichnet die Verfügbarkeit der zweiten Wasserfassung als genügend. Es wird betont, dass die einzelnen Bauelemente in den Relaissteuerschränken jedoch einer fortschreitenden Alterung unterworfen sind und sich die Ersatzteilsituation in Zukunft verschärfen wird.

Für einen voraussichtlichen Betrieb der Anlage für weitere 30 Jahre muss die Anlage in den nächsten Jahren ertüchtigt werden.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Als Beurteilungsgrundlage für die Abwicklung von Änderungen (Freigabeverfahren) bei den Systemen der Stromversorgung der zweiten Wasserfassung galten im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 die Richtlinien HSK-R-23, HSK-R-31, HSK-R-35 und HSK-R-46. Für die Alterungsüberwachung kam die Richtlinie HSK-R-51 zur Anwendung.

Beurteilung des ENSI

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Betriebserfahrungen sind gut. Im Zusammenhang mit der Stromversorgung der zweiten Wasserfassung wurde von einzelnen Störungen berichtet, welche durch geeignete Massnahmen beseitigt werden konnten.

Das ENSI vergewisserte sich im Rahmen von Freigabeverfahren und bei Inspektionen über die Funktionstüchtigkeit und den guten Zustand der Einrichtungen.

Prüfungen

Der Bewilligungsinhaber hat eine angemessene Praxis bei den Wiederholungsprüfungen im Bereich der Stromversorgung, was durch die Erfahrungen bestätigt wird.

Aufgrund von Resultaten aus den periodischen Funktionsprüfungen im Überprüfungszeitraum wurden Signal- und Steuerrelais einer vollumfänglichen Revision unterzogen. Dabei wurden alle Kontakte und Verschleissteile dieser Relais ersetzt.

Die Ergebnisse über einen Zeitraum von 10 Jahren belegen die grundsätzliche Zuverlässigkeit der Einrichtungen.

Alterungsüberwachung

Das Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) des KKG deckt in sicherheitstechnisch abgestufter Weise alterungsrelevante Komponenten ab.²²⁹ Für die 1E-klassierten Systeme der Stromversorgung der zweiten Wasserfassung ist eine vorbeugende systematische Alterungsüberwachung mittels AÜP-Steckbriefen durch die Aufsichtsbehörde gefordert und durch das KKG implementiert und angewendet worden. Der Austausch aller Verschleissteile der Signal- und Steuerrelais wird als richtig erachtet.

Änderungen

Die Reparaturen und Änderungen wurden vom KKG durch qualifiziertes Fachpersonal oder durch externe Fachkräfte ausgeführt. Es zeigten sich keine nennenswerten Mängel aus der Durchführung von Reparaturen und Änderungen. Die geforderte Berichterstattung wurde in den Monatsberichten bzw. Stillstandsberichten der jeweiligen Hauptrevision wahrgenommen.

Fazit

Das ENSI schliesst sich der Bewertung des KKG an, dass die Stromversorgung der zweiten Wasserfassung aufgrund der Durchführung von Verbesserungen und der Anwendung der vorbeugenden Instandhaltung eine ausreichend hohe Zuverlässigkeit aufweist.

Durch die in den kommenden Jahren geplanten Ertüchtigungsmassnahmen soll für die Zukunft gewährleistet werden, dass die Stromversorgung der zweiten Wasserfassung, dem Stand der Technik angepasst, ihre Aufgaben erfüllen kann. Die Ertüchtigung dieser Systeme aufgrund der fortschreitenden Alterung, der Abkündigung von Produkten und der daraus resultierenden Ersatzteilproblematik ist aus Sicht des ENSI notwendig.

5.8 Sicherheitsbezogene und betriebliche Systeme und Ausrüstungen

5.8.1 Brandschutz

Die Aufgaben des Brandschutzes sind:

- das Entstehen von Bränden verhindern
- entstandene Brände erkennen, rasch löschen und damit den Schaden begrenzen
- unzulässige Auswirkungen von Bränden, die nicht gelöscht werden konnten, verhindern und damit die Konsequenzen für die sicherheitsrelevanten Anlagenfunktionen in zulässigen Grenzen halten

Diese Zielsetzungen sollen durch aufeinander abgestimmte bauliche, technische und betriebliche Brandschutzmassnahmen erreicht werden.

Angaben des KKG

Das KKG beschreibt und bewertet im Betriebserfahrungsbericht,⁷ in der Zusammenfassung der Ergebnisse der PSÜ³, im Sicherheitsbericht⁹, im Bericht zur Organisationsentwicklung und Sicherheitskultur⁴, im Brandschutzreglement²³² sowie in den Ergänzungen zum Brandschutz²³³ die Erfahrungen und die Massnahmen des baulichen, technischen und betrieblichen Brandschutzes. Bisher waren im KKG keine sicherheitstechnisch relevanten Brände zu verzeichnen. Es sind keine besonderen Vorkommnisse zu vermerken.

Baulicher Brandschutz

Das Reaktor-, Reaktorhilfsanlagen-, Notspeise- und das Schaltanlagegebäude sind im KKG gegeneinander als Brandzonen mit einem Feuerwiderstand von mindestens 240 Minuten ausgebildet. Die einzelnen Gebäude sind entsprechend der sicherheitstechnischen Bedeutung der Ausrüstungen und dem Gefährdungspotenzial in Brandabschnitte mit einem Feuerwiderstand von mindestens 90 Minuten (F90) unterteilt.

Die Brandabschlüsse (Schottungen, Brandschutzklappen) entsprechen den Feuerwiderstandswerten der raumabschliessenden Teile. Brandschutztüren an Brandzonengrenzen besitzen einen minimalen Feuerwiderstand von mindestens 90 Minuten, solche an Brandabschnittgrenzen einen Feuerwiderstand von mindestens 30 Minuten. Einrichtungen von redundanten Sicherheitssystemen sind, sofern möglich, in verschiedenen Brandabschnitten untergebracht. Wo dies nicht möglich ist (z. B. Einrichtungen im Ringraum und im Containment), sind die Redundanzen durch räumliche Distanz getrennt.

Die Auffangvolumina für Löschwasser in den Gebäuden werden vom KKG für die zu erwartenden Löschwassermengen ohne genauere Angaben als ausreichend betrachtet.

Beim Bau des Kraftwerkes wurden Kabel mit PVC-Isolation eingebaut. Seit 1996 werden bei grösseren Änderungen halogen-, raucharme und flammwidrige Kabel verwendet.

Im Überprüfungszeitraum wurden im Schaltanlagegebäude die sicherheitstechnisch relevanten, brandabschnittsbildenden Türen mit brandfallgesteuerten Elektromagneten ausgestattet. Bei der Erweiterung des Reaktorhilfsanlagegebäudes und des Verwaltungsgebäudes wurde der Einbau der Brandfallsteuerungen der Türen berücksichtigt. Mit dem geplanten Einbau der neuen Brandmeldeanlagen werden noch weitere Brandschutztüren mit brandfallgesteuerten Magneten versehen.

Alle Kabelabschottungen mit Asbestmatten wurden in ein Sanierungskonzept aufgenommen und werden laufend ersetzt. Die asbesthaltigen Gewebe werden unter Aufsicht der SUVA fachgerecht entfernt und entsorgt.

Technischer Brandschutz: Brandmeldeanlagen

Im KKG werden grundsätzlich alle Räume der Anlage mittels der Brandmeldeanlage (BMA) überwacht. Die BMA besteht aus Brandmeldern, dem Leitungsnetz und den Brandmeldezentralen.

Die Brandmeldezentralen sind aufgeteilt in vier Hauptzentralen (Schaltanlagegebäude ZE) und sechs lokale Zentralen. Die lokalen Zentralen sind im Einlaufbauwerk ZM05, im Besucher-Pavillon, im Anbau Reaktorhilfsanlagegebäude ZC00, im Nasslager ZS07/ZS08 und im Notstandgebäude ZX00 (zwei Zentralen) aufgebaut. Eine Brandmeldezentrale enthält elektronische Auswerteeinrichtungen für die Brandmelder, die Steuerungslogik für die Brandfallsteuerung und die Alarmierungseinrichtung zum Kommandoraum.

Die Brandmeldezentralen im Schaltanlagegebäude und im Notstandgebäude werden zweisträngig vom jeweiligen örtlich verfügbaren Notstromnetz mit Spannung versorgt. Alle Brandmeldezentralen verfügen über eigene 24-V-Batterieversorgungen.

Im Rahmen einer vorbeugenden Instandhaltung werden periodische Funktionsprüfungen durchgeführt. Der Umfang der Funktionsprüfungen richtet sich nach den Brandschutzvorschriften der Vereinigung Kantonalen Feuerversicherungen (VKF). Die Ergebnisse der Funktionskontrollen werden in Kontrollheften und Melderkarteien festgehalten.

Im Überprüfungszeitraum sind keine systematischen Fehler oder Störungen festgestellt worden. Bei den wenigen Störungen handelt es sich entweder um Einzelfehler oder um Ausfälle aufgrund von Verschleiss oder Alterung. Die häufigsten Ersatz- und Reparaturarbeiten betrafen dabei Druckkopfmelder-Gehäuse, Melder, Alarm-Hörner, Schalter, Drahtbrüche und Batterien-Sätze der Spannungsversorgungen innerhalb der Brandmeldezentralen.

Wesentliche Änderungen, Erweiterungen, Neuinstallationen waren:

- Erweiterung von 10 Brandmeldelinien
- Verbesserung der baulichen Sicherheit der Schaltschränke der Brandmeldezentralen
- Ersatz der Trockenalarm-Ventilstation
- Neuinstallation von zwei Brandmeldezentralen

Aufgrund des Einsatzes von bewährter und langlebiger Technik ist die Brandmeldeanlage in einem guten Zustand.

Die heutigen Erwartungen und Anforderungen können mit der bestehenden Anlage zukünftig teilweise nicht mehr erfüllt werden. Der Systemlieferant hat die Servicebereitschaft der installierten Brandmelder abgekündigt, und die eingesetzten Baugruppen sind nicht mehr erhältlich. Der Weiterbetrieb der Brandmeldeanlage für die Restlebensdauer des KKG ist daher nicht möglich und eine Ertüchtigung bzw. ein Ersatz ist unumgänglich. Dieser Ersatz ist im Rahmen des Projektes ZEEBRA (Zusätzliche Erweiterung und Ersatz Brandmeldeanlage) 2009 vom ENSI freigegeben worden. Der Abschluss des Projekts ist für Ende 2012 geplant.

Durch die neue Brandmeldeanlage ist der Betrieb für die nächsten 10 bis 15 Jahre sichergestellt.

Technischer Brandschutz: Feuerlöschanlagen

Für die Löschwasserversorgung besitzt das KKG im Reservoir „Sören“ zwei Kammern mit je einer Löschwasserreserve von 1200 m³. Für den Fall, dass die Wasserversorgung über das Leitungsnetz ausfällt, kann die Feuerwehr Wasser aus der Kühlturmtasse oder aus der Aare entnehmen. In Zusammenarbeit mit den Nachbargemeinden wird gegenwärtig ein Projekt zur Erstellung einer redundanten Anbindung an das Feuerlöschwasserreservoir „Gulachern“ erarbeitet, um die Versorgungssicherheit mit Feuerlöschwasser weiter zu erhöhen.

Das KKG besitzt 24 Sprinkler- und 48 Sprühflutanlagen. Sprinkleranlagen werden vorwiegend für den Schutz von Kabeltrassen und Kabelverteilräumen in den verschiedenen Gebäuden eingesetzt. Durch Sprühflutanlagen geschützt sind die Dieselölbehälter und die Transformatoren.

Genügend Auffangvolumen für eventuell anfallendes Löschwasser bestehen innerhalb der Gebäude. Für die Löschwasserrückhaltung ausserhalb der Gebäude (speziell auch im Bereich der Transformatoren) erarbeitet der Betreiber im Moment ein Löschwasserkonzept. Die notwendigen Anpassungen werden vom Betreiber in den kommenden Jahren umgesetzt.

Die 22 Halonanlagen im KKG werden über die Brandmeldeanlage ausgelöst. Sie dienen vorwiegend zum Schutz der Elektronikräume im E-Gebäude und im Notstandgebäude sowie des Hauptkommandoraumes.

An allen Sprinkler- und Sprühflutlöschanlagen wurden während den Jahren 2004 bis 2007 die gesetzlich vorgeschriebenen Generalrevisionen durchgeführt. Die Armaturen wurden mit Stellungsüberwachungen ausgerüstet. Zusätzlich wurde jede Löschanlage mit einer Prüfbox versehen. Die Löschleistungen wurden neu berechnet und die Sprühbilder der Transformatoren wurden überprüft. Eine Abnahme durch einen unabhängigen Sachverständigen wurde durchgeführt. Die Sprinkler- und Sprühflutlöschanlagen werden vierteljährlich auf ihre Funktion elektrisch und mechanisch geprüft. An den Sprinkleranlagen mit hängenden Sprinklerköpfen werden im Abstand von 5 Jahren die Austrittsöffnungen stichprobenweise überprüft.

An allen Halonlöschanlagen wurde 2004 eine Generalrevision durchgeführt. Es wurden alle Halonflaschen und Auslöseköpfe ersetzt. Jährlich werden die Löschanlagen einer elektrischen und mechanischen Funktionsprüfung unterzogen.

Gemäss der Bewertung vom KKG entsprechen alle Löschanlagen den gesetzlichen Vorgaben und entsprechen dem Stand der Technik.

Betrieblicher Brandschutz

Das KKG verfügt über eine Betriebsfeuerwehr mit einem Bestand von rund 50 Mann. Die Betriebsfeuerwehr des KKG ist in das Feuerwehrwesen des Kantons Solothurn eingebunden.

Die Ausbildung der Betriebsfeuerwehr erfolgt periodisch gemäss den speziellen Richtlinien für Betriebsfeuerwehren des Feuerwehrinspektorats des Kantons Solothurn. Für die Übungen inkl. der Verbandsübungen und den -kursen wird jeweils ein Übungsprogramm für das laufende Jahr erstellt.

Alle technischen Brandschutzeinrichtungen (Brandmeldeanlage und Löschanlagen) werden ein- oder mehrmals jährlich durch das Betriebspersonal kontrolliert. Zusätzlich werden die technischen Einrichtungen durch Fachpersonal revidiert und überprüft. Periodisch werden Begehungen der Anlage bezüglich des Vermeidens unnötiger transientser Brandlasten durchgeführt. Im Zusammenhang mit der Einführung der Richtlinie HSK-R-50 hat das KKG umfassende Analysen zu den Folgen einer Brand-

ausbreitung durchgeführt. Die administrativen Vorgaben bezüglich der Einlagerung temporärer Brandlasten wurden aktualisiert und beruhen auf den Erkenntnissen aus den Störfallanalysen und der Brand-PSA.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI beurteilt den Brandschutz des KKG anhand der VKF-Brandschutzvorschriften 2003 sowie der Richtlinie HSK-R-50.

Beurteilung des ENSI

Bisher waren im KKG keine sicherheitstechnisch relevanten Brände zu verzeichnen. Der Brandschutz erfüllt die heutigen Anforderungen. Bei Anlagenänderungen wurden die dabei anstehenden Brandschutzmassnahmen korrekt ausgeführt.

Aus den Prüfungen und Revisionen der Brandschutzeinrichtungen sind keine besonderen Vorkommnisse zu vermerken. Das ENSI vergewisserte sich im Rahmen von Freigabeverfahren und bei diversen Inspektionen über die Funktionstüchtigkeit und den guten Zustand der Einrichtungen.

Das Brandschutzkonzept²³² des KKG ist im Rahmen dieser PSÜ aktualisiert und dem ENSI mit dem aktualisierten Verzeichnis der Brandlasten eingereicht worden. Ebenfalls im Rahmen dieser PSÜ hat der Betreiber dem ENSI die aktuellen Brandschutzpläne mit den Informationen zu den technischen und baulichen Brandschutzmassnahmen eingereicht. Bei der stichprobenweisen Überprüfung durch das ENSI ergaben sich keine Feststellungen. Diese Dokumente werden als Grundlage für zukünftige Freigaben, Stellungnahmen und Inspektionen verwendet.

Das ENSI ist der Ansicht, dass nach Erledigung des Ersatzes der Brandmeldeanlagen (KKG Projekt ZEEBRA) im Jahr 2012 sowie der vorgesehenen Massnahmen im Bereich des baulichen Brandschutzes die getroffenen Brandschutzmassnahmen aus Sicht der nuklearen Sicherheit hinreichend sind. Eine Beeinträchtigung von Sicherheitsfunktionen durch Fehlauflösungen von Brandschutzeinrichtungen wurde nicht festgestellt. Eine unzulässige radiologische Gefährdung der Umwelt durch ein Brandereignis in der Anlage KKG ist nicht erkennbar.

Das ENSI bewertet die Brandschutzmassnahmen des KKG aus heutiger Sicht als geeignet, um die Sicherheit der Anlage bei einem Brand zu gewährleisten.

Da das ENSI ein Konzept zur Löschwasserrückhaltung ausserhalb der Gebäude in allen schweizerischen Kernkraftwerken fordert und dessen Umsetzung in absehbarer Zeit erreichen will, hat es im Rahmen der Begutachtung der PSÜ KKG für das vom KKG angekündigte Vorhaben einen Termin gesetzt. Das KKG hat inzwischen ein Löschwasserkonzept eingereicht, welches vom ENSI geprüft wird.

5.8.2 Blitzschutz

Ein Blitzeinschlag ist durch die örtliche Einprägung eines grossen Stromimpulses charakterisiert, wobei sowohl Einschlagort als auch die Grösse der Blitzstromparameter Zufallsdaten sind. Die äusseren Blitzschutzmassnahmen haben die Aufgabe, den Blitzstrom an der Oberfläche des zu schützenden Objektes abzufangen und gefahrlos in die Erde abzuleiten.

Bei einem Blitzeinschlag sind neben dem Personen- und Gebäudeschutz auch das Funktionieren der Sicherheitseinrichtungen zu gewährleisten. Durch die inneren Blitzschutzmassnahmen müssen die

bei einem Blitzeinschlag induzierten Überspannungen innerhalb der Gebäude auf einen Wert unterhalb der nachgewiesenen Spannungsfestigkeit der sicherheitstechnisch wichtigen Elektro- und Leittechnikgeräte begrenzt werden. Zu schützen sind primär diejenigen Anlagenteile, die für ein Abfahren in einen sicheren Zustand erforderlich sind. Dazu gehören die Einrichtungen der Sicherheitssysteme zur Reaktorabschaltung und zur Nachwärmeabfuhr mit dem Notstandsystem. Auch muss eine minimale Instrumentierung zur Überprüfung der oben erwähnten Funktionen nach einem Blitzeinschlag zur Verfügung stehen.

Angaben des KKG

Die nachfolgenden Angaben des KKG wurden der Sicherheitsstatusanalyse⁸, dem Blitzschutz-Überprüfungsbericht²³⁴ und dem Blitzschutz-Erfahrungsbericht²³⁵ entnommen.

Der Bewilligungsinhaber führt die Ziele der Blitzschutzmassnahmen im KKG wie folgt auf:

- nukleare Zielsetzung: Sicherstellen, dass weder das Notstandsystem noch die zugehörigen Systeme und Komponenten für die Kernkühlung durch Blitzeinschläge gestört oder zerstört werden
- Sicherstellen, dass die Kühlung des Lagerbeckens für abgebrannte Brennelemente (Nasslager) durch einen Blitzeinschlag nicht unzulässig beeinträchtigt wird
- konventionelle Zielsetzung: Gewährleistung des Personen-, Brand- und Anlagenschutzes

Änderungen

Der Betreiber dokumentiert im Überprüfungszeitraum folgende Änderungen:

- Reaktorgebäude: Neuverlegung der Blitzauffang- und Ableiteinrichtungen nach Abschluss der Betonsanierungsarbeiten
- Notstandgebäude, Reaktorgebäude, Reaktorhilfsanlagengebäude, Schaltanlagengebäude, Notspeisegebäude, beide Dieselgebäude, Maschinenhaus, Nebenanlagengebäude Wasseraufbereitung, Hilfskessel-Gebäude sowie Hauptkühlwasserpumpenhaus: Anpassung der Blitzauffang- und Ableiteinrichtungen gemäss KTA-Regel 2206 sowie elektrische Überbrückung von Gebäudedehnfugen und Potenzialausgleichsmassnahmen innerhalb der Gebäude

Im Weiteren plant das KKG in den nächsten Jahren im Rahmen des Ersatzes von Leittechniksystemen die Umstellung vom zentralen Erdungspunkt auf Flächen-Potenzialausgleich.

Prüfungen

Der Betreiber macht zu den Prüfungen folgende Angaben:

- periodische Prüfungen der äusseren Blitzschutzmassnahmen: Es wurden keine Unregelmässigkeiten festgestellt.
- jährliche Prüfung der Blitzschutzbeschaltung der Messkreise und deren Erdungswiderstände im Notstandgebäude: Es wurden keine Unregelmässigkeiten festgestellt.
- Prüfungen während der Hauptrevision: Die Isolationswiderstände der zwei zentralen Erdungspunkte wurden überprüft, vorhandene Erdschlüsse wurden vor dem Wiederauffahren der Anlage beseitigt.
- Sichtprüfung Kabeltragwerk: Es wurden keine losen Verbindungen gefunden.

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Betriebserfahrung zeigt keine Blitzeinschläge mit Auswirkungen auf die Anlage. Der Betreiber berichtet über folgende registrierte Blitzeinschläge im Überprüfungszeitraum:

- 5. September 2002: Blitzeinschläge im Bereich des Kraftwerksareals ohne Auswirkungen auf den Anlagenbetrieb
- mehrere Einschläge in den Kühlturm, die teilweise von Mitarbeitern des KKG beobachtet wurden: Die Ableitung der Blitze erfolgte ohne Folgen für die Anlage über die vorhandene Blitzableitung- und Ableiteinrichtung. Da keine Störmeldungen ausgelöst wurden, erfolgte keine Registrierung dieser Einschläge.
- diverse Netzstörungen als Folge von Blitzeinschlägen in das Hochspannungsnetz ausserhalb der Anlage (indirekte Einwirkungen)

Bewertung

Das KKG beurteilt den Zustand und die Vorschriftenkonformität der Blitzschutzeinrichtungen als sehr gut. Alle für die nukleare Sicherheit wichtigen Anlagenteile sind mit geeigneten, normgerechten Blitzschutzeinrichtungen versehen. Damit erfüllt das KKG alle Anforderungen der vom ENSI definierten schweizerischen Anforderungen an den Blitzschutz (Berücksichtigung der CH-Auslegungsblitze) sowie der KTA-Regel 2206, Fassung 6/2000. Das KKG kommt daher in seiner Beurteilung zum Schluss, dass mit den vorhandenen Blitzschutzmassnahmen, zusammen mit den vorhandenen Instandhaltungsmassnahmen, der Schutz der Anlage gegen die Auswirkungen eines Blitzeinschlages auch für die kommenden Jahre gewährleistet ist.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI beurteilt den Blitzschutz des KKG anhand der VKF-Brandschutzrichtlinie 23-03²³⁶, den Leitsätzen und Vorschriften der Electrosuisse (SEV) SN SEV 4022²³⁷ und SEV 4113²³⁸, der Weisung des Eidgenössischen Starkstrominspektorates (ESTI) 239.1006²³⁹, sowie der KTA-Regel 2206²⁴⁰. Abweichend von den Vorgaben der KTA 2206 sind bei der Auslegung des Blitzschutzes in der Schweiz die Blitzkenngrossen anders festgelegt (Blitzparameter) und es dürfen keine Schutzräume berücksichtigt werden.

Beurteilung des ENSI

Im Rahmen der Bearbeitung der Massnahme M101 aus der letzten PSÜ (siehe Kap. 2.3.1) hat das KKG im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 die Blitzschutzmassnahmen überprüft und umfangreiche Nachrüstmassnahmen, vor allem in den Bereichen Gebäudeschirmung und Potenzialausgleich, durchgeführt. Aus Sicht des ENSI entsprechen die Blitzschutzmassnahmen im KKG weitgehend den aktuellen Regelwerken. Noch vorhandene, nicht nachrüstbare Abweichungen wurden bewertet und als nicht wesentlich eingestuft.

Blitzeinschläge auf dem Betriebsareal und in das Hochspannungsnetz zeigten im Überprüfungszeitraum keinerlei Auswirkungen auf sicherheitsrelevante Einrichtungen des KKG.

Das ENSI bewertet die Blitzschutzmassnahmen des KKG aus heutiger Sicht als geeignet, um die Sicherheit der Anlage bei einem Blitzeinschlag zu gewährleisten.

5.8.3 Kommunikationsanlagen

Aufbau, Funktion und Betriebsweise

Für die interne Kommunikation eines Kernkraftwerks im Normalbetrieb, bei Stör- und Notfällen müssen eine Alarmanlage, Personensuchanlagen und Sprechanlagen vorhanden sein. Aufgrund ihrer sicherheitsrelevanten Bedeutung bei der Störfallbewältigung sind diese Anlagen oder zumindest diejenigen Teile davon, die bei Störfällen zum Einsatz kommen können, in die elektrische Sicherheitsklasse 0E eingeteilt und werden als sicherheitsbezogene Systeme (Systemkategorie SB) bezeichnet.

Die internen Kommunikationsanlagen mit einer sicherheitstechnischen Bedeutung im KKG sind:

- Telefonanlage mit Cordless-Funkanlage einschliesslich Personensuchanlage, AKZ MA
- Gegensprechanlagen, AKZ MB
- Stanofonanlage, AKZ MC
- Lautsprecheranlage einschliesslich Alarmanlage, AKZ MD

Die Telefonanlage⁷ im KKG besteht aus einer leitungsgebundenen Teilnehmervermittlungsanlage mit Zentrale (Doppelprozessoranlage) und einer redundant damit verbundenen zweiten Zentrale (Einfachprozessoranlage) für ein schnurloses Telefonsystem (DECT-Cordless-Anlage), das als Funkanlage (Betriebsfunk, Sicherheitsfunk) und als Personensuchanlage dient.

Die aus Sicht der Reaktorsicherheit wesentlichen Gegensprechanlagen⁵² sind die zentrale Leitstandfernsprechanlage (AKZ MB60) und für den Notstandsfall eine unabhängige Punkt-Punkt-Verbindung (AKZ MB51) vom Notstandgebäude zum Reaktorgebäude, ergänzt durch die Stanofonanlage als weitere Gegensprech-Kommunikationsmöglichkeit. Die primär der Sicherung zugeordneten weiteren Gegensprechanlagen werden hier nicht erwähnt.

Die Stanofonanlage⁵² ist ein festverdrahtetes Kommunikationssystem, ähnlich einer konventionellen, nicht-rechnerbasierten Telefonanlage mit mobilen, steckbaren Sprechgarnituren und lokal verteilten Anschlussmöglichkeiten in der gesamten Kraftwerksanlage. Das System ist aufgeteilt in Ringleitungen mit fix zugeordneten lokalen Anschlüssen und eine zentrale Anlage mit rangierbaren zugeordneten Anschlüssen.

Die KKG-Lautsprecheranlage⁵² ist von ihrer Funktion her eine Lautsprecher- und Alarmanlage. Mit dieser Anlage können Durchsagen und Wiedergaben von verschiedenen Alarmtonsequenzen in allen Gebäuden erfolgen. Die Durchsagen können von mehreren Stellen aus erfolgen. Das Gesamtkonzept ist mit der Anlagesicherung abgestimmt.

Es existieren keine speziell erwähnenswerten Betriebsweisen der internen Kommunikationsanlagen. Sie sind grundsätzlich dauernd in Betrieb bzw. betriebsbereit, unabhängig vom Zustand der nuklearen Anlage.

Angaben des KKG

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Betriebserfahrungen mit den internen Kommunikationsanlagen sind gut. Es sind keine besonderen Vorkommnisse aufgetreten.

Prüfungen

- Die Telefonanlage mit Cordless-Funkanlage ist in täglichem Gebrauch. Die Batterien der unterbrechungsfreien Stromversorgung werden jährlich geprüft.
- Gegensprechanlagen: Die Verbindung MB51 wird 3-monatlich geprüft. Die Anlage MB60 ist in täglichem Gebrauch.
- Die Stanofonanlage ist ein robustes festverdrahtetes System, das häufig in Gebrauch ist. Die Sprechgarnituren werden in einem jährlichen Zyklus überprüft.
- Lautsprecheranlage: Die Lautsprecher sind linienüberwacht. Die Schichtmannschaft führt 14-tägig eine Probealarmierung durch.

Die genannten Prüfstrategien (einschliesslich Intervalle) haben sich bewährt.

Alterungsüberwachung

Ausser dem im Abschnitt Reparaturen genannten alterungsbedingten Ersatz von Kondensatoren werden keine weiteren nennenswerten alterungsbedingte Befunde bei den internen Kommunikationsanlagen genannt.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

An nennenswerten Reparaturen im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 ist für die sicherheitsbezogenen internen Kommunikationssysteme einzig der systematische alterungsbedingte Ersatz von Kondensatoren bei der Punkt-Punkt-Gegensprechanlage (GSA) MB51 zu nennen.⁵² Die übrigen Instandsetzungsarbeiten betrafen Zufallsausfälle, jedoch keine weiteren systematischen Ausfälle.

Änderungen

Nachfolgend werden die im Überprüfungszeitraum (ergänzt durch die Jahre 2008 und 2009) durchgeführten Systemänderungen genannt.

- Die Cordless-Telefonanlage ersetzte nach einem Versuchsbetrieb ab Juni 2003 die ursprüngliche Personensuchanlage und einen Teil des ursprünglichen Funksystems.
- Das KKG ergänzte die Gegensprechanlage (GSA) für die Gesamtanlage MB60 im Jahr 2002 punktuell um eine Hauptgegensprechstelle im Bereich des Notstandleitstandes, als Teil der PSÜ-Massnahme 106 (siehe Beurteilung). Im Zuge der Zusatzbauten Nasslager und Reaktorhilfsanlagegebäude-Erweiterung wurde ab 2006 ein Gesamtersatz der GSA geplant und 2007 realisiert.
- Das KKG erweiterte die Stanofon-Ringleitungen im Rahmen der PSÜ-Massnahme 106 in den Jahren 2002/2003.
- Die Lautsprecheranlage wurde in den Jahren 2008 und 2009, bedingt u. a. durch die Zusatzbauten Nasslager und Reaktorhilfsanlagegebäude-Erweiterung und den damit verbundenen erhöhten Leistungsbedarf, schrittweise modernisiert und ausgebaut.

Änderungen der Technischen Spezifikationen erfolgten für den Einsatz der Stanofonanlage im Notfallhandbuch und im Betriebshandbuch in Kapitel 3.15 „Einwirkung von aussen“.

Bewertung

Das KKG bewertet die internen Kommunikationsanlagen wie folgt:

- Telefonanlage: Die Anlagen sind in einem guten Zustand. Die leitungsgebundene Telefonanlage muss jedoch wegen der Ersatzteilverfügbarkeit in den nächsten Jahren ersetzt werden. Danach werden voraussichtlich weitere Teilerneuerungen des Cordless-Systems folgen.
- Gegensprechanlagen (MB51 und MB60): Die robusten Einrichtungen arbeiten zuverlässig, Änderungen werden voraussichtlich keine erfolgen.
- Stanofonanlage: Die Anlage ist in einem guten Zustand, Änderungen sind nicht notwendig.
- Lautsprecheranlage: Die Anlage arbeitet sehr zuverlässig und das zweikanalige Konzept hat sich bewährt. Das KKG erwartet keine grösseren Änderungen.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Als Beurteilungsgrundlage für die Abwicklung von Änderungen (Freigabeverfahren) bei den sicherheitsbezogenen Kommunikationssystemen galten im Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 die Richtlinien HSK-R-35 und HSK-R-46. Für spezifische Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik kam die Richtlinie HSK-R-46 zur Anwendung, für die Alterungsüberwachung die Richtlinie HSK-R-51.

Anforderungen des ENSI an die internen Kommunikationsmittel sind in der Aktennotiz ENSI-AN-7219²⁴¹ enthalten. Diese Anforderungen werden später in eine entsprechende Richtlinie einfließen. Weitere Anforderungen an Kommunikationsanlagen formuliert die KTA-Regel 3901²⁴², die gemäss ENSI-AN-7219 als Richtschnur für weitere Auslegungsmerkmale dient.

Beurteilung des ENSI

Erfahrungen aus Betrieb und Vorkommnissen

Die Betriebserfahrungen sind gut. Vorkommnisse wurden keine berichtet. Das ENSI vergewisserte sich im Rahmen der Freigabeverfahren und bei Inspektionen über die Funktionstüchtigkeit und den guten Zustand der Einrichtungen.

Prüfungen

Die im Betrieb institutionalisierten Funktionstests erfüllen den beabsichtigten Zweck, wesentliche funktionelle Mängel bei den Kommunikationsanlagen zur erkennen. Die Ergebnisse über einen Zeitraum von 10 Jahren belegen die grundsätzliche Zuverlässigkeit der Einrichtungen.

Instandsetzung, Reparaturen, Wartung

Die Reparaturen wurden vom KKG in Eigenregie ausgeführt. Die geforderte Berichterstattung wurde in den Monatsberichten bzw. Stillstandsberichten der jeweiligen Hauptrevision wahrgenommen. Daraus zeigten sich keine nennenswerten Mängel.

Änderungen

Die KKG-Änderungsprojekte wurden gemäss den anwendbaren Richtlinien für die Freigabeverfahren abgewickelt. Dabei zeigten sich keine erwähnenswerten Mängel. Das ENSI (damals HSK) verlangte bei der letzten periodischen Sicherheitsüberprüfung primär für den Notstandleitstand (NLS) die Ver-

besserung der Kommunikationsmittel zur Koordinierung von anlageninternen Notfallschutzmassnahmen.¹ Die darauf folgenden KKG-Konzept- und Umsetzungsarbeiten wurden unter dem Titel „PSÜ-Massnahme M106: Erweiterung Notstandleitstand - Teilmassnahme Verbesserung der Kommunikationsmittel“ abgehandelt. Entsprechende Konzept- und Montagefreigaben wurden ab 2001 erteilt, insbesondere für die Nachrüstung einer GSA-Hauptgegenseprechstelle im Bereich des NLS (2002) und die Erweiterung der Stanofonringleitungen im gesicherten Bereich (2002/2003), womit die Teilmassnahmen der M106 für die Kommunikationsmittel erfolgreich abgeschlossen wurden.

Separat zu diesen PSÜ-Massnahmen wurden die Freigaben für das neue Cordless-Telefonsystem erteilt (2002/2003). Das KKG-Projekt zum Ersatz der ursprünglichen Personensuchanlage sowie von Teilen der ursprünglichen Funkanlage durch das Cordless-Telefonsystem wurde hauptsächlich veranlasst durch die BAKOM-Anforderung nach einem anderen Funkraster beim Sicherungsfunk. Eine Verbesserung gegenüber den bisherigen Systemen wurde dadurch erreicht, dass der zentrale Aufbau zwecks besserer Festigkeit bei Erdbebenbelastungen mechanisch verstärkt wurde.³ Bezüglich des Aufstellortes und betreffs der Verankerung der Ausrüstungen wurde ebenfalls die mögliche Belastung durch Erschütterungen berücksichtigt.

Das KKG initiierte zwei weitere Modernisierungs- und Erweiterungsprojekte der Kommunikationsanlagen im Zusammenhang mit den neuen Gebäuden des externen Nasslagers und des Reaktorhilfsanlagegebäude-Anbaus. Das Projekt für die neue Gegenseprechanlage wurde 2006/2007 abgewickelt, dasjenige für die neue Lautsprecheranlage etappenweise in den Jahren 2008 und 2009. Nach dem Überprüfungszeitraum von 1998 bis 2007 wurde ausserdem der Ersatz der Festnetzteilnehmervermittlungsanlage einschliesslich Erneuerung des Prozessorsystems der Cordless-Teilnehmervermittlungsanlage durchgeführt (Ausführung im September 2009). Alle diese Projekte wurden im Rahmen von Freigabeverfahren durch das ENSI begutachtet.

Änderungen der Technischen Spezifikation wurden erforderlich durch den möglichen Einsatz des Stanofonsystems nach externen Ereignissen (Erdbeben, Flugzeugabsturz) und die daraus sich ergebenden Erweiterungen der Stanofonanlage als Nachfolgemassnahme der letzten PSÜ (siehe Abschnitt „Durchgeführte Reparaturen und Änderungen“). Der Einsatz des Stanofonsystems mit den neugeschaffenen Anschlussorten wurde durch Ergänzungen im Notfallhandbuch und im Betriebsbuch, Kapitel 3.15 „Einwirkung von aussen“, berücksichtigt. Das ENSI hat diese Änderungen überprüft.

Fazit

Das KKG verfügt nach den durchgeführten Modernisierungsprojekten über drei interne Kommunikationssysteme nach dem Stand der Technik (Cordless-Telefon, GSA, Lautsprecheranlage).

Die robuste Stanofonanlage dient als zuverlässige Rückfallebene für die Kommunikation bei Notfällen nach massiven äusseren Einwirkungen (Erdbeben, Flugzeugabsturz).

Der durch die Folgemassnahmen aus der letzten PSÜ und nach den Modernisierungsprojekten erreichte technische Stand bei den internen Kommunikationsmitteln wird vom ENSI als angemessen und wirkungsvoll taxiert. Insbesondere erfüllen die beschriebenen sicherheitsbezogenen (0E-klassierten) Kommunikationsmittel des KKG die an sie gestellten grundsätzlichen regulatorischen Anforderungen der ENSI-AN-7219. Es ergeben sich keine Forderungen in diesem Bereich.

5.8.4 Strahlenmesstechnik

Zur Gewährleistung des Schutzes des Personals und der Umwelt sowie zur Überwachung der bestimmungsgemässen Funktion von Systemen müssen die radiologischen Verhältnisse innerhalb der Anlage und in der Umgebung sowie die Menge der Abgaben radioaktiver Stoffe nach aussen bekannt sein. Dazu sind spezielle Messeinrichtungen notwendig, die folgende Aufgaben erfüllen:

- Erfassung von Messwerten zur Charakterisierung der Radioaktivität und der Strahlenfelder in der Anlage
- automatische Anregung von Gegenmassnahmen beim Überschreiten von Grenzwerten (z. B. Isolierung des Containments)
- Messung der an die Umwelt abgegebenen Stoffe (Emissionsmessung)
- Erfassung der Strahlendosen und allfälliger Kontaminationen des Personals

Zudem müssen Einrichtungen und Messgeräte vorhanden sein, die bei und nach Störfällen Folgendes liefern:

- Daten über den Zustand der Anlage als Grundlage für Schutzmassnahmen für Personal und Anlage
- Parameter, die Hinweise auf den Störfallablauf geben
- Daten zur Abschätzung der Auswirkungen auf die Umgebung
- Information zur Erfüllung der internationalen Meldepflicht

Die mobilen Messgeräte des operationellen Strahlenschutzes sind in Kapitel 4.6.4 und die Immissionsüberwachung ist in Kapitel 4.6.7 beschrieben und beurteilt.

Angaben des KKG

Die Angaben des KKG wurden dem Betriebserfahrungsbericht⁷ und der „Zusammenstellung von Informationen zur Strahlenschutzmesstechnik“¹²⁷ entnommen.

Das KKG hat die Messstellen zur Strahlungsüberwachung in drei Gruppen eingeteilt:

- Messstellen zur Gamma-Ortsdosisleistungsüberwachung
- Messstellen zur Luftaktivitätsüberwachung
- Messstellen zur Kreislaufaktivitätsüberwachung

Laut Betriebshandbuch gehören neun N-16-Messstellen an den Frischdampfleitungen zum Reaktorschutz und die folgenden 7 Messstellen zur Störfallinstrumentierung:

- 2 Ortsdosisleistungsmonitore im Containment
- 1 Hochdosisleistungsmonitor im Containment
- 1 Ortsdosisleistungsmonitor im Ringraum
- 2 Ortsdosisleistungsmonitore im Kaminfuss
- 1 Abwassermonitor

Die Alarmschwellen für festinstallierte Messgeräte sind im Betriebshandbuch in Kapitel. 2.3.3 festgelegt.

Zusätzlich steht ein Nachunfallprobenahmesystem (Post Accident Sampling System, PASS) zur Entnahme von Proben aus der Atmosphäre des Containments und zur Entnahme von Wasserproben aus dem Volumenregelsystem, dem Primärkreislauf und dem Nachkühlkreislauf zur Verfügung.

Im Rahmen des operationellen Strahlenschutzes hat das KKG die Messsysteme zur Personen- und Materialkontaminationskontrolle und das Personendosimetriesystem wie folgt bewertet:

- Als vorbeugende Instandhaltung führt das KKG periodische Funktionsprüfungen durch. Das KKG stellte im Überprüfungszeitraum bei diesen Prüfungen keine systematischen Fehler fest. Die wenigen festgestellten Abweichungen beurteilt das KKG als Einzelfehler. Die meisten Eingriffe betrafen routinemässige Nachjustierungen von Kennlinien und Kennwerten.
- Als zustandsorientierte Prüfungen untersuchte das KKG in den Jahren 2001 und 2004 die Baugruppen visuell bezüglich Zinn-Whisker, welche Kurzschlüsse auslösen können. Es wurden keine Whisker gefunden.
- Als vorsorgliche Instandhaltung wurden im Jahr 2004 an den Baugruppen des Kernstrahlungsmesssystems SINUPERM, das bei vielen Messsystemen eingesetzt wird, die Elektrolytkondensatoren in den Trennwandler-Baugruppen und die skalierten Mehrgang-Potentiometer in den Hochspannungsbaugruppen ausgetauscht. Als weitere vorsorgliche Instandhaltungsmassnahme wurden im Jahr 2005 detektorseitig sämtliche Stecker der Kreislaufmessstellen mit Szintillator ersetzt.
- Die Anzahl und Arten der im Überprüfungszeitraum aufgetretenen Störungen entsprachen in jedem Jahr den Erwartungen des KKG. Das KKG erkennt keine zunehmende Tendenz oder Systematik. Bei allen Störungen waren einzelne unterschiedliche Baugruppen ausgefallen. Das KKG stuft die Ausfälle als Einzelfehler ein.
- Seit 2004 bilanziert das KKG mit einer neuen Probenahmeverrichtung die Abgaben von Radiokohlenstoff (C-14) und Tritium (H-3).
- Im Dezember 2007 wurden die Szintillations-Detektoren der Kreislaufaktivitätsmessstellen durch baugleiche Detektoren eines anderen Herstellers ersetzt, da der ursprüngliche Hersteller die Produktion einstellte.
- Im Herbst 2005 wurde bei den Aerosolmonitoren zur Raumabluftüberwachung eine experimentelle Bestimmung der Rohrverlustfaktoren für kleine Partikel durchgeführt. Zur Erreichung des Zielwertes von 33 %, wie er in der Richtlinie HSK-G13 gefordert wird, wurden die Ventile vor den Messkammern durch Kugelhähne ersetzt.
- Die Probenahmleitungen für das PASS bestanden ursprünglich zum Teil aus Polyethylen. Da sie der für Störfälle angenommenen Temperatur von 135 °C nicht standgehalten hätten, wurden sie im Überprüfungszeitraum durch rostfreie Leitungen ersetzt.
- Im Überprüfungszeitraum wurden im KKG zur Personendosimetrie Thermolumineszenz-Dosimeter eingesetzt. Aufgrund der Forderung der Behörde nach Erfassung und Meldung der Hautdosis Hp(0.07) tauschte das KKG die Halter der Dosimeter aus und passte den Auswertalgorithmus an. Es kommen nun unterschiedliche Absorber für die vier Dosimeter-Pellets

zum Einsatz. Damit lässt sich die niederenergetische Strahlung messen, die relevant für die Hautdosis ist.

Zusammenfassend kommt das KKG zum Schluss, dass aufgrund des Einsatzes hochwertiger Komponenten, der Durchführung von Verbesserungen und der konsequenten Anwendung der vorbeugenden Instandhaltung die Strahlenschutzmessstellen in einem guten Zustand sind und zuverlässig arbeiten. Die derzeit eingesetzten Detektoren und Baugruppen haben sich bewährt und erreichen eine relativ hohe Lebensdauer. Das KKG hat Reserven in sinnvollem Umfang eingelagert. Jedoch ist nicht auszuschliessen, dass Detektortypen in den nächsten Jahren nicht mehr hergestellt werden. Für die Baugruppe des SINUPERM C Kernstrahlungsmesssystems ist dies bereits erfolgt. Innerhalb der nächsten 10 bis 15 Jahren ist der schrittweise Ersatz der Systeme durch digitale Kompaktgeräte erforderlich. Der Ersatz der N-16-Messstellen befindet sich im Rahmen der Einführung der digitalen Leittechnik bereits in Planung.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Bei der Beurteilung der Strahlenschutzmesstechnik prüft das ENSI, ob die anwendbaren gesetzlichen Vorschriften wie das Strahlenschutzgesetz (Art. 9, 11, 17, 31, 34, 43 und 44), die Strahlenschutzverordnung (Art. 6, 7, 33 bis 37, 42 bis 44, 63, 64, 79 bis 81, 94, 96 und 97) und die Dosimetrieverordnung (Art. 32 bis 35 und 38) eingehalten werden. Zusätzlich wird das Abgabereglement für das KKG²⁴³ zur Beurteilung der Emissionsüberwachung herangezogen.

Die Richtlinie HSK-G13 ist im Februar 2008 in Kraft gesetzt worden. Sie ersetzt die Richtlinie HSK-R-47 aus dem Jahre 1999 und regelt die Anforderungen, den Nachweis der Eignung und die Prüfungen für die Messmittel, die im operationellen Strahlenschutz und zur radiologischen Anlagenüberwachung eingesetzt werden.

Zur Überprüfung der Klassierung der Strahlenschutzmesstechnik wird neben der Richtlinie HSK-G13 auch die Richtlinie ENSI-G01 verwendet.

Zur Beurteilung der Auslegung der Strahlenschutzmesstechnik des KKG wurden auch die entsprechenden KTA-Regeln und DIN-Normen herangezogen. Insbesondere werden dazu die KTA-Regeln 1501²⁴⁴, 1502²⁴⁵, 1503.1²⁴⁶, 1503.2²⁴⁷, 1504²⁴⁸, 3502²⁴⁹ und die DIN-Norm 25423²⁵⁰ verwendet. Das ENSI verlangt nicht die exakte Einhaltung der KTA-Regeln, sondern beurteilt mögliche Abweichungen unter dem Gesichtspunkt der Einhaltung der Schutzziele „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“.

Beurteilung des ENSI

Die Strahlenschutzmesssysteme genügen den Anforderungen der schweizerischen Gesetzgebung.

Im Folgenden wird die Auslegung der einzelnen Messsysteme hinsichtlich der Erfüllung des Stands der Technik beurteilt:

Das ortsfeste System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen in der Anlage und das System zur Überwachung der Abluft aus Räumen oder Raumgruppen hinsichtlich Edelgase und Aerosole erfüllen die Anforderungen der Richtlinie HSK-G13 und der KTA-Regeln 1501 und 1502. Insbesondere verbesserte das KKG die Probenahmesysteme der Aerosolüberwachung soweit, dass sämtliche Systeme die in der Richtlinie HSK-G13 geforderte Gesamtübertragungsrates für kleine Partikel erfüllen.

Die Instrumentierung zur Überwachung der Kaminfortluft hinsichtlich radioaktiver Edelgase, Aerosole und Iode dient zur Einhaltung der in der Betriebsbewilligung festgelegten Abgabegrenzen und zur Bilanzierung der abgegebenen radioaktiven Stoffe. Sie erfüllt die Anforderungen des Abgabereglements und der Richtlinie HSK-G13 mit einer Ausnahme betreffend Klassierung der Messeinrichtungen. Die Instrumentierung zur Überwachung der Kaminfortluft hinsichtlich radioaktiver Edelgase besteht aus zwei Monitoren, die bei Grenzwertüberschreitungen im Falle einer 2-von-2-Auslösung einen automatischen Lüftungsabschluss des Reaktorgebäudes, d. h. des Containments und des Ringraums, und eine automatische Verriegelung der Abgasverzögerungsstrecke auslösen. Die automatische Verriegelung der Abgasverzögerungsstrecke wird nur ausgelöst, wenn zusätzlich eine Grenzwertüberschreitung bei der Messstelle zur Überwachung des Abgases nach der Gasverzögerungsstrecke vorliegt. Der Lüftungsabschluss des Reaktorgebäudes ist vor allem zur Beherrschung des Brennelement-handhabungsstörfalls im Ringraum relevant (vgl. Kap. 6.3.5.2). Die Richtlinie HSK-G13 verlangt, dass Messeinrichtungen mit einer Sicherheitsfunktion in die Kategorie SA gemäss Anhang 4 KEV eingeteilt und damit 1E-klassiert sein müssen. Dies ist bei den Edelgasmonitoren nicht der Fall. Aus diesem Grunde stellt das ENSI folgende Forderung:

Forderung 5.8-1:

Die Klassierung, Auslegung und Ausführung der Edelgasmonitore (OTL90R001 und OTL90R002) ist bis 31. Dezember 2013 anhand des Regelwerks zu überprüfen. Für eventuell notwendige Verbesserungsmaßnahmen ist ein Umsetzungsplan vorzulegen.

In der PSÜ 1998 verlangte das ENSI in Ergänzung zum Abgabereglement, dass das KKG den Edelgasnuklidvektor bei der Bilanzierung berücksichtigt, wenn an der kontinuierlich messenden Beta-Gesamtmessung der Kaminfortluft über 24 Stunden lang ein Wert grösser als $1 \cdot 10^6$ Bq/m³ gemessen wird (Pendenz P136). Das KKG hat dieses Vorgehen im Betriebshandbuch festgelegt. Zusätzlich verlangte das ENSI in Ergänzung zum KKG-Abgabereglement die Bilanzierung von Kohlenstoff-14 und des Tritiums in der Kaminfortluft während eines Jahres (Pendenz P137). Das KKG hat diese Messungen in den Jahren 2001 und 2002 durchgeführt. Seit diesem Zeitraum betreibt das KKG diese Messstellen auf freiwilliger Basis weiter und erfüllt somit auch die Vorgaben der KTA-Regel 1503.1.

Die Messsysteme zur Überwachung der nuklearen Abwässer, der Kühlkreisläufe und weiterer Hilfsysteme erfüllen die Anforderungen der Richtlinie HSK-G13 und KTA-Regel 1504. Die Bilanzierung der radioaktiven Stoffe mit dem Abwasser erfolgt gemäss den Vorgaben des Abgabereglements.

Seit der Umsetzung der Forderungen zur Störfallinstrumentierung aus der PSÜ 1998 erfüllt das KKG die Anforderungen der Richtlinie HSK-G13. Eine Forderung betraf das Störfallprobenahmesystem PASS. Als Folge dieser Forderung ertüchtigte das KKG die Probenahme für Edelgase aus der Atmosphäre des Containments. Die Leitungen dieses Systems wurden auf ihrer gesamten Länge druckfest und in Edelstahl ausgeführt. Auch wies das KKG die Repräsentativität der Probenahme aus der Hydrosphäre des Containments nach. Zusätzlich nahm das KKG das PASS in den Sicherheitsbericht und in den Betriebsvorschriften auf und das Bedienpersonal wird in einem dreijährigen Rhythmus geschult. Eine weitere Forderung betraf die Ertüchtigung der Probenahmestelle zur Bilanzierung der radioaktiven Iodisotope und Aerosole in der Kaminfortluft bei einem Störfall. Zur Erledigung dieser Forderung erarbeitete das KKG eine Vorschrift für eine Probenahme aus der Fortluft im Bereich des Steigschachtes während Störfällen.

Mit den Anpassungen an dem Personendosimetersystem zur Messung der Hautdosis sind alle Anforderungen der Dosimetrieverordnung erfüllt.

Die im Rahmen der PSÜ vom KKG erstellte Anlagendokumentation „Zusammenstellung von Informationen zur Strahlenschutzmesstechnik“ ist zur Sicherung des langfristigen Wissenserhalts wichtig. Dieses Dokument wurde vom ENSI geprüft. Es wurden Lücken festgestellt, weshalb das ENSI folgende Forderung stellt.

Forderung 5.8-2:

Die Anlagendokumentation ALD-D-39119 „Zusammenstellung von Informationen zur Strahlenmesstechnik“ ist bis 31. Dezember 2012 mit den Messsystemen zur Überwachung der nuklearen Zwischenkühlkreisläufe, des Zwischenkühlkreis nach Leckwasserkühler und nach HD-Kühler, der Dampferzeugerabschlammung, des Hilfsdampfcondensats, des Frischdampfsystems, des Kaltwassersystem, der Gasverzögerungsstrecke (Abgassystem), der Kondensatorevakuierung, der Fremddampfauskopplung für die Kartonfabrik Mondi und die Kartonfabrik Cartaseta sowie der Abluft des Nasslagers hinsichtlich radioaktiver Edelgase und Aerosole zu ergänzen.

Zusätzlich ist die Beschreibung der einzelnen Messeinrichtungen in der Anlagendokumentation mit folgenden Informationen zu ergänzen:

- *Klassierung der Messeinrichtungen*
- *Umgebungsbedingungen, Messmediumsbedingungen, Vergleich mit den Betriebsbedingungen des zu überwachenden Systems*
- *Beurteilung der Auslegung der Probenahme; dazu gehört ihre Repräsentativität, die Gesamtübertragungsraten für Partikel etc.*
- *Angabe der Nachweisgrenze mit den Faktoren für die statistische Sicherheit*
- *Stromversorgung*
- *aktueller Standortplan*

Im Weiteren sind die Methoden zur Bilanzierung der Abgaben radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft und des Abwassers einschliesslich der erreichten Nachweisgrenzen zu dokumentieren.

Aus der vom KKG dargelegten Betriebserfahrung lassen sich folgende Aussagen über den Qualitätszustand der Strahlenschutzmesssysteme ableiten:

- Die Funktionsprüfungen wurden während des Überprüfungszeitraums gemäss den Betriebsvorschriften durchgeführt. Sie ergaben keine wesentlichen Befunde.
- Die vorsorglichen Instandhaltungsmassnahmen und Untersuchungen haben sich bewährt.
- Sämtliche Störungen wurden innerhalb des durch die Technischen Spezifikationen vorgegebenen Zeitintervalls behoben und stellten Einzelfehler dar. Eine zunehmende Tendenz oder Systematik ist nicht erkennbar.

Zusammenfassend hält das ENSI fest, dass die Strahlenschutzmesstechnik der heutigen schweizerischen Gesetzgebung genügt und die Anforderungen des ENSI gemäss Richtlinie HSK-G13 erfüllt, mit Ausnahme der oben angesprochenen Aspekte der Klassierung, Auslegung und Ausführung der Edelgasmonitore und Lücken in der Anlagendokumentation.

Die Strahlenschutzmesstechnik hat im Überprüfungszeitraum zuverlässig gearbeitet. Zum Erhalt dieser guten Bilanz ist es wichtig, dass das KKG deren Ersatz in der nächsten Dekade sorgfältig plant.

5.8.5 Hebezeuge

Im KKG sind an bestimmte Hebezeuge erhöhte Anforderungen an die Betriebssicherheit zu stellen. Damit soll eine mögliche Gefährdung sicherheitsrelevanter Systeme und Komponenten ausgeschlossen werden, wenn es zu Funktionsstörungen oder Beschädigungen an den Hebezeugen kommt. Bei den Hebezeugen handelt es sich insbesondere um:

- den 380-t-/3,5-t-Portalkran
- den Konsolladekran
- den Rundlaufkran im Containment
- die Brennelementhandhabungsmaschinen (z. B. die Lademaschinen im Ladebecken und im Lagerbecken, die Transfereinrichtung vom Ladebecken zum Lagerbecken, die Brennstabwechsellvorrichtung)

Die Hebezeuge sind nach den zum Zeitpunkt der Beschaffung geltenden konventionellen Regeln konstruiert worden, d. h. vor dem zu berücksichtigenden Überprüfungszeitraum. Die Hebezeuge sind keiner mechanischen Sicherheitsklasse zugeordnet. Die elektrischen Komponenten der aufgeführten Hebezeuge sind unklassiert.

Angaben des KKG

Gemäss Betriebserfahrungsbericht unterstehen die oben genannten Hebezeuge und Handhabungsmaschinen für die Brennelemente der periodischen Überprüfung und präventiven Instandhaltung.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI zieht zur Beurteilung der Hebezeuge die Anforderungen der KTA-Regeln 3902²⁵¹ und 3903²⁵², die Verordnung über die sichere Verwendung von Kranen (Kranverordnung, SR 832.312.15) und die Vorgaben der SUVA²⁵³ zur Beurteilung der Kransysteme heran.

Beurteilung des ENSI

Das KKG hat im Rahmen der PSÜ-Unterlagen keine detaillierten Angaben zum Zustand der Hebezeuge, insbesondere der Hebezeuge im Reaktorgebäude und der Handhabungsmaschinen für die Brennelemente, gemacht. Da Funktionsstörungen oder Beschädigungen an bestimmten Hebezeugen auch zu Schäden an klassierten Komponenten führen können, sind für diese Hebezeuge die gleichen Überwachungsanforderungen zu stellen wie für die betroffenen klassierten Komponenten. Die Klassierung der Hebezeuge ist diesbezüglich zu überprüfen. Die klassierten Hebezeuge sind in die Komponentenliste aufzunehmen.

Forderung 5.8-3:

Das KKG hat die sicherheitstechnische Klassierung der Hebezeuge im Reaktorgebäude sowie der Handhabungsmaschinen für die Brennelemente bis zum 31. Dezember 2012 zu überprüfen und die klassierten Hebezeuge in die Komponentenliste aufzunehmen.

5.8.6 Flucht- und Rettungswege

Als Fluchtwege werden diejenigen Wege durch Räume, Türen, Gänge, Treppen, Notausgänge usw. bezeichnet, die im Fall eines Evakuierungsalarms oder bei Erkennen einer Gefahrenlage vom Perso-

nal genutzt werden sollen, um sich in Sicherheit zu begeben. Rettungswege sind sichere Zugangswege für die Wehrdienste und für das Personal der Kernanlage, um bei Vorkommnissen in der Anlage Personenrettungen zu ermöglichen und den Anlagenschutz zu gewährleisten. Räume und Durchgänge in einer Kernanlage erfüllen meist beide Funktionen: Flucht und Evakuierung sowie Rettung und Intervention. Neben den funktionsbedingten Anforderungen sind die Vorgaben der Sicherung und des Strahlenschutzes zu beachten.

5.8.6.1 Fluchtwege

Angaben des KKG

In den Brandschutzplänen für das Reaktorgebäude (Innenraum ZA und Ringraum ZB) sowie für das Reaktorhilfsanlagegebäude ZC, die während des Überprüfungszeitraums revidiert wurden, sind die Fluchtwege in den kontrollierten Zonen des KKG gekennzeichnet. Folgende Angaben sind dem Sicherheitsbericht⁹, dem Betriebserfahrungsbericht⁷ und dem Bericht über die Überprüfung des Zonenkonzepts¹² entnommen.

Im Falle einer Störung in der Anlage während des Leistungsbetriebs, die zu einer fluchtartigen oder angeordneten Räumung des Reaktorgebäudes (ZA) führt, steht dem Personal eine grosse Personenschleuse und eine Notschleuse zur Verfügung. Das Aufnahmevermögen der grossen Personenschleuse gewährleistet eine Evakuierung von bis zu 35 Personen pro Schleusevorgang. Die Personenschleuse führt in das Gebäude ZC. Die Notschleuse mit einem handbetätigten Türantrieb befindet sich auf +18,40 m neben der grossen Transportöffnung und führt in das Gebäude ZB. Das gleichzeitige Durchschleusen ist in der Notschleuse auf 5 Personen begrenzt. Während dem Leistungsbetrieb können somit gleichzeitig insgesamt 40 Personen das Reaktorgebäude fluchtartig verlassen. Beide Schleusen werden von einer Notstromschiene versorgt, können jedoch bei Totalausfall der Stromversorgung von Hand betrieben werden. Während der Revisionsarbeiten ist die grosse Transportöffnung auf +18,40 m üblicherweise geöffnet und kann ebenfalls benutzt werden. Dieser Fluchtweg führt ins Gebäude ZB.

Aus dem Gebäude ZB führen die Fluchtwege einerseits in das Gebäude ZC und auf 0 m über kleine Schleusen nach aussen. Aus Gründen der Sicherung sind alle Notausgänge der Gebäude ZB und ZC als Fluchtschleusen ausgebildet. Die äusseren Türen dieser Fluchtschleusen können nur von aussen vom Wachpersonal, entweder fernbedient oder manuell mit Schlüssel, geöffnet werden. Diese Fluchtschleusen nach aussen bilden gleichzeitig die Zonengrenze. Für das Verlassen der kontrollierten Zonen liegt Strahlenschutzmaterial (Schuhüberzüge und Handschuhe) bei den Zonenübergängen bereit.

Im KKG ist eine Sicherheitsbeleuchtung (auch Fluchtwegbeleuchtung genannt) installiert, die die Beleuchtung von Fluchtwegen und Wartebereichen bei Stromausfall übernimmt. Die Sicherheitsbeleuchtung bleibt bei einem Stromausfall dauernd eingeschaltet. Sie wird im ungesicherten Bereich von gesicherten Schienen und im Notstandsbereich ab der Notstandschaltanlage versorgt.

Das KKG stellt zudem fest, dass keine Fluchtwege von aussen in die kontrollierte Zone hineinführen.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Die vorsorglichen Massnahmen zur Störfallvorsorge sind in Art. 96 Abs. 4 StSV festgelegt. Das Personal muss regelmässig über die Verhaltensregeln instruiert, in den Sofortmassnahmen ausgebildet und mit dem Standort sowie dem Gebrauch der Mittel vertraut gemacht werden.

Gemäss Art. 97 Abs. 2 Bst. b StSV hat der Bewilligungsinhaber dafür zu sorgen, dass alle Personen, die nicht bei der Bewältigung des Störfalls mitwirken, die Gefahrenzone unverzüglich verlassen können.

Die Richtlinie HSK-R-07 hält fest, dass Fluchtwege mit Notausgängen aus der kontrollierten Zone zu markieren sind. Die Gestaltung solcher Notausgänge darf keinen unbefugten Zutritt zur kontrollierten Zone zulassen. Ferner dürfen Fluchtwege nicht durch kontrollierte Zonen und Gebiete mit höherer Einstufung führen. Weitere Anforderungen sind in der HSK-Aktennotiz HSK-AN-1699, Rev. 4²⁵⁴ enthalten.

Beurteilung des ENSI

In den vom KKG eingereichten Unterlagen findet man einige wenige Angaben zu den Fluchtwegen. Ein zusammenfassendes und übersichtliches Fluchtwegkonzept fehlt jedoch. Das ENSI nimmt zur Kenntnis, dass mit der Stromversorgung aus dem gesicherten, unterbruchsfreien Netz eine dauernde Beleuchtung der Fluchtwege gewährleistet ist. Anlässlich der letzten PSÜ wurden die Fluchtwege im KKG von der HSK beurteilt und bestätigt, dass sie die Anforderungen in der Regel erfüllen.²⁵⁵ Gemäss nachgereichten KKG-Dokumenten werden die Fluchtwege periodisch vor Ort unter anderem bezüglich Zugänglichkeit, Kennzeichnung und Markierung kontrolliert. Die Resultate werden in einer Checkliste dokumentiert und Befunde werden abgeklärt und behoben.

Das Verlassen der kontrollierten Zone in einem Notfall erfolgt über Fluchtschleusen, die teilweise während des Überprüfungszeitraums neu erstellt wurden. Bei Überprüfungen anlässlich von Inspektionen konnte sich das ENSI überzeugen, dass diese Räumlichkeiten dem Personal ein sicheres Verlassen des betroffenen Gebäudes unter Berücksichtigung der radiologischen Verhaltensregeln ermöglichen. Die Verbindung mit der Wache ist durch in den Schleusen installierte Gegensprechanlagen gewährleistet. Die Fluchtschleusen sind geeignet eingerichtet, von aussen belüftbar und können nur von aussen geöffnet werden. Aufgrund der positiven, stichprobenweisen Überprüfungsergebnisse seitens des ENSI und der regelmässigen Kontrollen durch das KKG sieht das ENSI momentan keinen Bedarf an Verbesserungsmaßnahmen.

5.8.6.2 Rettungswege für Wehrdienste

Angaben des KKG

Das KKG beschreibt das Konzept sowie die aktuelle Situation der Rettungswege (früher als Interventionswege bezeichnet) in der PSÜ-Zusammenfassung.³ Die grundsätzlichen Anforderungen sind im Brandschutzreglement²³² festgehalten und der genaue Verlauf der Rettungswege ist aus den dem ENSI vorliegenden Brandschutzplänen ersichtlich.

Im Rahmen der Massnahmen gegen Einwirkungen Dritter wurde das KKG in Sicherungszonen eingeteilt. Die Sicherungszonen sind durch bauliche Massnahmen gegenüber der Umgebung abgegrenzt. Durchgänge zu diesen Zonen, welche als betriebliche Durchgänge für Personen- und Materialverkehr im Normalbetrieb und als Durchgänge mit Interventions- oder Fluchtwegs-Funktion bei Störfällen ausgebildet sind, werden als Durchgangspunkte bezeichnet. Die Zutrittskontrolle beinhaltet die Überwachung der Durchgangspunkte sowie die Kontrolle des Personen- und Materialflusses bei den Durchgangspunkten.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Zur Beurteilung des Konzepts der Rettungswege im KKG hat das ENSI die Brandschutzrichtlinie VKF 16-03 „Flucht- und Rettungswege“ der Vereinigung Kantonaler Feuerversicherungen²⁵⁶, den Entwurf der KTA 2102²⁵⁷ und die HSK-Aktennotiz HSK-AN-1699 Rev. 4²⁵⁴ herangezogen.

Beurteilung des ENSI

Die anlässlich der PSÜ 1998 von der damaligen HSK angestossene Verbesserung der Kommunikationseinrichtungen bei der Personenschleuse auf +12 m im Containment wurde in der Zwischenzeit umgesetzt (ENSI-Geschäft 17/08/051, Härtung Zutritt Reaktorhilfsanlagengebäude). Der ebenfalls im Rahmen der PSÜ 1998 mittels Massnahme M1.11 geforderte Untersuchungsbericht zu möglichen Verzögerungen von notwendigen Interventionen des Personals bei einem Unfall mit einem Ausfall der elektrischen Anspeisung der Türsteuerungen wurde vom Betreiber mittels Aktennotiz ANO-B-2000-0004²⁵⁸ erfüllt und von der HSK akzeptiert.²⁵⁹

Die Durchgangspunkte und die Zutrittskontrolle schränken im Normalbetrieb den Zutritt von berechtigten Personen zu den relevanten Anlagenteilen nicht wesentlich ein. Bei einem Störfall ist der Zutritt zu den sicherheitsrelevanten Anlagenteilen selbst bei gestörtem Zutrittskontrollsystem hinreichend schnell möglich. Durch das Schlüsselkonzept des KKG ist auch bei einem Ausfall der Stromversorgung der Zutritt zu den einzelnen Anlagenteilen jederzeit gewährleistet.

Das ENSI hat anhand der eingereichten Unterlagen sowie bei diversen Inspektionen überprüft, ob die Belange der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes in Bezug auf die Rettungswege hinreichend berücksichtigt sind, d. h. die Interventionsmöglichkeiten in die Anlage stets gewährleistet sind.

6 Deterministische Sicherheitsanalyse

Bei Kernanlagen sind gemäss Kernenergieverordnung Schutzmassnahmen gegen Störfälle mit Ursprung innerhalb oder ausserhalb der Anlage zu treffen. Der Auslegung von Kernkraftwerken liegt ein Sicherheitskonzept mit fünf gestaffelten Sicherheitsebenen zugrunde. Betriebsstörungen und Störfälle werden diesen Sicherheitsebenen zugeordnet, wie in der Richtlinie HSK-R-48 dargelegt. Eine Übersicht ist in Tabelle 6.1-1 dargestellt.

Deterministische Störfallanalysen bestehen aus technischen und radiologischen Analysen. Im Allgemeinen werden bei den technischen Störfallanalysen neutronenphysikalische (Kritikalität, Leistung), thermohydraulische (Temperaturen, Drücke, Massenströme) und strukturmechanische Grössen (Spannungen, Dehnungen) berechnet. Radiologische Störfallanalysen bewerten Quellterme, Freisetzungen, Ausbreitungen und Expositionspfade. Die technischen Störfallanalysen im Sinne der Anforderungen der Richtlinie ENSI-A01 und der UVEK-Verordnung SR 732.112.2 werden in Kapitel 6.1 und 6.2 behandelt. Die radiologischen Störfallanalysen im Sinne der Strahlenschutzverordnung, der Richtlinien ENSI-A08 und der ENSI-G14 folgen im Kapitel 6.3.

6.1 Grundlagen deterministischer Störfallanalysen

6.1.1 Grundlegende Anforderungen

Mit deterministischen Störfallanalysen wird das auslegungsgemässe Verhalten der Anlage bei Auslegungsstörfällen für Ereignisse der Sicherheitsebene 3, wie in Tabelle 6.1-1 angegeben, überprüft. Damit wird sichergestellt, dass keine unzulässigen Freisetzungen radioaktiver Stoffe, keine unzulässigen Bestrahlungen von Personen und keine unzulässigen Schäden an der Anlage auftreten. Auslegungsstörfälle treten definitionsgemäss im Häufigkeitsbereich von 10^{-1} pro Jahr bis 10^{-6} pro Jahr auf und werden mit Sicherheitssystemen beherrscht. In Abhängigkeit von der Häufigkeit werden die Auslegungsstörfälle in die Störfallkategorien 1 bis 3 unterteilt. Für jeden Störfall ist nachzuweisen, dass die Schutzziele gemäss Richtlinie HSK-R-48 eingehalten werden. Dies sind die Schutzziele:

- Kontrolle der Reaktivität
- Kühlung der Brennelemente
- Einschluss der radioaktiven Stoffe
- Begrenzung der Strahlenexposition

Die Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2) bezeichnet 1. die Kontrolle der Reaktivität, 2. die Kühlung der Kernmaterialien und der radioaktiven Abfälle, 3. den Einschluss der radioaktiven Stoffe und 4. die Begrenzung der Strahlenexposition als die grundlegenden Schutzziele.

Einzelne auslegungsüberschreitende Störfälle mit einer Eintrittshäufigkeit $H < 10^{-6}$ pro Jahr werden im Hinblick auf die Minimierung des verbleibenden Risikos ebenfalls im Rahmen der deterministischen Störfallanalyse betrachtet.

Tabelle 6.1-1: Überblick über das Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke

Sicherheits-ebene	Störfall-kategorie	Häufigkeit H pro Jahr	Nachweis	Ziel	Schutzziel Kontrolle der Reaktivität	Schutzziel Kühlung der Brennelemente	Schutzziel Einschuss radioaktiver Stoffe	Dosislimite Umgebung ¹	Dosislimite Personal	Grundlage
1			abgedeckt durch deterministische Störfallanalyse	Verhindern von Betriebsstörungen und Störfällen				Q-DRW ²	20 mSv / Jahr	Art. 6, 7, 35 StSV
2				Minimierung der Strahlenbelastung des Personals						Art. 6, 7, 35 StSV Art. 94 Abs. 2 StSV
	1	$10^{-1} \geq H > 10^{-2}$	deterministische Störfallanalyse Sicherheitssysteme bleiben im erforderlichen Umfang wirksam	Einhaltung der Schutzziele: <ul style="list-style-type: none">Kontrolle der ReaktivitätKühlung der BrennelementeEinschluss radioaktiver Stoffe	Unterkritikalität gewährleistet	Wärmeübergang Brennstabhüllrohr → Kühlmittel ausreichend	Integrität von Brennstabhüllrohr, Reaktorkühlkreislauf und Primär-Containment	D ³	50 mSv ⁴ 250 mSv ⁵	Art. 94 Abs. 3 StSV Art. 96 Abs. 5 StSV
3	2	$10^{-2} \geq H > 10^{-4}$			Unterkritikalität gewährleistet	Wärmeübergang Brennstabhüllrohr → Kühlmittel ausreichend	Integrität von Brennstabhüllrohr und Primär-Containment	1 mSv	50 mSv 250 mSv	Art. 94 Abs. 4 StSV Art. 96 Abs. 5 StSV
	3	$10^{-4} \geq H > 10^{-6}$			Unterkritikalität höchstens kurzfristig nicht gewährleistet	Wärmeübergang Brennstabhüllrohr → Kühlmittel nur lokal und kurzzeitig beeinträchtigt	Integrität mindestens einer Barriere (Brennstabhüllrohr, Reaktorkühlkreislauf oder Primär-Containment)	100 mSv	50 mSv 250 mSv	Art. 94 Abs. 5 StSV Art. 96 Abs. 5 StSV
4			PSA	Begrenzung der Auswirkungen durch Einschuss radioaktiver Stoffe oder kontrollierte Freisetzung (interner Notfallschutz)				50 mSv 250 mSv	Art. 96 Abs. 5 StSV Art. 121 Abs. 1 StSV	
5			Notfallschutzbereitschaft	Linderung der radiologischen Konsequenzen in der Umgebung (externer Notfallschutz)				50 mSv 250 mSv	Art. 96 Abs. 5 StSV Art. 121 Abs. 1 StSV Notfallschutzkonzept KomABC	

¹ Dosislimiten für die meistbetroffene Person in der Umgebung

² quellenbezogener Dosisrichtwert pro Jahr nach Art. 7 StSV, konkretisiert in der Richtlinie ENSI-G15

³ zulässige Dosis pro Störfall nach Art. 94 Abs. 3 StSV

⁴ Dosislimite für das zur Eingrenzung und zur Behebung der Störfallfolgen eingesetzte Personal

⁵ Dosislimite zur Rettung von Menschenleben resp. zum Schutz der Bevölkerung

Der Nachweis der Einhaltung der Schutzziele wird durch die deterministische Störfallanalyse erbracht. Es werden diejenigen Störfälle untersucht, welche die maximalen Beanspruchungen an den für die nukleare Sicherheit relevanten Systemen verursachen und die höchsten Anforderungen an die Anlage und die Sicherheitssysteme stellen. Eine definierte Auswahl von Störfallanalysen bildet das abdeckende Spektrum, auf dessen Basis nachgewiesen wird, dass für die Störfallkategorien 1 bis 3 der Sicherheitsebene 3 die Schutzziele eingehalten werden. Die zugehörigen technischen Kriterien sind in der UVEK-Verordnung SR 732.112.2 entsprechend den Störfallkategorien definiert. Die Störfälle des abdeckenden Spektrums werden auch als anforderungsbestimmend bezeichnet (hier im Sinne der Bestimmung der Anforderungen an die Schutzmassnahmen).

Die zu betrachtenden auslösenden Ereignisse für die deterministischen Störfallanalysen ergeben sich aus der Kernenergieverordnung, der UVEK-Verordnung SR 732.112.2 und dem Anhang 2 und 3 der Richtlinie ENSI-A01.

Die periodische Sicherheitsüberprüfung dient unter anderem der Bewertung der Störfallanalysen des abdeckenden Spektrums unter Berücksichtigung der aktuellen Auslegung des Kernkraftwerkes und der gewonnenen Erfahrungen und Erkenntnisse während des Überprüfungszeitraums.

6.1.2 Angaben des KKG und Nachweisführung

Das KKG hat im Rahmen der PSÜ eine deterministische Sicherheitsstatusanalyse (SSA)⁸ eingereicht. Darüber hinaus liegen dem ENSI zur Prüfung der deterministischen Störfallanalysen auch der Sicherheitsbericht⁹, der PSÜ-Betriebserfahrungsbericht⁷, das Konzept für die Durchführung der periodischen Sicherheitsüberprüfung 2008²⁶⁰, die Aufstellung der gültigen Störfallanalysen des Kernkraftwerkes Gösgen-Däniken (Störfallliste)¹⁴⁵, die Zusammenfassung und Bewertung der anforderungsbestimmenden Störfälle des KKG²⁶¹ und eine Zusammenfassung der Ergebnisse der PSÜ³ vor.

Das ENSI prüft und bewertet zunächst die Einflüsse von Anlagenänderungen und den Rückfluss der Betriebserfahrungen aus dem Überprüfungszeitraum 1998 bis 2007 auf die Störfallanalysen. Anschliessend wird das vom KKG dargelegte Ereignisspektrum aufbauend auf der Auswahl der auslösenden Ereignisse und der zugehörigen Störfallkategorisierung im Hinblick auf die Selektion der anforderungsbestimmenden Störfälle bewertet. Die Bewertung erfolgt anhand von qualitativen Plausibilitätsbetrachtungen wie auch anhand eines Vergleichs mit deutschen DWR-Anlagen.²⁶²

Des Weiteren bewertet das ENSI die im Überprüfungszeitraum gewonnenen neuen Erkenntnisse bezüglich der Gefährdungsannahmen bei inneren und äusseren Einwirkungen und deren Einfluss auf die technischen Störfallanalysen.

Das ENSI prüft ebenfalls die Aktualität und Eignung der für die Störfallanalysen verwendeten Rechenprogramme.²⁶³ Die Bewertungen der einzelnen anforderungsbestimmenden technischen Störfallanalysen mit ihren physikalischen und geometrischen Anfangs- und Randbedingungen bilden den Hauptteil in Kapitel 6.2.

6.1.3 Anlagenänderungen und neue Erkenntnisse mit Einfluss auf die Störfallanalysen

Angaben des KKG

Die vorhandenen Störfallanalysen wurden vom Betreiber hinsichtlich der aktuellen Auslegung des Kernkraftwerkes überprüft. Änderungen haben sich durch Nachrüstungen, neue wissenschaftliche

Erkenntnisse, neue Nachweisverfahren und interne wie externe Betriebserfahrungen im Überprüfungszeitraum der PSÜ wie folgt ergeben:

Anlagenänderungen und Neuanalysen

- Im Überprüfungszeitraum wurde die Umrüstung der Druckhalter-Ventilstation (Projekt PISA) durchgeführt. Das Projekt PISA hat zur Neuanalyse der Störfälle „Turbinenschnellabschaltung ohne Frischdampfumleitstation mit Folgefehlern“ und „Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung bei Versagen der Reaktorschnellabschaltung (Anticipated Transient Without Scram, ATWS)“ geführt.
- Ein zusätzliches Kriterium für die Reaktorschnellabschaltung (RESA) „Sekundärdruck in Speisewasserleitung zu hoch“ wurde eingeführt. Das Fehlschliessen einer Frischdampf-Isolationsarmatur wurde in diesem Rahmen neu analysiert. Eine Neuanalyse ist nicht zwingend erforderlich, da ein zusätzliches RESA Kriterium die Konservativität der Störfallanalysen erhöht.
- Der Bruch einer Leitung im Not- und Nachkühlsystem (TH-Leitung) im Ringraum wurde aufgrund der Forderung der letzten PSÜ neu analysiert und in das zu betrachtende Ereignisspektrum aufgenommen.
- Bei Ausfall der externen und internen Wechselstromversorgung (Station Blackout) wurde das Zeitfenster für die sekundärseitigen Notfallmassnahmen berechnet.

Neue Erkenntnisse und Nachweise

- Der Leck-vor-Bruch-Nachweis für das Abreißen einer Hauptkühlmittelleitung wurde im Überprüfungszeitraum vom Betreiber erbracht. Dieser beinhaltet den Ausschluss von Brüchen, die grösser als 0,1 F (Bruchfläche bezogen auf die Querschnittsfläche) sind.
- Neue Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle wurden in die zykluspezifische Kernfreigabe integriert und ab dem Jahr 2005 angewandt.
- Erdbeben

Im KKG sind alle sicherheitsrelevanten Systeme so ausgelegt, dass deren Sicherheitsfunktionen und die Integrität der Ausrüstungen während und nach einem Sicherheitserdbeben (SSE) mit einer Eintrittshäufigkeit von 10^{-4} pro Jahr (Störfallkategorie 3) gewährleistet sind. Die Auslegung der Anlage erfolgte in den 1970er anhand der vertikalen (0,075 g) und horizontalen (0,15 g) Bodenbeschleunigungen am Fels für das SSE.

Die Gefährdungsannahmen für Erdbeben wurden im Rahmen des PEGASOS-Projektes für alle Kernkraftwerke in der Schweiz neu bewertet. Das KKG bewertet die Sicherheit bezüglich des neuen Sicherheitserdbebens mit Hilfe des „Seismic Margin Assessment“ (SMA) Verfahrens. Im Rahmen der SMA-Analyse wurden die Grenzbeschleunigungen ermittelt, bis zu denen die Anlage mit 99 %-iger (84 %-HCLPF, High Confidence of Low Probability of Failure) statistischer Sicherheit sicher abgefahren werden kann. Es wird aus den einzelnen HCLPF-Werten der Komponenten ein so genannter Anlagen-HCLPF Wert gebildet. Für das sichere Abfahren der Anlage wurde der lang andauernde Notstandsfall als Erfolgspfad gewählt. Das KKG kommt zu dem Schluss, dass die Integrität/Funktionsfähigkeit der Sicherheitssysteme selbst bei wesentlich höheren Beschleunigungen als der ursprünglichen Bemessung zugrunde gelegten, nicht in Frage gestellt wird.

- Überflutung

Gemäss aktuellen Untersuchungen im Zusammenhang mit dem Rahmenbewilligungsgesuch für das Neubauprojekt Niederamt kann eine Überflutung des KKG-Geländes bei dem durch starke Regenfälle verursachten Hochwasser der Häufigkeit 10^{-4} /Jahr (korrekt: 10^{-4} /Jahr-Hochwasser) nicht mehr ausgeschlossen werden. Die höchsten zu erwartenden Wasserpegel liegen bis zu 40 cm über dem Niveau des Kraftwerksgeländes von 382,1 m. Derartig extreme Hochwasserereignisse werden gemäss dem KKG mit dem gebunkerten zweisträngigen Notstandssystem beherrscht. In einem solchen Fall ist die Integrität des Reaktor- und des Notstandsgebäudes und der darin untergebrachten Systeme gewährleistet und damit die Möglichkeit sichergestellt, die Anlage auch bei einem unterstellten Einzelfehler in einen sicheren Zustand zu überführen.

- Flugzeugabsturz

Das Reaktorgebäude mit Reaktorkühlkreislauf ist gegen den Aufprall eines Verkehrsflugzeuges ausgelegt. Detaillierte Analysen innerhalb des Überprüfungszeitraums haben gezeigt, dass bezüglich der Beherrschung von Lasten aus einem Flugzeugabsturz erhebliche Auslegungsreserven bestehen. Durch das zusätzliche, auch gegen Flugzeugabsturz ausgelegte, räumlich getrennte Notstandssystem lässt sich die Kernkühlbarkeit auch bei einem Absturz eines grösseren Verkehrsflugzeuges sicherstellen. Ebenfalls können nicht isolierbare Lecks am Reaktorkühlkreislauf innerhalb der Sicherheitshülle mit grosser Wahrscheinlichkeit ausgeschlossen werden.

Beurteilungsgrundlagen

Durch die im Art. 22 Abs. 2 Bst. g KEG geforderte Anpassung der Anlage an den aktuellen Stand der Nachrüsttechnik kann sich die Notwendigkeit ergeben, die ursprüngliche Auslegung einzelner Komponenten der Anlage zu ändern. Die Beurteilung der Sicherheit der Anlage erfolgt auf Basis der UVEK-Verordnung SR 732.112.2 wie auch der Richtlinie ENSI-A01. Zusätzlich wird die Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (UVEK-Verordnung SR 732.114.5) herangezogen.

Beurteilung durch das ENSI

Im Hinblick auf die Konformität der Störfallanalysen mit der aktuellen Auslegung der Anlage werden die Anlagenänderungen, Erkenntnisse und Neuanalysen im Überprüfungszeitraum wie folgt vom ENSI bewertet:

Anlagenänderungen und Neuanalysen:

Das ENSI bestätigt, dass für alle relevanten Anlagenänderungen technische Störfallanalysen durchgeführt wurden. Die Störfallanalysen werden in Kapitel 6.1.5 bewertet.

- Im Rahmen der Umrüstung der Druckhalter-Ventilstation wurde der Störfall „Turbinenschnellabschaltung ohne Frischdampfumleitstation mit Folgeausfällen“ neu analysiert. Dieser wird als Auslegungsstörfall für die Bemessung und den Nachweis des gestaffelten Ansprechens der Druckhalter-Sicherheitsventile (Druckbegrenzungsfunktion) herangezogen. Die Bewertung dieses Störfalls ist in Kapitel 6.2.7 dargestellt. Die Bewertung des auslegungsüberschreitenden Störfalls „Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung bei Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)“ wird in Kapitel 6.2.9 vorgenommen.

- Die Einführung des zusätzlichen Kriteriums für die Reaktorschnellabschaltung (RESA) „Sekundärdruck in Speisewasserleitung zu hoch“ beeinflusst die Störfallanalyse nicht, sondern verschiebt die Anfangs- und Randbedingungen zu konservativeren Werten. Die Reaktorabschaltung erfolgt früher als in den bisherigen Analysen unterstellt.
- Die weiteren Neuanalysen wurden vom ENSI geprüft (siehe Kap. 6.2) oder sind bereits in früheren Verfahren akzeptiert worden^{264,265}. Die neu erstellten Störfallanalysen wurden dem Ereignisspektrum zugefügt oder haben ältere Analysen ersetzt. Das Ereignisspektrum wird im nachfolgenden Kapitel 6.1.5 behandelt.

Neue Erkenntnisse und Nachweise:

- Der Leck-vor-Bruch Nachweis wurde vom Betreiber während des Überprüfungszeitraums erbracht und von der HSK akzeptiert.²⁶⁶ Damit sind Brüche grösser 0,1 F mit grosser Wahrscheinlichkeit ausgeschlossen. Die Analyse der mechanischen Folgen des 2F-Bruches kann gemäss Richtlinie ENSI-A01 aus der Sicherheitsebene 3 entfallen. Trotzdem hat der Betreiber gemäss Richtlinie ENSI-A01, Abs. 4.2.1 c, den Nachweis der Kernnotkühlung im Falle eines unterstellten 2F-Bruchs zu erbringen. Der Störfall wird in Kapitel 6.2.1 bewertet.
- Nach Einführung der neuen Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle²⁶⁷ wurde das zyklus-spezifische Nachweisverfahren für die Kernbeladung vom Betreiber an die neuen Sicherheitskriterien angepasst und von der HSK²⁶⁸ freigegeben. Ein vorgelagertes Sicherheitskriterium ist das Verhindern von Brennstabhüllrohrdefekten für verschiedene Reaktorzustände und wird u. a. zyklusspezifisch auch für den Kühlmittelverluststörfall und den FD-Leitungsbruch nachgewiesen. Die Betriebserfahrung aus dem Brennstoffeinsatz ist im Kapitel 4.5 näher erläutert.
- Erdbeben

Basierend auf den Erkenntnissen aus der Neubewertung der Erdbebengefährdungen für die KKW-Standorte in der Schweiz (PEGASOS) ist gegenüber den früheren Festlegungen (Mitte der 1970er Jahre) auch für den Standort KKG von einer höheren Erdbebengefährdung auszugehen. Die Resultate von PEGASOS werden im zurzeit laufenden Folgeprojekt PEGASOS Refinement Project (PRP) weiter verfeinert. Die Ergebnisse dieses Projektes werden voraussichtlich Ende 2012 vorliegen.

Mit dem SMA-Verfahren stellt der Betreiber einen Ansatz zur Neubewertung der Erdbebenauslegung für die zum Erreichen eines sicheren stabilen Anlagenzustands benötigten Systeme dar. Das Verfahren greift auf die im Rahmen der Erdbeben-PSA durchgeführten Fragility-Analysen (siehe Kap. 7.2.6.2) mit den dazugehörigen HCLPF-Werten für die Komponenten zurück. Die für die SMA abgeleiteten HCLPF-Werte der benötigten Komponenten und Strukturen wurden durch den Betreiber zusätzlich mit Korrekturfaktoren unter Verwendung von Näherungsverfahren beaufschlagt. Diese sollen standortspezifische Gegebenheiten berücksichtigen. Die Bewertung durch das ENSI ergab (siehe Kap. 7.2.6.2), dass die Methodik zur Ableitung der Korrekturfaktoren nicht dem gegenwärtigen Stand von Wissenschaft und Technik entspricht.

Mit dem SMA-Verfahren werden nur die Sicherheitsmargen für die zum Erreichen eines sicheren stabilen Anlagezustands benötigten Systeme analysiert, welche im Notstandsfall benötigt werden. Der Nachweis ist damit nicht für alle sicherheitstechnisch klassierten Anlageteile der

Sicherheitsklassen 1-3 (SK 1-3) erbracht. Weiterhin massgebend ist die Einhaltung der radiologischen und technischen Kriterien in Art. 7 bis 11 der UVEK-Verordnung SR 732.112.2.

Forderung 6.1-1:

Das KKG hat mithilfe anerkannter Methoden zu überprüfen, inwieweit die Auslegung der Anlage den Einwirkungen eines Referenzerdbebens mit einer Häufigkeit von 10^{-3} pro Jahr (Störfallkategorie 2) und eines Sicherheitserdbebens SSE mit einer Häufigkeit von 10^{-4} pro Jahr (Störfallkategorie 3) gemäss den Resultaten des PRP mit ausreichender Sicherheit standhält. Dabei sind für das SSE alle sicherheitstechnisch klassierten Bauwerke der Klasse BK I und Ausrüstungen der Klasse EK I sowie diejenigen Komponenten, welche klassierte Ausrüstungen gefährden können, wie auch die Brennelemente und Steuerstäbe zu berücksichtigen. Für das Referenzerdbeben muss gemäss der Erdbebenklasse EK II und der Bauwerkklasse BK II die Integrität der Ausrüstungen gewährleistet sein. Dies gilt auch für alle Ausrüstungen, welche Aktivität enthalten oder enthalten können (siehe Anhang 4 Absatz 3.1 d KEV). Hierfür ist ein Konzept zu erstellen, in dem das Überprüfungsverfahren, die verwendeten Methoden, gegebenenfalls beauftragte Experten und verbindliche Termine für die einzelnen Überprüfungs-schritte festzulegen sind. Das Konzept ist unter Beachtung der Forderungen 6.3-6 und 7.2-1 dem ENSI bis ein Jahr nach Vorliegen der Ergebnisse der PRP zur Abstimmung einzureichen.

- Überflutung

Bisher lag dem Hochwasserschutz des KKG der Auslegungsgrundsatz zugrunde, dass durch eine ausreichend hohe Aufschüttung des Kraftwerksgeländes eine Überflutung ausgeschlossen werden kann (Konzept des trockenen Standorts). Darüber hinaus sind sicherheitstechnisch relevante Gebäudeteile, die unterhalb der Geländeoberkante liegen, abgedichtet. Erkenntnisse aus Untersuchungen, die im Rahmen des Neubauprojekts KKN durchgeführt wurden, haben dazu geführt, dass sich die Gefährdungsannahmen für den Nachweis eines ausreichenden Hochwasserschutzes verschärft haben.

Das ENSI hat daher vorgängig das KKG aufgefordert²⁶⁹, bis zum 31. Dezember 2010 auf der Grundlage dieser neuen verschärften Gefährdungsannahmen ein umfassendes Konzept zum Hochwasserschutz zu erstellen. Das KKG hat zu zeigen, dass auch weiterhin das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge erhalten bleibt und alle in den Art. 7 bis 11 der UVEK-Verordnung SR 732.112.2 genannten Nachweiskriterien erfüllt werden.

Mit Brief von 23. Dezember 2010 wurde das Konzept „Nachweisführung für den Hochwasserschutz des KKG“ dem ENSI eingereicht.

- Flugzeugabsturz

Die HSK hat im Jahre 2003 zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlichen Flugzeugabsturz Stellung genommen.²⁷⁰ Das KKG ist gegen einen Aufprall bei allen untersuchten Geschwindigkeiten so gut geschützt, dass ein Durchstanzen des Reaktorgebäudes nicht möglich ist. Die Anlage verfügt somit gegen den Aufprall über einen Vollschutz. Die probabilistischen Untersuchungen für ein Spektrum von möglichen Flugzeugtypen und Anfluggeschwindigkeiten weisen aus, dass die Wahrscheinlichkeit für eine Freisetzung von Radioaktivität aufgrund eines Flugzeugabsturzes sehr gering ist.

6.1.4 Berücksichtigung von Regelwerksänderungen

Angaben des KKG

Die Anlage wurde gegen die gesetzlich geforderten auslösenden Ereignisse, die zu einer Betriebsstörung oder einem Störfall führen können, ausgelegt. Das Spektrum der analysierten Störfälle wurde durch den Bewilligungsinhaber aufgrund der zu erwartenden Häufigkeit in Störfallkategorien gegliedert. Grundlage für die Einteilung der Störfälle ist die Störfallhäufigkeit aus der anlagespezifischen probabilistischen Sicherheitsanalyse. Die für die Einteilung der Störfälle massgebende Häufigkeit ergibt sich aus dem Produkt der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses und der bedingten Wahrscheinlichkeit eines Einzelfehlers in einem der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Sicherheitssysteme. Der Betreiber reichte hierzu bei der HSK die in Störfallgruppen untergliederten Störfälle gemäss Richtlinie HSK-R-100 in der KKG-Störfallliste¹⁴⁵ ein. Die jeweiligen Störfallanalysen wurden gemäss der für den Überprüfungszeitraum gültigen Richtlinie HSK-R-100 durchgeführt.

Beurteilungsgrundlagen

Die Bewertung des ENSI wird auf Basis der nach Einreichung der periodischen Sicherheitsüberprüfung in Kraft getretenen UVEK-Verordnung SR 732.112.2 und der Richtlinie ENSI-A01 durchgeführt. Ferner werden der Bewertung der Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse die Anforderungen der Richtlinie ENSI-A05 zugrunde gelegt.

Beurteilung durch das ENSI

Der vom KKG eingereichte Bericht „Klassierung von Störfällen“²⁷¹ wurde im Jahr 2005 von der HSK akzeptiert.²⁷²

Bei Einreichung der SSA hat das KKG die damals noch gültige Richtlinie HSK-R-100 für die Störfallkategorisierung angewandt. Die Richtlinie HSK-R-100 wurde im Jahr 2009 durch die Richtlinie ENSI-A01 in Verbindung mit der UVEK-Verordnung SR 732.112.2 ersetzt und regelt neu die Anforderungen, den Umfang, die Methodik und die Randbedingungen an die technischen Störfallanalysen. Beispielsweise ist neuerdings der Nachweis des ausreichenden Wärmeübergangs von den Brennstab-Hüllrohren zum Kühlmittel in der Störfallkategorie 2 zu erbringen. Ebenfalls neu ist, dass die Störfallkategorisierung aufgrund der Unterstellung eines Einzelfehlers dazu führen kann, dass zusätzlich Analysen ohne Einzelfehler erforderlich werden.

Forderung 6.1-2:

Das KKG wird aufgefordert, die deterministischen Störfallanalysen systematisch auf Konformität und Vollständigkeit bezüglich der Richtlinie ENSI-A01 und der UVEK-Verordnung SR 732.112.2 zu prüfen. Darauf aufbauend ist die Störfallkategorisierung, dargestellt in dem KKG-Bericht „Klassierung von Störfällen“ [BER-D-16314 v1], bis zum 31. Dezember 2013 zu revidieren. Der zusammenfassende Bericht über die „Aufstellung der gültigen Störfallanalysen des Kernkraftwerkes KKG“ [ALD-D-38664 v1] ist bis zu diesem Termin ebenfalls zu aktualisieren. Die Ergebnisse der Kategorisierung und der Aufstellung der Störfallanalysen sind nachvollziehbar und übersichtlich zusammenzufassen und hinsichtlich der geänderten technischen Kriterien zu bewerten.

6.1.5 Ereignisspektrum anforderungsbestimmender Störfälle

Angaben des KKG

Das Spektrum der technischen und radiologischen Störfälle wird in der eingereichten deterministischen Sicherheitsstatusanalyse (SSA) in insgesamt 19 Ereignisgruppen unterteilt. Diese sind nach den auslösenden Ereignissen gruppiert und umfassen bereits vorhandene Störfallanalysen wie auch Neuanalysen, welche sich aufgrund von Anlagenänderungen, neuen Erkenntnissen und Erfahrungen im Zeitraum seit der letzten PSÜ ergaben. Aus den 19 Ereignisgruppen wird ein anlagespezifisches abdeckendes Ereignisspektrum (Auswahl der anforderungsbestimmenden Störfälle der Anlage) abgeleitet und bewertet. Dieses ist aus Tabelle 6.1-2 ersichtlich.

Tabelle 6.1-2: Ereignisspektrum anforderungsbestimmender Auslegungsstörfälle

	Störfall- kategorie	in Analyse berücksichtigt:			Bewertung des ENSI in Kap.
		Einzelfehler (EF)		Notstromfall	
		ohne	mit		
doppelendiger Bruch (2F) einer Hauptkühlmittellei- tung	3		X	X	6.2.1
kleine und mittlere Lecks/ Brüche am Reaktorkühl- kreislauf	3		X	X	6.2.2
Dampferzeugerheizrohr- bruch mit Notstromfall	3		X	X	6.2.3
Bruch einer Frischdampf- leitung innerhalb der Si- cherheitshülle	3		X		6.2.4
Bruch / Leck einer Spei- sewasserleitung zwischen Dampferzeuger und Rückschlagarmatur	3		X		6.2.5
Steuerelementauswurf	2	X		-	6.2.6
Turbinenschnellschluss ohne FDU	3		X	-	6.2.7
Notstandsfall	4 auslegungs- überschreitend		X	X	6.2.8

Auslegungsüberschreitende Störfälle werden im Hinblick auf die Minimierung des verbleibenden Risikos betrachtet oder sind abdeckend für andere Störfälle der Sicherheitsebene 3 wie beispielsweise

der Notstandsfall. Ziel der Nachweisführung ist die Beherrschbarkeit auslegungsüberschreitender Störfälle mit Mitteln des anlageinternen Notfallschutzes.

Beurteilungsgrundlagen

Der Schwerpunkt der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse liegt in dem Nachweis, dass ein abdeckendes Spektrum von Auslegungsstörfällen durch die Sicherheitseinrichtungen des Kernkraftwerkes wirksam und zuverlässig so beherrscht wird, dass die für die Sicherheitsebene 3 geforderten technischen Kriterien der UVEK-Verordnung SR 732.112.2 und Dosisgrenzwerte gemäss Strahlenschutzverordnung eingehalten werden.

Die neue Richtlinie ENSI-A01, Punkt 5 e, fordert technische Analysen ausgewählter auslegungsüberschreitender Störfälle. Diese sind der Sicherheitsebene 4 zugeordnet.

Beurteilung durch das ENSI

Das ENSI hat das abdeckende Spektrum wie auch die Einteilung in die Ereignisgruppen geprüft und kommt zum Schluss, dass die in den 19 Ereignisgruppen angegebenen Störfälle alle die nach Art. 8 KEV geforderten auslösenden Ereignisse umfassen. Das abdeckende Störfallspektrum für die abgeleiteten Störfälle wurde korrekt ermittelt (s. Tab. 6.1-2).

Der lang dauernde Notstromfall (mindestens 10 Stunden), d. h. der Störfallablauf beim Ausfall der externen Stromversorgung, wird in der SSA zusätzlich als anforderungsbestimmender Störfall identifiziert. In der Zusammenfassung und Bewertung der Ergebnisse der gültigen Störfallanalyse für die anforderungsbestimmenden Störfälle wird vom KKG ausgeführt, dass dieser durch den Notstandsfall abgedeckt ist. Dieser Wertung schliesst sich das ENSI an, da für den Notstandsfall nur die beiden Notstanddiesel zur Verfügung stehen. Hingegen stehen für den Notstromfall zusätzlich vier Notstromdiesel bereit.

Wie bereits in Kapitel 6.1.3 näher ausgeführt, gehört der 2F-Bruch der Hauptkühlmittelleitung der auslegungsüberschreitenden Sicherheitsebene 4 an. Der Betreiber hat jedoch gemäss Richtlinie ENSI-A01 auch den Nachweis der Kernnotkühlung im Falle eines unterstellten 2F-Bruchs zu erbringen. Deshalb gehört der 2F-Bruch zum Ereignisspektrum anforderungsbestimmender Auslegungsstörfälle, welche in Kapitel 6.2.1 bis 6.2.8 im Detail bewertet werden.

Ein Teil der in der Richtlinie ENSI-A01 angegebenen auslegungsüberschreitenden Störfälle sind bereits in der SSA enthalten und bewertet. Die SSA beinhaltet den Störfall *ATWS mit Ausfall Hauptspeisewasser* und den *Station Blackout*. Beide Störfälle werden in Kapitel 6.2.9 und 6.2.10 dieser Stellungnahme bewertet. Es wird darauf hingewiesen, dass alle in der Richtlinie ENSI-A01 genannten Störfälle Bestandteil der Forderung 6.1-2 dieser Stellungnahme sind.

6.1.6 Sicherheits- und Systemfunktionen

Zur Gewährleistung der übergeordneten Schutzziele (s. Kap. 2.2) bei anforderungsbestimmenden Auslegungsstörfällen bedarf es der Erfüllung einer oder mehrerer Sicherheitsfunktionen. In der Regel stehen zur Aufrechterhaltung einer Sicherheitsfunktion wiederum mehrere Systemfunktionen zur Verfügung. Unter Systemfunktionen sind Funktionen zu verstehen, die von Systemen ausgeführt werden, wie bspw. die Boreinspeisung durch das Volumenregelsystem, das Zusatzboriersystem oder das Not- und Nachkühlsystem. Diese Systemfunktionen dienen der Sicherheitsfunktion „Sicherstellen der Unterkritikalität“ zur Gewährleistung des Schutzziels „Kontrolle der Reaktivität“ (s. a. Tab. 6.1.3). Sys-

temfunktionen können mehrere Einzelfunktionen umfassen, wie z. B. Messwertaufnahme, Messsignalverarbeitung, Logiksignalverarbeitung und -weiterleitung (Leittechnikfunktionen), Auslösefunktion und Zustandsrückmeldung.

6.1.6.1 Kategorisierung von Systemfunktionen

Angaben des KKG

Das KKG hat in der SSA die identifizierten anforderungsbestimmenden Auslegungsstörfälle (s. Kap. 6.1.5) hinsichtlich der zur Sicherstellung der jeweilig gefährdeten Schutzziele notwendigen Sicherheitsfunktionen analysiert. Dabei wurden die Systemfunktionen entsprechend ihrer Bedeutung und zeitlichen Dringlichkeit zur Erfüllung der jeweiligen Sicherheitsfunktionen in fünf verschiedene Kategorien eingestuft. Diese sind K1 und L1 für kurzfristig (< 30 Minuten; 30-Minuten-Kriterium gemäss Art. 10 Abs. 1 Bst. f KEV) bzw. langfristig (> 30 Minuten) notwendig, K2 und L2 für kurzfristig bzw. langfristig günstig sowie K3 für kurzfristige Anforderung aber sicherheitstechnisch irrelevant. Tabelle 6.1-3 zeigt eine Übersicht über die vom KKG vorgenommene Kategorisierung der Systemfunktionen und deren Zuordnung zu den Sicherheitsfunktionen bei anforderungsbestimmenden Auslegungsstörfällen.

Beurteilungsgrundlage

Das ENSI hat die Einstufung der Systemfunktionen anhand eines Vergleichs der SSA des KKG mit denen ähnlicher deutscher Kernkraftwerke überprüft. Aus Sicht des ENSI ist bei der Beurteilung der vom KKG vorgenommenen Einstufung entscheidend, ob die den Kategorien K1 oder L1 zugeordneten Systemfunktionen übereinstimmen und wie etwaige Unterschiede zu begründen sind.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat die vorgenommene Einstufung geprüft und kommt zu dem Schluss, dass die Kategorisierung der Systemfunktionen vom KKG weitgehend mit denen der Vergleichsanlagen übereinstimmt. Grundsätzlich erachtet das ENSI die durchgeführte Kategorisierung als korrekt und den Umfang der einbezogenen Systemfunktionen als umfassend.

Die beim Vergleich identifizierten Unterschiede sind in der Regel in anlagenspezifischen Besonderheiten begründet. Teilweise sind sie aber auch auf das betrachtete Spektrum anforderungsbestimmender Störfälle sowie unterschiedliche Annahmen bezüglich zusätzlicher Fehler zurückzuführen. Ein wesentlicher Unterschied in der Einstufung wurde bei der nachfolgend diskutierten Systemfunktion „100 K/h-Abfahren“ festgestellt. Eine weitere, nachfolgend diskutierte Systemfunktion („Teilabfahren“) wird, abweichend von den Vergleichsanlagen, in der SSA vom KKG nicht behandelt.

Tabelle 6.1-3: Kategorisierung von Sicherheits- und Systemfunktionen gemäss dem KKG

Schutzziele	Sicherheitsfunktionen	vorhandene Systemfunktionen	Anlagendynamisch anforderungsbestimmende Störfälle										Bemerkung
			Großes Leck im PKL	Mittleres Leck im PKL	Kleines Leck im PKL	Dampferzeugerheizrohrleck	FD-Leck innerhalb RSB	Bruch/Leck Speisewasserleitung zw. DE und Rückschlagarmatur	Notstandsfall	Steuerelementauswurf	Notstromfall	TUSA ohne FDU	
1 Kontrolle der Reaktivität													
Reduzierung der erzeugten Wärme, Sicherstellung Unterkritikalität	inhärente Rückkopplung	K1	K1	K2	-	K1	K1	-(K1)	K1	K2	K2		
	Steuerelement-Einwurf	-	-	-	-	-	-	-	-	-	K2		
	RESA	K2	K2	K1	K1	K1	K1	K1	K1	K1	K1		
	Boreinspeisung Volumenregelsystem TA	-	-	L2 (-)	L2	L2	L2	U	L2	L2	L2		
	Boreinspeisung Zusatzboriersystem TA 81/82	K3	K3	K2 (-)	K2/L1	K2/L1	K2/L1	K2/L1	L1	L1	-		
	Boreinspeisung Not- und Nachkühlsystem TH	K1	K1	K1	K2	K2	K2	U	-	-	-		
	Absperrung DE-Bespeisung RL/RR/RS/RX	L1*	L1*	L1* (-)	K2*/L1*	K2*/L2*	K2*/L2*	-	-	-	-		
	FD-Abschluss	-	-	-	-	K2*/L2*	K2*/L2*	K2	-	-	-		
	Abschaltung Hauptkühlmittelpumpen	K3	K3	K2	K3	K3	K3	-(K2)	-	-	-		
Handmassnahmen z. langfr. Sicherstellen d. Unterkrit.	-	L1	L1	L1*	-	-	-	-	-	-			
2 Kühlung der Brennelemente													
2.1 Sicherstellung des Wasserinventars													
im Reaktorkühlkreislauf	Primärkühlmittelergänzung	Einspeisung Volumenregelsystem TA	U	U	K2(U)	K2/L2	U(K2)	W(U)	U	-	K2/L2	-	
		Einspeisung Zusatzboriersystem TA 81/82	K3	K3	K2(-)	K2/L2	K2	K2	K2/L1	-	L1	-	
		HD-Sicherheitseinspeisung	K2	K2/K1	K1	K2/L1	K2	K2	U	-	-	-	
		Druckspeichereinspeisung	K1	K2	L2	-	-	-	-	-	-	-	
		ND-Einspeisung aus Flutbehältern	K1	K1	L2	-	-	-	-	-	-	-	
		ND-Einspeisung aus Sumpf	K1	K1/L1	L1	-	-	-	-	-	-	-	
	Minimierung Primärkühlmittelverlust	DH-Sprühung	-	-	-	L2	-	-	-	-	-	-	
		DH-Hilfs- und Kaltsprühung	-	-	-	K2/L1	-	-	-	-	-	-	
		Ausschalten DH-Heizung	-	-	-	K2	-	-	-	-	-	-	
		Systemeigene Absperrarmatur ZU	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
		Gebäudeabschluss (GBA)	K3	K3	K3	-	K3	K3	U/L2	-	-	-	
		Primärkreislaufabschluss (PKA)	K3	K3	K3	K3	K3	K3	K1	-	-	-	
		Abschaltung Hauptkühlmittelpumpen	K3	K2	K2	K3	K3	K3	-(K2)	-	-	-	
		FD-Abschluss	-	-	-	L2*	-	-	-	-	-	-	
		Abschaltung Sicherheitseinspeisepumpen	-	-	-	L1	-	-	-	-	-	-	
		Dampferzeugerbespeisung	Bespeisung mit Hauptspeisepumpen RL	K3	K3	W(U)	W	U	U(W)	U	K2	U	W
			Bespeisung mit An-/Abfahrpumpen RR	K3	K3	-(K2)	-(K2)	K2	K2	U	K2	K2	K2
			Bespeisung mit Notspesepumpen RS	-	-	-(K1)	-(K1**)	K1**	K1**	U	K1/L1	K1	K1
Bespeisung mit Notstandsnotspesepumpen RX	-		-	-(K2)	-(K2**)	K2**	K2**	K1	K2	K2	K2		
Minimierung Wasser-/Dampfverlust aus Sekundärkreislauf	FD-Abschluss		-	-	-	-	K2	K2(L2*)	K2	-	-	-	
	Abschaltung/Absperrung Hauptspeisepumpen		-	-	-	-	K2	K2	-	-	-	-	
	Absperrung Volllastkopf u. Sekundärkreisabschluss(SKA)-Armatur		-	-	-	-	K2*	K2*/L2*	K2	-	-	-	
	Absperrung Schwachlastkopf		-	-	-	-	K2*	K2*	-	-	-	-	
	Absperrung Notbespeisung RS	-	-	-	-	K2*	K2*	-	-	-	-		
	Absperrung Notstandsnotbespeisung RX	-	-	-	-	K2*	K2*	-	-	-	-		
	Absperrung DE-Abschlammung RZ	-	-	-	-	K2	K2	K1	-	-	-		

Schutzziele	Sicherheitsfunktionen	vorhandene Systemfunktionen	Anlagendynamisch anforderungsbestimmende Störfälle										Bemerkung
			Großes Leck im PKL	Mittleres Leck im PKL	Kleines Leck im PKL	Dampferzeugerheizrohrleck	FD-Leck innerhalb RSB	Bruch/Leck Speisewasserleitung zw. DE und Rückschlagarmatur	Notstandsfall	Steuerelementauswurf	Notstromfall	TUSA ohne FDU	
2 Kühlung der Brennelemente													
2.2 Sicherstellung der Integrität													
des Reaktorkühlkreislaufs	Primärseitige Druckbegrenzung	Abschaltung DH-Heizung	-	-	-	-	-	-	-	K2	K2	-(K2)	
		DH-Sprühung	-	-	-	-	-	-	U	K2	U	-(K2)	
		DH-Hilfssprühung	-	-	-	-	-	-	U	K2	K2	-(K2)	
		Abblasen über DH-Sicherheitsventil	-	-	-	-	-	-	-	-	-	K2	
des Sekundärkreislaufs	DE-Überspeisungsabsicherung	DE-Füllstandsregelung Speisewassersystem	U(K2)	U(K2)	U(K2)	K2	U(K2)	U(K2)	U(K2)	K2	K2	K2	
		Schliessen Vollastregelventil	K2	K2	K2	K2	K2	K2	U(K2)	-	K2	K2	
		Abschaltung/Absperrung Hauptspeisepumpen	U(K2)	U(K2)	U(K2)	K2	K2	U(K2)	-(K2)	-	-	-	
		Absperrung Vollastkopf und SKA-Armatur	K1	K1	K1*	K1*	L1*(K1*)	L1*(K1*)	K1*	-	-	K1*	
		Absperrung Schwachlastkopf	K1	K1	K1*	K1*	L1*(K1*)	L1*(K1*)	K1*	-	-	K1*/L1*	
		Notspeiseregulation	-	-	U(K2)	K2	U(K2)	U(K2)	-	-	-	-	
		Absperrung Notbespeisung RS	-	-	K1*	K1*	K1*	K1*	-	-	-	-	
		Notstandsnotspeiseregulation	-	-	U(K2)	K2	U(K2)	U(K2)	K1	-	-	-	
		Absperrung Notstandsnotbespeisung RX	-	-	L1*	L1*	L1*	L1*	-	-	-	-	
Abschaltung Sicherheitseinspeisepumpen	-	-	-	L1	-	-	-	-	-	-			
der Sicherheits-hülle	Druckbegrenzung in der Sicherheits-hülle	FD-Abschluss	-	-	-	-	K2/L2*	K2/L2*	-	-	-	-	
		Absperrung DE-Bespeisung RL/RR/RS/RX	-	-	-	-	K2/L2*	K2/L2*	-	-	-	-	
		Nachkühlung (Nachkühl-/Sumpfbetrieb)	L1	L1	L1	-	L1	L1	-	-	-	-	
2 Kühlung der Brennelemente													
2.3 Wärmeabfuhr													
aus dem Reaktorkühlkreislauf	Primärseitige Wärmeabfuhr	Hauptkühlmittelpumpen in Betrieb	U	U	U	W(U)	U	U	U	K2	U	W	
		Wärmetransport über Naturumlauf	-	-	K1	-(K1)	K1	K1	K1	K1	K1	K1	
		Absperrung Druckspeicher	-	-	L2	L2	-	-	-	-	-	-	
		Nachkühlung (Nachkühlbetrieb)	L2	L2	L2	L1	L1	L1	U	L1	L1	L1	
		Nachkühlung (Sumpfbetrieb)	K2/L1	K2/L1	L1	-	-	-	-	-	-	-	
		Notstandsnachkühlung	-	-	-	-	-	-	L1	-	-	-	
aus dem Sekundärkreislauf	Sekundärseitige Wärmeabfuhr	FD-Maximaldruckbegrenzung (FDU)	K3	K3	U(K2)	U(K2)	U	U(K2)	U	K2	U	U	
		Abfahren über FD-Umleitstation (FDU)	-	-	U(L2)	U(L2)	-	L2**	-	L2	U	U	
		Abfahren über FD-Abblasregelventile	-	-	-	L1**	L1**	L1**	L1	L1	L1	L1	
		100 K/h-Abfahren über FD-Abblasregelventile	-	-	L1	-(L2)	-	-	-	-	L2	L2	Forderung 6.1-3
		Abblasen über FD-Sicherheitsventile	-	K3	K1	-(K1)	K1**	K1**	K1	K1	K1	K1	
aus dem BE-Lagerbecken	BE-Beckenwärmeabfuhr	BE-Beckenkühlung über dritten Beckenkühlstrang	K2/L1	K2/L1	L2/L1	L1	L1	L1	U	L1	L1	L1	
		BE-Beckenkühlung über Nachkühlpumpe oder Notstandsnachkühlpumpe	L2	L2	L2	L2	L2	L2	L1	-	L2	L2	

Schutzziele	Sicherheitsfunktionen	vorhandene Systemfunktionen	Anlagendynamisch anforderungsbestimmende Störfälle										Bemerkung
			Großes Leck im PKL	Mittleres Leck im PKL	Kleines Leck im PKL	Dampferzeugerheizrohrleck	FD-Leck innerhalb RSB	Bruch/Leck Speisewasserleitung zw. DE und Rückschlagarmatur	Notstandsfall	Steuerelementauswurf	Notstromfall	TUSA ohne FDU	
3 Aktivitätsrückhaltung													
Begrenzung der Aktivitätsabgabe an die Umgebung													
	Aktivitätseinschluss Reaktorsicherheitsbehälter	betriebl. Lüftungsabschluss	K2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
		GBA Lüftung der Sicherheitshülle	K1	-	-	K3	-	-	-	-	-	-	
		GBA allgemein	K2	-	-	K3	-	-	-	-	-	-	
		PKA	K3	-	-	K3	-	-	-	-	-	-	
	Aktivitätseinschluss Ringraum	Lüftungsabschluss Ringraum	K2	-	-	K3	-	-	-	-	-	-	
		Ringraumabsaugung	K2	-	-	K3	-	-	-	-	-	-	
	Aktivitätseinschluss Dampferzeuger	FD-Abschluss	-	-	-	L1*	-	-	-	-	-	-	
		Absperrung FD-Abblasestation	-	-	-	K2/L2 (L1*)	-	-	-	-	-	-	
		Absperrung DE-Bespeisung	-	-	-	L1*(K1*)	-	-	-	-	-	-	
		Absperrung DE-Abschlammung RZ	-	-	-	L2*	-	-	-	-	-	-	

Legende:

- K1 kurzfristige Anforderung (< 30 min.), zur Störfallbeherrschung notwendig
- K2 kurzfristige Anforderung (< 30 min.), sicherheitstechnisch vorgelagert, günstig
- K3 kurzfristige Anforderung (< 30 min.), sicherheitstechnisch nicht relevant
- L1 langfristige Anforderung (> 30 min.), zur Störfallbeherrschung notwendig
- L2 langfristige Anforderung (> 30 min.), sicherheitstechnisch vorgelagert, günstig
- */** nur in dem betroffenen / nicht betroffenen Strang

6.1.6.1.1 Systemfunktion „100 K/h-Abfahren“

Angaben des KKG

Bei einem kleinen Leck im RKL ist die alleinige Wärmeabfuhr über die Leckausströmung und durch die Einspeisung von kaltem boriertem Deionat für die Kernkühlung nicht ausreichend. Es ist daher langfristig notwendig (L1, > 30 min) über die Sekundärseite mit 100 K/h abzufahren, um sicherzustellen, dass der Druck im RKL 10 bar und damit den maximalen Einspeisedruck der Nachkühlpumpen unterschreitet, bevor nach der Entleerung der Flutbecken der Reaktordruckbehälter (RDB)-Füllstand unter Kernoberkante fällt. Eine ausreichende Kühlung des Reaktorkerns ist auch bei einem begrenzten Füllstandsabfall im RDB gegeben.

Beurteilungsgrundlage

Zur Beurteilung der Einstufung der Systemfunktion „100 K/h-Abfahren“ hat das ENSI einen Vergleich des KKG mit ähnlichen deutschen Anlagen durchgeführt. Entsprechend Art. 10, Abs. 1, Bst. f KEV müssen Sicherheitsfunktionen derart automatisiert sein, dass bei Störfällen keine sicherheitsrelevanten Eingriffe des Personals innerhalb der ersten 30 Minuten nach dem auslösenden Ereignis erforder-

lich werden (Art. 8 KEV). Daraus folgt, dass der Kategorie „kurzfristig notwendig“ (K1) zugeordnete Sicherheitsfunktionen automatisiert sein müssen.

Beurteilung des ENSI

Im Gegensatz zum KKG ist in den Vergleichsanlagen die Systemfunktion „100 K/h-Abfahren“ der Kategorie „kurzfristig notwendig“ (K1) zugeordnet und automatisiert. Durch das automatisierte Einleiten des schnellen sekundärseitigen Abfahrens der Anlage mit 100 K/h innerhalb der ersten 30 Minuten soll bei einem kleinen Leck im RKL sichergestellt werden, dass der Kühlmitteldruck vor der Entleerung der Flutbecken 10 bar unterschreitet und so direkt die Kühlmittelergänzung durch die Nachkühlpumpen vor der Umstellung auf Sumpfbetrieb übernommen werden kann.

Im Schweizer Regelwerk besteht keine Forderung, eine kontinuierliche, unterbrechungslose Kühlmittelergänzung zu gewährleisten. Entscheidend ist der Nachweis einer ausreichenden Kernkühlung, der mit der momentan im KKG bestehenden Lösung, das 100 K/h-Abfahren nach Anstehen der Sicherheitsgefahrenmeldung „Kleines Leck“ von Hand zu starten, erbracht werden kann. Eine Automatisierung des 100 K/h-Abfahrens ist aus Sicht des ENSI nicht zwingend erforderlich-konservativ und, entspricht aber dem Stand der Nachrüsttechnik und entlastet die Operateure.

Das KKG hat sich dazu verpflichtet, die Automatisierung des 100 K/h-Abfahrens in dem anstehenden Ersatz des Reaktorschutzsystems durchzuführen. Entsprechend der Forderung 6.1-3 ist im Vorfeld zu prüfen, welche Relevanz einer Fehlauflösung dieser Systemfunktion insbesondere im Notstandsfall zukommt, um zu entscheiden, ob diese Funktion im ungesicherten oder im gesicherten Bereich des Reaktorschutzsystems unterzubringen ist.

Das ENSI geht davon aus, dass das KKG nach der geplanten Nachrüstung die Kategorisierung der Systemfunktion „100 K/h-Abfahren“ konsistenzhalber in „kurzfristig notwendig“ (K1) ändert.

6.1.6.1.2 Systemfunktion „Teilabfahren“

Angaben des KKG

Bei Ausfall der Hauptwärmesenke werden innerhalb kürzester Zeit Anregekriterien zur automatischen RESA-Auslösung und der Ansprechdruck der Frischdampfsicherheitsventile (FD-SiV), der bei 87,3 bar_ü liegt, erreicht. Solange keine Handmassnahmen durchgeführt werden, erfolgt die sekundärseitige Wärmeabfuhr über die FD-SiV. Daher ist die Abblaseregulierung möglichst bald von Hand in Betrieb zu nehmen, um den Druck in den Dampferzeugern (DE) über die Abblaseregulventile abzusenken und damit das Ansprechen der FD-SiV im Hinblick auf ein fehlerhaftes Offenbleiben zu beenden. Diese Vorgehensweise ist in der entsprechenden Störfallvorschrift des KKG innerhalb der ersten Schritte zur Störfallbearbeitung festgelegt. Die Abblaseregulierung wird vom Hauptkommandoraum aus eingeschaltet. Die Abblaseregulventile können auch direkt von der Notsteuerstelle aus bedient werden.

Beurteilungsgrundlage

Zur Beurteilung der Einstufung der Systemfunktion „Teilabfahren“ hat das ENSI einen Vergleich des KKG mit ähnlichen deutschen Anlagen durchgeführt. Gemäss Richtlinie R-101 müssen die zur Beherrschung externer, nicht-naturbedingter Einwirkungen benötigten Systemfunktionen mindestens während 10 Stunden automatisch und autark erfüllt werden können. Diese Anforderung gilt im KKG insbesondere für das Notstandssystem.

Beurteilung des ENSI

Im Rahmen der SSA wird vom KKG die Systemfunktion „Teilabfahren“, die der Sicherheitsfunktion „sekundärseitige Druckabsicherung“ zuzuordnen ist, nicht betrachtet. Die Systemfunktion „Teilabfahren“ dient dem Ziel, die Ansprechhäufigkeit der FD-SiV und damit die Wahrscheinlichkeit eines fehlerhaft offen bleibenden FD-SiV zu reduzieren. In den Vergleichsanlagen ist diese Systemfunktion als kurzfristig notwendig (K1) eingestuft und daher automatisiert. Damit ist gewährleistet, dass im Anforderungsfall, wie z. B. TUSA ohne FDU, Notstrom- und Notstandsfall, die Ansprechhäufigkeit der FD-SiV minimiert wird. Insbesondere im Notstandsfall ist das automatisierte Teilabfahren bedeutend, da dem Anlagenkonzept die Annahme zugrunde liegt, dass innerhalb der ersten Zeit nach Ereigniseintritt keine Handeingriffe erfolgen und so über mehrere Stunden in dem Anlagenzustand „heiss, abgestellt“ die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger erfolgt (10 Stunden-Autarkie). Daher ist in den Vergleichsanlagen die entsprechende Leittechnik in dem gesicherten Bereich des Reaktorschutzsystems untergebracht.

Aus Sicht des ENSI ist der in den Vergleichsanlagen vorhandene Stand, dass die Systemfunktion „Teilabfahren“ als eine K1-Funktion eingestuft und somit automatisiert ist, konservativ abdeckend und auch im KKG umzusetzen. Allerdings ist das ENSI der Ansicht, dass für eine kurzfristige Umsetzung keine Notwendigkeit besteht, da der aktuelle Technikstand im KKG, das Teilabfahren im Anforderungsfall von Hand einzuleiten, eine ausreichende Kernkühlung auch im Notstandsfall gewährleistet. Unter der Annahme eines fehlerhaften FD-SiV im Notstandsfall, würde durch das Ausdampfen des betroffenen DE eine Unterkühlungstransiente resultieren, die vorübergehend zu einem deutlichen Füllstandsabfall im Reaktorkühlkreislauf führt. Eine ausreichende Kernkühlung ist dadurch jedoch nicht gefährdet.

Das KKG hat sich verpflichtet, wie bei der Systemfunktion „100 K/h-Abfahren“, die Automatisierung der Systemfunktion „Teilabfahren“ in den geplanten Ersatz des Reaktorschutzsystems einzubinden. Ebenfalls ist hier vom KKG entsprechend der Forderung 6.1-3 zu prüfen, ob diese Systemfunktion im ungesicherten oder im gesicherten Bereich des Reaktorschutzsystems unterzubringen ist.

6.1.6.2 Ansteuerung von Systemfunktionen aus dem gesicherten und ungesicherten Reaktorschutz

Angaben des KKG

Im Reaktorschutzsystem (RSS) werden alle Sicherheitsparameter, die zur Störfallerkennung notwendig sind, durch analoge Messwerterfassung und Grenzwertbildung erfasst. Über logische Verknüpfungen dieser Sicherheitsparameter oder Anregekriterien zu Reaktorschutz-Ausgangssignalen wird erreicht, dass je nach Anforderungsfall automatisch die erforderlichen Systemfunktionen zur Sicherstellung der Sicherheitsfunktionen angeregt werden. Teile des Reaktorschutzsystems sind entweder im gesicherten (Notstandsgebäude) oder ungesicherten Bereich (Schaltanlagegebäude) untergebracht. Dem gesicherten Bereich sind diejenigen Systemfunktionen zugeordnet, welche zur Beherrschung von Störfällen mit Einwirkungen von aussen (EVA: Flugzeugabsturz, Erdbeben, Explosionsdruckwelle) benötigt werden. Im ungesicherten Bereich, der zwar Schutz gegen Erdbeben aber nicht gegen Flugzeugabsturz bietet, befinden sich hingegen die Systemfunktionen, die zur Beherrschung von Störfällen mit Ursprung innerhalb der Anlage erforderlich sind.

Das Reaktorschutzsystem ist so konzipiert, dass u. a. Signalleitungen (von den Messumformern) im Analogteil sowohl im gesicherten wie im ungesicherten Bereich redundanzweise drei bzw. vier räum-

lich getrennten Gebäudebereichen zugeordnet sind. Signale, die nicht eindeutig sicherheitsgerichtete Systemfunktionen ansteuern (Öffnen oder Schliessen einer Armatur), sind auch auf der Logikebene in vier räumlich getrennten Logikteilen untergebracht. Aufgrund der Gerätetechnik und der Art der Signalverarbeitung kann ausgeschlossen werden, dass ein defektes Bauelement im RSS ein falsches Signal der zu überwachenden Sicherheitsparameter vorgibt.

Einzelfehler führen zu keiner unnötigen Ansteuerung eines Sicherheitssystems, die eine Anlagentransiente auslösen würde. Ebenso ist sichergestellt, dass eine Anregung von Systemfunktionen zur Störfallbeherrschung nicht durch Einzelfehler verhindert wird.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Das ENSI beurteilt die Ansteuerung der Systemfunktionen durch das RSS im KKG auf der Grundlage der KTA-3501. Daneben wird der im KKG realisierte Stand des RSS mit dem Stand in bauähnlichen deutschen Anlagen verglichen.

Beurteilung des ENSI

Das Reaktorschutzsystem im KKG erfüllt die Grundsätze des KTA-Regelwerks, wie Redundanz und funktionale Unabhängigkeit, räumliche Trennung, Einzelfehlersicherheit auch in Kombination eines gleichzeitigen Instandhaltungsfalls, Überwachung auf Funktionsbereitschaft und Prüfbarkeit, Automatisierungsgrad sowie zeitgerechte Protokollierung der Anregekriterien und anderer sicherheitsrelevanter Meldungen. Aus Sicht des ENSI wurde seitens des KKG allerdings nicht ausreichend klar nachgewiesen, dass Systemfunktionen, die im Anforderungsfall aus dem gesicherten Bereich des RSS angeregt werden, nicht durch Fehlauflösungen von nicht eindeutig sicherheitsgerichteten Systemfunktionen aus dem ungesicherten Bereich beeinträchtigt werden können.

Gemäss Kap. 4.4.3.2 und Kap. 4.4.4 KTA 3501 dürfen Fehlauflösungen von nicht eindeutig sicherheitsgerichteten Systemfunktionen unter der Annahme von zusätzlichen Ausfallkombinationen (Zufallsausfall, systematischer Ausfall (muss bei angemessen verkürzten Prüfzyklen nicht berücksichtigt werden), Folgeausfall) nicht dazu führen, dass die Beherrschung eines Störfalls in unzulässiger Weise beeinträchtigt wird. Um sicherzustellen, dass bei Einwirkungen von aussen die erforderlichen Sicherheitsfunktionen nicht geschwächt werden, sind in den Vergleichsanlagen alle Teile des Reaktorschutzes im gesicherten Bereich untergebracht, die nicht eindeutig sicherheitsgerichtete Systemfunktionen ansteuern. Ebenfalls ist in diesem Bereich ein Grossteil der Verarbeitung der RESA-Anregekriterien (Kühlmittelverluststörfall-spezifisch und betreffend die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger) angesiedelt.

Insbesondere im durch einen Flugzeugabsturz ausgelösten Notstandsfall ist zweifelsfrei zu gewährleisten, dass eine Schwächung der dann notwendigen Sicherheitsfunktionen durch Fehlsignalisierung oder Fehlauflösung von nicht eindeutig sicherheitsgerichteten Systemfunktionen ausgeschlossen ist. Dementsprechend sind die jeweiligen Sicherheitsleitfunktionen des RSS im gesicherten Bereich unterzubringen.

Forderung 6.1-3:

Das KKG hat darzulegen, welche vom Reaktorschutzsystem ausgelösten Systemfunktionen nicht eindeutig sicherheitsgerichtet und im ungesicherten Bereich untergebracht sind. Es ist bis zum 31. Dezember 2013 zu überprüfen, ob von diesen nicht eindeutig sicherheitsgerichteten Systemfunktionen auch Systemfunktionen aus dem gesicherten Bereich beeinträchtigt werden können. Sofern es

solche gibt, sind diese im Rahmen des geplanten Ersatzes des Reaktorschutzsystems im gesicherten Bereich des Reaktorschutzsystems anzuordnen.

6.1.7 Rechenprogramme

Angaben des KKG

Der Betreiber nimmt eine Bewertung der Aktualität der einzelnen Störfallanalysen vor. Dabei wurden teilweise auch die Rechenprogramme behandelt. Eine kurze Erläuterung der eingesetzten Rechenprogramme findet sich ebenfalls im Sicherheitsbericht. Er verzichtet jedoch auf eine generelle Diskussion der verwendeten Rechenprogramme und der Unterschiede der einzelnen Programmversionen von S-RELAP5, CARO und BETHY, welche seit der letzten PSÜ eine Weiterentwicklung erfahren haben.

Beurteilung durch das ENSI

Das ENSI hat für die Prüfung der Aktualität der für die Störfallanalysen verwendeten Rechenprogramme einen unabhängigen Sachverständigen²⁶³ hinzugezogen. Alle bewerteten Rechenprogramme werden heute noch vom Anlagenhersteller AREVA verwendet. Es handelt sich hierbei um international anerkannte Programme.

Die Programme NLOOP (Modellierung der Leittechnik), PANBOX (neutronisch-thermohydraulisch gekoppelte Kernanalysen) und COCO (Berechnung des Containmentzustandes) wurden seit der letzten PSÜ im Jahre 1998 nicht mehr wesentlich weiterentwickelt und werden nach wie vor für das jeweilige Einsatzgebiet in den Störfallanalysen verwendet.

Für die Programme S-RELAP5 (thermohydraulisches Systemverhalten der Anlage), CARO (Brennstabzustand vor Störfallbeginn) und BETHY (Brennstabverhalten) gibt es neuere Versionen, welche bei aktuellen Analysen des KKG zum Einsatz kommen. Die Erfahrung mit S-RELAP5 zeigt, dass es bei neueren Programmversionen nur zu geringen, sicherheitstechnisch nicht relevanten Änderungen in den Ergebnissen kommt. CARO E2 ist zum Zeitpunkt des Abschlusses der PSÜ das aktuelle Kern- und Brennstabauslegungsprogramm, welches im Rahmen der zyklusspezifischen Kernfreigabe des KKG verwendet wird (siehe auch Kapitel 4.4).

Nach Auffassung des ENSI ist der Einsatz der genannten Rechenprogramme mit den verwendeten Programmversionen in dem Sinne akzeptabel, dass die Nachweisführung bei nachvollziehbarer konservativer Wahl der Eingabedaten gegeben ist.

6.2 Beurteilung der technischen Störfallanalysen

Auslösende Ereignisse von Störfällen können Fehlfunktionen oder Versagen einzelner oder mehrerer Komponenten oder Systeme sowie Fehlhandlungen des Betriebspersonals sein. Diese können das Gleichgewicht zwischen Wärmeerzeugung und Wärmeabfuhr im Reaktorkühlsystem stören, was zu Änderungen in den Betriebsparametern, wie z. B. des Kernmassendurchsatzes, der Kernaustrittstemperatur, der Steuerstabstellung, der Frischdampfmenge, der Speisewassertemperatur und damit zur Veränderung der sicherheitsrelevanten Prozessgrößen Reaktordruck und Leistung führt. Auslösende Ereignisse der Sicherheitsebenen 3 und 4 führen zum Ansprechen von Sicherheits- und Systemfunktionen gemäss Tabelle 6.3-1.

Technische Kriterien sind die Grundlage für die Bewertung des Schutzes gegen Auslegungstörfälle. Diese sind in den Artikeln 8 bis 11 der UVEK-Verordnung SR 732.112.2 vorgegeben. Sie beinhalten Anforderungen an die Gewährleistung der Unterkritikalität, des ausreichenden Wärmeübergangs von den Brennstab-Hüllrohren zum Kühlmittel sowie der Integrität der Barrieren: Brennstab-Hüllrohre, Reaktorkühlkreislauf und Primär-Containment. Die Anforderungen sind gestaffelt nach den Störfallkategorien 1 bis 3 in der Sicherheitsebene 3, wie in Tab. 6.1-1 angegeben.

Der Nachweis der Einhaltung von geforderten technischen Kriterien erfolgt auf der Basis des Vergleichs berechneter Ergebnisse mit definierten Grenzwerten, beispielsweise für den Druck oder den Wärmeübergang. In Tabelle 6.2-1 ist eine Zusammenfassung der am häufigsten verwendeten Nachweisziele dargestellt. Das ENSI bezieht sich dabei unter anderem auf international gültige Regelwerke. Die Beurteilungsgrundlagen werden in den jeweiligen Kapiteln zusätzlich explizit genannt und teilweise um weitere ergänzt.

Tabelle 6.2-1: Nachweisziele für die technischen Kriterien (p: Druck; p_ü : Überdruck; T_{con} : Temperatur Containment Wand; T_{Hüll} : Hüllrohrtemperatur)

technische Kriterien	Störfallkategorie		
	1	2	3
für die Bewertung herangezogene Nachweisziele			
Unterkritikalität	Einfall Steuerstäbe Langfristige Aufborie- rung des Primärkreises	Einfall Steuerstäbe Langfristige Aufborie- rung des Primärkreises	Einfall Steuerstäbe Langfristige Aufborie- rung des Primärkreises
Wärmeübergang vom BE- Hüllrohr zum Kühlmittel	Kein Filmsieden (DNB)	Kein Filmsieden (DNB)	Filmsieden kurzzeitig erlaubt T _{Hüll} < 1204 °C
Integrität Brennstab-Hüllrohr ¹	Kein Filmsieden (DNB)	Kein Filmsieden (DNB)	
Integrität Reaktorkühlkreislauf	p < 1,1-facher Ausle- gungsdruck nach AS- ME Kein Ansprechen DH- SiV	p < 1,3-facher Ausle- gungsdruck nach AS- ME	p < 1,3-facher Ausle- gungsdruck nach AS- ME
Integrität Primär-Containment ²	p _ü < 4,89 bar T _{Con} < 135 °C	p _ü < 4,89 bar T _{Con} < 135 °C	p _ü < 4,89 bar T _{Con} < 135 °C

¹ Die Sicherheitsgrenzwertkurve für Reaktivitätsstörfälle mit Uran- und MOX-Brennstoff als Nachweis für die Integrität der Brennstabhüllrohre findet sich in Kapitel 6.2.6.

² Rechnerische Auslegungsgrenzwerte für den ursprünglich unterstellten GAU. Im Rahmen der PSA wurde die Grenztragfestigkeit des Primärcontainments mit Hilfe einer FE-Analyse neu bestimmt. Der Erwartungswert für das Sicherheitsbehälterversagen ist höher als der Auslegungsgrenzwert.

6.2.1 Doppelendiger Bruch einer Hauptkühlmittelleitung

Angaben des KKG

Der doppelendige Bruch (2F-Bruch) einer Hauptkühlmittelleitung gehört zu der Gruppe der Reaktor-kühlmittelverluststörfälle. Der Störfallablauf ist charakterisiert durch den raschen Druckabfall im Primärkreis verbunden mit der Verdampfung von Kühlmittel und der Kernfreilegung. Die Noteinspeisesysteme fluten den Kern und füllen den Reaktordruckbehälter (RDB) wieder auf. Ein Abriss zwischen Hauptkühlmittelpumpe (HKMP) und RDB führt zu den höchsten Temperaturbelastungen und zur grössten Oxidationstiefe an den Brennstabhüllrohren. Für die Analyse wurde eine konservative Reaktorleistung der 1,06-fachen Nominalleistung und die Nachzerfallsleistung mit einem Sicherheitszuschlag von 2σ (um 8 % erhöhte Nachzerfallsleistung) angenommen. Die axiale Leistungsverteilung im Kern wird als flache Kosinusverteilung mit einem Überhöhungsfaktor angesetzt. Zusätzlich wurde der Notstromfall unterstellt. In der Analyse wurde das Nichtöffnen eines Druckspeichers als Einzelfehler angenommen. Die sichere Abschaltung des Reaktors erfolgt bei grossen Leckagen kurzfristig über die negative Voidrückkopplung und langfristig über die Boreinspeisung. Ein Einfallen der Steuerstäbe ist für die Abschaltung nicht relevant, wird aber durch das Erreichen des RESA Kriteriums ausgelöst.

Die Analysen ergeben für die Kernaufheizung an der Heissstelle (mit einer linearen Stableistung von 600 W/cm) Hüllrohrtemperaturen von 1087 °C für einen Urankern und 1090 °C für einen Uran/Mox-Kern. Die maximale störfallbedingte lokale Oxidation beträgt 2,7 % der Hüllrohrwandstärke.

Das Primärkühlmittel wird in das Containment freigesetzt und führt dort zu einem Druck- und Temperaturanstieg. Der maximale Überdruck im Containment von 4,21 bar wird am Ende der Druckentlastungsphase (Blow-Down Phase) erreicht. Konservativ wurde zusätzlich das Ausdampfen eines Dampferzeugers angenommen. Die maximale Temperatur von 105 °C an der Wand des Containments wird nach etwa 1 000 s erreicht.

Beurteilungsgrundlagen

Der Nachweis der Kühlbarkeit des Reaktorkerns gilt als erbracht, wenn die folgenden, von der US-NRC im Code of Federal Regulations²⁷³ im Jahre 1974 festgelegten Kriterien für Kühlmittelverluststörfälle eingehalten werden:

- maximale Hüllrohrtemperatur: 1204 °C
- maximale Hüllrohroxidation: 17 % der Hüllrohrwandstärke
- maximale Wasserstoffproduktion im Kern: 1 % der durch Zirkon-Wasser Reaktion der Hüllrohre erzeugbaren Menge
- langfristige Gewährleistung der Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr

Für Kühlmittelverluststörfälle ist ausserdem nachzuweisen, dass der Auslegungsüberdruck von 4,89 bar und die Auslegungstemperatur von 135 °C des Primärcontainments nicht überschritten werden.

Beurteilung durch das ENSI

Der doppelendige Bruch einer Hauptkühlmittelleitung ist gemäss ENSI-A01 als Auslegungsstörfall zu untersuchen. Der Nachweis der Kernkühlbarkeit erfolgt ohne Einzelfehler anhand der technischen Kriterien der Störfallkategorie 3. Die Bedeutung des Störfalls besteht vor allem darin, dass er für die Auslegung der Notkühlsysteme und des Primärcontainments bestimmend ist.

Im Ergebnis der Analyse liegen die Hüllrohrtemperaturen sowohl für einen reinen Uran- als auch für einen Mischkern unter dem Nachweisziel von 1204 °C. Die betriebliche Oxidation liegt am Ende der Gesamteinsatzdauer der Brennelemente bei etwa 5 % und wird zyklusweise im Rahmen der reaktorphysikalischen Einsatzplanung nachgewiesen. Der Anteil der betrieblichen und störfallbedingten Oxidation liegt mit 7,7 % (5,0 % + 2,7 %) unterhalb der maximal zulässigen Oxidationstiefe der Hüllrohrwandstärke von 17 %. Die maximale Wasserstofferzeugung im Kern liegt unter 1 % von der durch Zirkon-Wasser Reaktion der Hüllrohre maximalen Wasserstofferzeugung im Kern.

Die Unterkritikalität ist kurzfristig durch die negative Voidrückkopplung und langfristig über die Boreinspeisung mit dem Notkühlwassers sichergestellt. Das Einfallen der Steuerstäbe wird bei diesem Störfallablauf nicht unterstellt, obwohl mehrere RESA-Signale anstehen. Die für das Containment zulässigen Grenzwerte des Auslegungsüberdruckes von 4,89 bar und der Temperatur von 135 °C werden ebenfalls nicht erreicht.

Das ENSI hat die Analysen geprüft. Die unabhängige Nachrechnung konnte die vom KKG ausgewiesenen Resultate für die Kernaufheizung bestätigen. Die bisherigen Analysen zum 2F-Bruch zeigen, dass die Kühlbarkeit des Reaktorkerns gewährleistet ist und das Primärcontainment den Temperatur- und Druckbelastungen standhält.

Im Zuge der Umstellung der Rechenprogramme²⁷⁴ für die Kernauslegung von CARO E2 auf CARO E3 wurde der Nachweis der Kernkühlbarkeit für den abdeckenden 2F-Kühlmittelverluststörfall vom KKG neu erbracht²⁷⁵ (siehe auch Kapitel 4.4).

6.2.2 Kleine und mittlere Lecks am Reaktorkühlkreislauf

Angaben des KKG

Kleine und mittlere Lecks am Reaktorkühlkreislauf gehören zu der Gruppe der Reaktorkühlmittelverluststörfälle innerhalb der Sicherheitshülle und sind der Störfallkategorie 3 zugeordnet. Bei diesen Störfallszenarien wird die Unterscheidung zwischen kleinen und mittleren Lecks anhand der Abfuhr der gespeicherten Energie im Kern getroffen. Bei einem kleinen Leck sind die Dampferzeuger nötig, um die Wärme aus dem Primärkreis abzuführen. Hingegen reicht bei einem mittleren Leck die durchs Leck austretende Wassermenge zur Wärmeabfuhr aus.

Kleine Lecks führen bei Störfallbeginn zu einem Absinken des Primärdruckes bis auf Sättigungsdruck der Kühlmitteltemperatur. Die Reaktorschnellabschaltung erfolgt kurz nach Eintritt der Leckage aufgrund des erhöhten Druckes im Containment. Nach Erreichen der Sättigungstemperatur wird der Primärdruckabfall aufgrund der Verdampfung des Kühlmittels stark verlangsamt, so dass die Nachzerfallsleistung im Naturumlauf über die Dampferzeuger abgeführt wird. Je nach Grösse des Lecks werden unterschiedlich schnell folgende drei Phasen durchlaufen: einphasiger Naturumlauf (hauptsächlich Wasser), zweiphasiger Naturumlauf (Wasser und Dampf vorwiegend als homogenes Gemisch) und danach die „Reflux Condenser“-Phase (Dampf kondensiert in den Dampferzeugern und fließt als Kondensat zurück in den Kern). Mit sinkendem Primärdruck, der aufgrund des 100 K/h Abfahrens an die Temperatur der Sekundärseite gekoppelt ist, sinkt die Leckage aus dem Leck. Gleichzeitig wird durch die Notkühleinpeisung boriiertes Kühlmittel in den RDB gepumpt.

Mittlere Lecks sind durch einen raschen Druckabfall bis zum Erreichen der Druckspeichereinspeisung charakterisiert. Da die Leckagerate ausreicht, um die gespeicherte Energie und die Nachzerfallswärme abzuführen, ist der Primärdruck nicht mehr an den Sekundärdruck gekoppelt. Durch das schnelle Erreichen des Einspeisedruckes der Druckspeicher kommt es zu einem raschen Wiederauffüllen des

Primärkreises und anschliessend zur Kühlung durch Einspeisung von boriiertem Kühlwasser mittels Niederdruckpumpen aus den Flutbehältern oder dem Sumpf.

Die Analysen wurden mit konservativen Randbedingungen (Ausgangsleistung entspricht der 1,06-fachen Nominalleistung und Nachzerfallsleistung mit einem Sicherheitszuschlag von 2σ) durchgeführt. Weiterhin wurde der Störfall unter der Annahme analysiert, dass in den ersten 30 Minuten keine Handeingriffe stattfinden. Zusätzlich wurde der Notstromfall unterstellt. Der Ausfall eines Notstromdiesels als zusätzlicher Einzelfehler führt zum Ausfall eines Stranges mit den zugehörigen Sicherheits- und Niederdruckeinspeisepumpen. Es wurden verschiedene Bruchlagen und Leckgrössen untersucht. Bei teilweiser Kernfreilegung werden bei einem mittleren Leck im kalten Strang die höchsten Hüllrohrtemperaturen mit einer maximalen Hüllrohrtemperatur von 690 °C und einer linearen Stabileistung von 600 W/cm erreicht. Der Druckaufbau und die maximal erreichbare Temperatur innerhalb des Containments sind durch den Rundabriss einer Kühlmittelleitung (2F-Bruch) abgedeckt (siehe Kapitel 6.2.1).

Die Abschaltung des Reaktors erfolgt durch Auslösen der Reaktorschnellabschaltung mit dem dadurch bedingten Einfall der Steuerstäbe. Langfristig wird die Unterkritikalität durch die Aufborierung aus den Flutbehältern oder dem Volumenregelsystem sichergestellt. Nach 30 Minuten wird die Anlage durch Auslösung des 100 K/h-Abfahrens aus dem heissen Zustand in den kalten, drucklosen Zustand überführt.

Beurteilungsgrundlagen

Der Nachweis der Kühlbarkeit des Reaktorkerns gilt als erbracht, wenn die folgenden, von der US-NRC im Code of Federal Regulations im Jahre 1974 festgelegten Kriterien für Kühlmittelverluststörfälle eingehalten werden:

- maximale Hüllrohrtemperatur: 1204 °C
- maximale Hüllrohroxidation: 17 % der Hüllrohrwandstärke
- maximale Wasserstoffproduktion im Kern: 1 % der durch Zirkon-Wasser Reaktion der Hüllrohre erzeugbaren Menge
- langfristige Gewährleistung der Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr

Für Kühlmittelverluststörfälle ist ausserdem nachzuweisen, dass der Auslegungsüberdruck von $4,89\text{ bar}$ und die Auslegungstemperatur von 135 °C des Primärcontainments nicht überschritten werden.

Beurteilung durch das ENSI

Das kleine und mittlere Leck am Reaktorkühlkreislauf wird mit und ohne Einzelfehler der Störfallkategorie 3 zugeordnet.

Die Abschaltung des Reaktors erfolgt durch Einfall der Steuerstäbe. Langfristige Unterkritikalität ist mit der Aufborierung durch die Einspeisung aus den Flutbehältern oder dem Volumenregelsystem gewährleistet.

Die Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen mit kleinem Leck erfordert die Abkühlung des Primärkreislaufes über die Dampferzeuger. Die Grenztemperatur an den Hüllrohren der Brennstäbe wird im Verlaufe des Störfalls nicht erreicht. Nach Auffassung des ENSI ist die störfallbedingte Oxidation

der Brennstabhüllrohre bei den erreichten Hüllrohrtemperaturen vernachlässigbar, ebenso die produzierte Wasserstoffmenge. Die langfristige Nachwärmeabfuhr ist mit der Auslegung der Sicherheitssysteme dann gewährleistet, wenn es nach 30 Minuten zum Einleiten des schnellen Abfahrens der Anlage (100 K/h Abfahren) kommt.

Der Integritätsnachweis des Containments ist durch den Störfallablauf des 2F-Bruches einer Hauptkühlmittelleitung erbracht (Kapitel 6.2.1).

Das ENSI hat die Analysen geprüft und hält die Ergebnisse für plausibel mit Ausnahme der Reflux-Condenser-Phase bei einem kleinen Leck. Der entstehende Wasserdampf, welcher fast vollständig frei von Bor ist, wird in den U-Rohren kondensiert. Bei Eintritt des niedrig borierten Kühlmittels in den Kern kann es zu einer Erhöhung der Reaktivität kommen, d. h. unter Umständen ist die Unterkritikalität nicht mehr gewährleistet. Die Bruchgrösse beeinflusst hierbei ganz erheblich die Dauer der Reflux-Condenser-Phase.

Forderung 6.2-1:

Für den Fall eines kleinen Lecks ist die mögliche Reflux-Condenser-Phase hinsichtlich der Sicherstellung der Unterkritikalität, wie in der UVEK-Verordnung SR 732.112.2 gefordert, zu bewerten. Die Bewertung ist bis zum 31. Dezember 2013 dem ENSI einzureichen.

6.2.3 Dampferzeugerheizrohrbruch mit Notstromfall

Angaben des KKG

Der Dampferzeugerheizrohrbruch gehört zu der Gruppe der Reaktorkühlmittelverluststörfälle und ist der Störfallkategorie 3 zugeordnet. Beim Dampferzeugerheizrohrbruch strömt radioaktives Kühlmittel aus dem Primärkreislauf über die Bruchstelle im Dampferzeugerheizrohr in den Sekundärkreislauf. Die Reaktorschnellabschaltung erfolgt aufgrund der erhöhten N-16-Aktivität des Primärkühlmittels im Sekundärkreis. Im Notstromfall ist die Frischdampfumleitstation nicht verfügbar, deshalb muss die Nachwärme über die Sicherheitsventile der Dampferzeuger in die Umgebung abgeblasen werden. Beim Abblasen des Frischdampfes wird gleichzeitig ein Teil des übertretenden Primärkühlmittels verdampft und an die Umgebung der Anlage abgegeben.

Der Störfall wurde unter konservativen Randbedingungen ohne Berücksichtigung von Handmassnahmen in den ersten 30 Minuten analysiert. Bei der Analyse wurde angenommen, dass der Bruch eines DE-Heizrohres am Ende eines Vollastzyklus auftritt und gleichzeitig mit dem Turbinenschnellschluss (TUSA) der Notstromfall eintritt. Ab Störfallbeginn wird der Ausfall des zweisträngigen Hochdruckeinspeise-/Volumenregelsystems (Einzelfehler sowie Instandhaltung) angenommen. Dies führt zur Nichtverfügbarkeit des Druckhaltersprühsystems. Das betriebliche Sprühen ist aufgrund des Notstromfalles nicht verfügbar und verlangsamt die Druckabsenkung des Primärkreises. Dies führt zu einer höheren Leckagerate von Primärwasser in den Sekundärteil des Dampferzeugers und zum Erreichen der Notkühlkriterien.

Für den Kern wurden sowohl für einen MOX-Kern als auch UO₂-Kern abdeckende Daten verwendet. Die Nachzerfallsleistung wurde nach DIN 25463 ohne Zuschlag (+0 σ) berechnet. Durch die Reaktorschnellabschaltung steigt das DNB-Verhältnis an den Brennstäben an, d. h. die Kühlung der Brennstäbe ist sicher gewährleistet.

In den Störfallanalysen erfolgt die Isolierung des defekten Dampferzeugers erst nach 30 Minuten durch Eingriffe des Personals. Die Anlage wird danach über die intakten Dampferzeuger abgefahren

und die Frischdampfabgabe und damit die Aktivitätsfreisetzung über den defekten Dampferzeuger gestoppt.

Eine niedrige Nachzerfallsleistung (Verwendung ohne Sicherheitszuschlag) ist konservativ hinsichtlich der Begrenzung des DE-Füllstandes (Überfüllung), da die Verdampfungsrate geringer ist und somit weniger Dampf über die Sicherheitsventile abgeben wird.

Beurteilungsgrundlagen

Der Wärmeübergang vom Brennstabhüllrohr an das Kühlmittel gemäss UVEK-Verordnung SR 732.112.2 ist sichergestellt, wenn der Nachweis des Abstands zum Filmsieden (DNB, Departure from Nucleate Boiling) erbracht ist. Ein Versagen der Brennstabhüllrohre kann ebenfalls bei Nachweis des ausreichenden Filmsiedeabstandes ausgeschlossen werden. Der zu verwendende minimale Filmsiedeabstand (Grenzwert) von 1,15 wurde im Jahre 2005 von der HSK²⁷⁶ freigegeben.

Beurteilung durch das ENSI

Die Analysen zeigen, dass der defekte Dampferzeuger während der ersten 30 Minuten nicht durch das übertretende Primärkühlmittel überfüllt wird und keine sicherheitsrelevanten Eingriffe des Personals nötig sind. Die Verwendung der Nachzerfallsleistung ohne Zuschlag ist für die berechnete Füllstandshöhe in dem defekten Dampferzeuger konservativ. Die Konservativität bezüglich der radiologischen Dosisbelastung ist mit der beim Störfallablauf angenommenen Nachzerfallsleistung nicht gegeben, da in diesem Falle weniger Nachwärme abgeführt und damit weniger Frischdampf abgeblasen wird. Gemäss dem KKG-Bericht „Klassierung von Störfällen“ gehört der DE-Heizrohrbruch mit Einzelfehler der Störfallkategorie 3 an. Ohne Einzelfehler verschiebt sich dieser in die Störfallkategorie 2.

Bei Erreichen der Kernnotkühlkriterien startet die Hochdruckeinspeisepumpen und ergänzt den Kühlmittelverlust. Die Integrität der Brennstabhüllrohre ist durch den Nachweis des genügend grossen DNB-Verhältnisses (DNB-Verhältnis > 2) gegeben.

Nach Auffassung des ENSI ist nach 30 Minuten noch kein stationär sicherer Anlagezustand erreicht, da der Kühlmittelübertritt an die Sekundärseite zu diesem Zeitpunkt noch nicht gestoppt ist. Für die Analyse des DE-Heizrohrbruchs wird auf die Forderung aus Kapitel 6.1.4 verwiesen, dass eine Analyse gemäss Richtlinie ENSI-A01 bis zum sicheren stabilen Zustand der Anlage zu erfolgen hat.

Des Weiteren stellt das ENSI fest, dass der abdeckende Charakter dieses Störfalls unter Zugrundelegung der Betriebsvorschriften nicht nachgewiesen ist. Das unbedingte Einleiten des 100 K/h Abfahrens der Anlage durch die Operateure nach Eintreten der Notkühlkriterien führt auf einen niedrigen Sekundärdruck, welcher die Strömung von der primären auf die sekundäre Seite erhöht. Nach Richtlinie ENSI-A01 ist auch die Einhaltung der Betriebsvorschrift, falls sie erschwerend zum Einzelfehler und Instandhaltungskriterium wirkt, zu unterstellen.

Forderung 6.2-2:

Das KKG hat den DE-Heizrohrbruch bis zum 31. Dezember 2013 sowohl unter Berücksichtigung von Art. 10 Abs. 1 Bst. f KEV als auch unter der Annahme der Einhaltung der Betriebsvorschriften gemäss Richtlinie ENSI-A01 bis zum Erreichen eines sicheren Anlagenzustandes zu analysieren. Die Konservativität der abgeblasenen Dampfmenge ist bezüglich der Dosisbelastung ebenfalls zu berücksichtigen (siehe auch Forderung 6.3-4).

6.2.4 Bruch einer Frischdampfleitung innerhalb der Sicherheitshülle

Angaben des KKG

Der Bruch einer Frischdampfleitung (FD-Leitungsbruch) innerhalb der Sicherheitshülle gehört sowohl zu der Gruppe der Störfälle mit Wasser-/Dampfverlust aus dem Sekundärkreislauf als auch zu der Gruppe der Reaktivitätsstörfälle. Der Störfall gehört zur Störfallkategorie 3 und wurde für verschiedene Bruchstellen untersucht. Anforderungsbestimmend ist der FD-Leitungsbruch innerhalb des Containments vor den FD-Isolationsventilen. Nach Isolation der Frischdampf- und Speisewasserleitung kommt es zum vollständigen Ausdampfen der Sekundärseite des betroffenen Dampferzeugers. Dies führt kurzfristig auf die grösstmögliche Unterkühlung im Primärkreis und wird als konservative Randbedingung für die Sprödbrechtsicherheit des RDB verwendet.

Der Notstromfall wird bei Auslösung des anstehenden RESA Signals, welches ebenfalls die Turbinienschnellabschaltung einleitet, nicht angenommen. Durch den Notstromfall käme es gleichzeitig zum Ausfall der Hauptkühlmittelpumpen, was der Abkühlung des Primärkreises entgegen wirkt. Dies wäre hinsichtlich der Unterkühlung des Primärkreises nicht konservativ.

Aufbauend auf dem Ergebnis der thermohydraulischen Analyse wurden in den nachfolgenden Untersuchungen mit dem „Konzept der fiktiven Überkritikalität bei Nulllast“ für die Reaktivitätsrückwirkung Aussagen zum Filmsieden (DNB) und zur Brennstofftemperatur gemacht. Die Analysen für den DNB und die Brennstofftemperatur wurden im Überprüfungszeitraum der PSÜ in die zyklusspezifische Brennstoffauslegung und das zugehörige Freigabeverfahren integriert. Sie werden heute reaktorphysikalisch-thermohydraulisch dreidimensional als Ganzkernanalysen durchgeführt. Es wird damit gezeigt, dass Filmsieden und Brennstoffzentralschmelzen ausgeschlossen werden können.

Nach speisewasser- und frischdampfseitiger Isolation des DE wird die Nachwärme über die zwei verbleibenden DE über die FD-Sicherheitsventile an die Umgebung abgeblasen.

Der Druckaufbau im Containment ist durch den doppelendigen Bruch der Hauptkühlmittelleitung abgedeckt, da bei diesem Störfall für den ausgetragenen Massenstrom konservativ zusätzlich das (primärseitige) Ausdampfen eines Dampferzeugers mit anschliessenden Leitungen angenommen wurde (siehe Kap. 6.2.1).

Beurteilungsgrundlagen

Der Wärmeübergang vom Brennstabhüllrohr an das Kühlmittel ist sichergestellt, wenn der Nachweis des Abstands zum Filmsieden (DNB) erbracht ist. Ein Versagen der Brennstabhüllrohre kann ebenfalls bei Nachweis des Filmsiedeabstandes ausgeschlossen werden. Der zu verwendende minimale Filmsiedeabstand von 1,15 wurde im Jahre 2005 von der HSK²⁷⁶ freigegeben.

Die Integrität des Reaktorkühlkreislaufes ist sichergestellt, wenn der 1,3-fache Auslegungsdruck nicht überschritten wird (siehe Tab. 6.2-1).

Beurteilung durch das ENSI

Der Frischdampfleitungsbruch wird gemäss Störfallklassierungs-Bericht mit und ohne Einzelfehler der Störfallkategorie 3 zugeordnet. Das Konzept der fiktiven Überkritikalität wurde durch das zyklusspezifische Nachweisverfahren, bei dem der sich einstellende Filmsiedeabstand und die maximalen Brennstoffzentraltemperaturen explizit ermittelt werden, ersetzt. Der Filmsiedeabstand und die maximale Brennstoffzentraltemperatur für diesen Störfallablauf werden durch das ENSI für jede Kernbeladung freigegeben. Die Kühlbarkeit der Brennstabhüllrohre und die Integrität sind durch den Nachweis

des Abstandes zum Filmsieden und Ausschluss des Brennstoffzentralschmelzens erbracht. Die Integrität des Primärkreislaufes und des Containments ist gegeben.

6.2.5 Bruch einer Speisewasserleitung zwischen Dampferzeuger und Rückschlagarmatur

Angaben des KKG

Die Leckage einer Speisewasserleitung zwischen Dampferzeuger und Rückschlagarmatur gehört zu der Gruppe der Störfälle mit Wasser-/Dampfverlust aus dem Sekundärkreislauf und ist wie der FD-Leitungsbruch zur Störfallkategorie 3 zugeordnet. Anlagendynamisch stellt der Bruch einer Speisewasserleitung innerhalb des Containments keine besonderen Anforderungen an die Bemessung der Sicherheitssysteme. Kommt es zu keiner automatischen Absperrung des betroffenen DE, dann ist aufgrund der grossen Speise- und Notspeisewasservorräte eine manuell ausgelöste Absperrung ausreichend. Die Unterkühlung ist wegen der Strömungsverhältnisse geringer als beim FD-Bruch. Der FD-Leitungsbruch ist daher anlagendynamisch abdeckend (siehe Kap. 6.2.4).

Beurteilungsgrundlagen

Der Nachweis erfolgt auf Basis einer Analogiebetrachtung mit dem FD-Leitungsbruch.

Beurteilung durch das ENSI

Das ENSI kommt nach Prüfung zu dem Schluss, dass der Bruch einer Speisewasserleitung durch den Bruch einer FD-Leitung abgedeckt wird, falls es zu einer automatischen Absperrung des betroffenen DE kommt. Im Falle eines von Hand ausgelösten Sekundärkreis-Abschlusses geht mehr Speisewasser verloren. Nach Einschätzung des ENSI sind auch unter der Annahme, dass innerhalb der ersten 30 Minuten nach Eintritt keine Operateurhandlungen erfolgen, die Vorräte ausreichend, um den Störfallablauf zu beherrschen. Die auftretenden Unterkühlungstransienten sind ebenfalls durch den FD-Leitungsbruch abgedeckt (siehe Kap. 6.2.4).

6.2.6 Steuerelementauswurf

Angaben des KKG

Der Steuerelementauswurf gehört zur Gruppe der Reaktivitätsstörfälle (Reactivity Initiated Accidents, RIA) und ist abdeckend für diese Gruppe.

Seit dem 18. Zyklus wird die Unterkritikalität nach der Reaktorschnellabschaltung aufgrund eines Steuerelementauswurfs in den reaktorphysikalischen Rechnungen des KKG für den kommenden Zyklus nachgewiesen. Der Störfall ist der Störfallkategorie 2 zugeordnet.

Im Jahre 2004 hat die HSK mit Brief²⁶⁷ und Aktennotiz²⁷⁷ neue RIA-Kriterien in Kraft gesetzt und von den Betreibern gefordert, dass sie die Einhaltung dieser Sicherheitskriterien prüfen. Das vom KKG vorgeschlagene Nachweisverfahren²⁷⁸ wurde von der HSK freigegeben.²⁶⁸

Seit Zyklus 27 werden die maximalen lokalen Brennstabenthalpien für den gesamten Kern für den Zyklusbeginn und das Zyklusende gerechnet und in Abhängigkeit vom lokalen Abbrand dargestellt. Dabei wird nachgewiesen, dass der Abstand der lokalen Enthalpien von den RIA-Grenzen mehr als die geforderten 10 cal/g beträgt.

Das KKG kommt zu dem Ergebnis, dass beim Steuerelementauswurf die vom ENSI vorgegebenen RIA-Kriterien auch mit den MOX-Elementen mit ausreichendem Abstand eingehalten werden können.

Beurteilungsgrundlagen

Die HSK hat im Juli 2004 neue Sicherheitskriterien und Sicherheitsgrenzwerte für Reaktivitätsstörfälle RIA²⁶⁷ festgelegt. Das Ziel des Sicherheitskriteriums „Kühlbarkeitslimite“ ist das Verhindern einer Freisetzung von heissem oder gar geschmolzenem Brennstoff in das Kühlmittel, was zu einer Dampfexplosion führen könnte. Dieses Kriterium gewährleistet somit die Kühlbarkeit des Reaktorkerns. Es ist, unabhängig vom Leistungszustand, durch eine abbrandabhängige Grenzkurve für die zulässige Brennstoffenthalpie gegeben (Abb. 6.2.6-1).

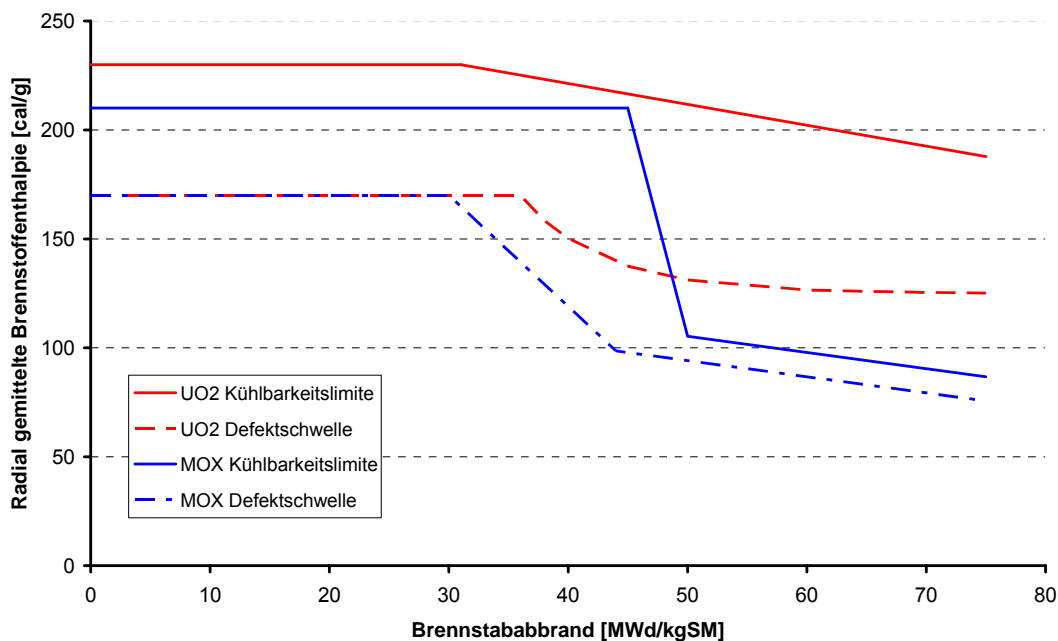


Abbildung 6.2-1: Sicherheitsgrenzwerte für Reaktivitätsstörfälle für Brennstäbe mit Uran- und MOX-Brennstoff

Die rechtliche Grundlage für die Einführung einer neuen Nachweismethode bildet Art. 40 Abs. 1 Bst. b Ziff. 4 KEV. Gemäss der Richtlinie HSK-R-61 beurteilt das ENSI bei Änderungen von Nachweismethoden die Verifikation der geänderten Modelle und deren Validierung für den vorgesehenen Anwendungsbereich. Gemäss Richtlinie ENSI-A04 sind dazu die notwendigen Unterlagen vorzulegen.

Beurteilung durch das ENSI

Das KKG hat für die neue Methode die notwendigen Unterlagen gemäss Richtlinie A04 auf Grundlage von Art. 40 KEV dem ENSI zur Prüfung vorgelegt. Das ENSI hat das vom KKG vorgeschlagene zyklusspezifische Verfahren zum Nachweis der Einhaltung von Sicherheitskriterien für Uran- und MOX-Brennelemente gemäss Richtlinie HSK-R-61 überprüft und freigegeben. Jedes Jahr prüft das KKG die Einhaltung der RIA-Limiten für das Ent- und Beladen des Reaktorkerns im Rahmen des Brennelementwechsels und wird jeweils vom ENSI freigegeben. Die Auswirkungen eines Steuerelementauswurfes werden somit beherrscht. Der Störfall wird gemäss dem KKG-Störfallklassierungsbericht mit und ohne Einzelfehler der Störfallkategorie 2 zugeordnet.

6.2.7 Turbinenschnellschluss ohne Frischdampfumleitstation

Angaben des KKG

Der Störfall Turbinenschnellschluss (TUSA) ohne Frischdampfumleitstation (FDU) gehört zur Gruppe der sekundärseitigen Transienten mit verringerter Wärmeabfuhr aus dem Primär- und Sekundärkreis. Diese der Störfallkategorie 3 zugeordnete Transiente wurde im Überprüfungszeitraum im Rahmen des Projekts PISA (Umrüstung der DH-Ventilstation, siehe Kap. 5.3.3) neu analysiert. Um das auslegungsgemässe Verhalten der DH-Sicherheitsventile nachzuweisen, wird in dieser Analyse unterstellt, dass die Dampferzeuger-Sicherheitsventile nicht öffnen. Nach Auslösung der TUSA mit Unverfügbarkeit der FDU steigt der Kühlmitteldruck im Primärkreis sofort stark an, da keine Abfuhr der Wärme an den Sekundärkreis erfolgt.

Als Randbedingungen werden diejenigen zyklusunabhängigen Daten für die Reaktivitätsrückwirkungen in den Analysen verwendet, welche sowohl einen reinen UO_2 -Kern als auch einen Kern mit MOX-BE abdecken. Die Ausgangsleistung beträgt 100 %.

Zusätzlich werden die folgenden Signale für die RESA in der Analyse unterdrückt, um das Ansprechen der DH-Sicherheitsventile zu erzwingen: „Kühlmitteldruck > 163 bar“, „korrigierte Reaktorleistung > 108 %“ und „Druck Speisewasserleitung > 83 bar“, welche in der Folge des Störfalles ansprechen würden.

Die Analysen zeigen, dass nach Ansprechen des ersten DH-Ventils bei 176 bar der Kühlmitteldruck auf 184,9 bar begrenzt wird und es zu keinem Ansprechen des zweiten DH-Sicherheitsventils kommt. Der Druckanstieg kann mit dem ersten DH-Sicherheitsventil wirksam begrenzt werden. Bei weiterer zusätzlicher Unterstellung des Ausfalls (Versagen des Öffnens) des ersten Druckhalterventils, wird der Druckanstieg nach Öffnen des zweiten DH-Sicherheitsventils auf 194.6 bar begrenzt.

Die abgeblasene Menge an Kühlmittel verbleibt im Druckabblasebehälter und wird dort gekühlt.

Die Berechnung des DNB-Verhältnisses ergibt kein Unterschreiten des Auslegungswertes und somit können Brennstabhüllrohrschäden während dieser Transiente ausgeschlossen werden.

Beurteilungsgrundlagen

Der Wärmeübergang vom Brennstabhüllrohr an das Kühlmittel ist sichergestellt, wenn der Nachweis des Abstands zum Filmsieden (DNB) erbracht ist. Ein Versagen der Brennstabhüllrohre kann ebenfalls bei Nachweis des Filmsiedeabstandes ausgeschlossen werden. Der zu verwendende minimale Filmsiedeabstand von 1,15 wurde im Jahre 2005 von der HSK freigegeben.

Die Integrität des Reaktorkühlkreislaufes ist sichergestellt, wenn der 1,3-fache Auslegungsdruck nicht überschritten wird (siehe Tab. 6.2-1).

Beurteilung durch das ENSI

Die angenommenen Ausfälle der angegebenen Reaktorschutzsignale gehen über die Vorgaben in den Richtlinien HSK-R-100 und ENSI-A01 hinaus. Aufgrund der unterstellten Mehrfachfehler ist der Störfall TUSA ohne FDU der Störfallkategorie 3 zugeordnet. Das auslösende Ereignis wird aufgrund der Eintrittswahrscheinlichkeit gemäss dem KKG-Störfallklassierungsbericht²⁷² der Störfallkategorie 1 zugeordnet. Ohne Mehrfachfehler wird der Störfall mit sekundärseitigen Systemen und Massnahmen beherrscht.

Das Ansprechen der DH-Sicherheitsventile begrenzt den Druckanstieg während des Störfalls wirksam. Die abgeblasene Primärkühlmittelmenge wird erfolgreich vom Abblasebehälter aufgenommen und nicht in das Containment freigesetzt. Die Integrität des Primärkreislaufes wird nicht beeinträchtigt, da die Druckwerte unterhalb 230 bar (1,3-facher Auslegungsdruck) verbleiben. Die Brennstabhüllrohre bleiben aufgrund des Abstandes zum Filmsieden intakt. Das ENSI hat die Analysen geprüft und hält die Ergebnisse für plausibel und ausreichend konservativ.

6.2.8 Notstandsfall

Angaben des KKG

Der Notstandsfall ist ein speziell für das KKG definierter abdeckender Störfallablauf, bei dem die sichere Nachwärmeabfuhr durch die Bespeisung eines einzelnen Dampferzeugers untersucht wird. Es wird der Ausfall der externen Stromversorgung, der Ausfall aller vier Notstromdiesel und ein Strang des Notstandsystems unterstellt. Durch die sekundärseitige Störung der Wärmeabfuhr kommt es zu einem Ungleichgewicht zwischen erzeugter und abgeführter Leistung. Der rasche Druckanstieg auf der Primärseite führt zur Auslösung der RESA. Für den Störfall wird konservativ eine Nachzerfallsleistung mit einem Zuschlag von 2σ angenommen. Die Analyse zeigt, dass die erzeugte Nachwärme bei Bespeisung eines Dampferzeugers mit einer Notstandspumpe sicher abgeführt werden kann. Die Nachzerfallswärme wird dabei mittels Naturumlauf vom Kern zu den Dampferzeugern transportiert. In den ersten 30 Minuten werden die nicht bespeisten Dampferzeuger zur Nachwärmeabfuhr zusätzlich benötigt und dampfen fast vollständig aus. Nach 30 Minuten ist die Nachzerfallsleistung bereits soweit gesunken, dass ein bespeister Dampferzeuger ausreichend ist. Der Filmsiedeabstand (DNB) und der Primärdruck bleiben in zulässigen Grenzen.

Das Notstandssystem ist für einen zehnstündigen autarken Betrieb ausgelegt (siehe Kap. 5.4.3). Jeder einzelne Deionattank ist für eine zehnstündige Bespeisung eines Dampferzeugers ausreichend. Der für die Bespeisung notwendige Dieselvorrat (Tagesbehälter) ist für einen länger andauernden Betrieb ausgelegt.

Beurteilungsgrundlagen

Der Wärmeübergang vom Brennstabhüllrohr an das Kühlmittel ist sichergestellt, wenn der Nachweis des Abstands zum Filmsieden (DNB) erbracht ist. Ein Versagen der Brennstabhüllrohre kann ebenfalls bei Nachweis des Filmsiedeabstandes ausgeschlossen werden. Der zu verwendende minimale Filmsiedeabstand von 1,15 wurde im Jahre 2005 von der HSK freigegeben.

Die Integrität des Reaktorkühlkreislaufes ist sichergestellt wenn der 1,3-fache Auslegungsdruck nicht überschritten wird (siehe Tab. 6.2-1).

Beurteilung durch das ENSI

Der Notstandsfall gehört aufgrund seiner Eintrittswahrscheinlichkeit der Sicherheitsebene 4 an, wird hier aber aufgrund des abdeckenden Störfallverhaltens anhand der technischen Nachweiskriterien der Störfallkategorie 3 bewertet. Die Liste der Klassierung der Störfälle (Störfallliste) enthält für den Notstandsfall keine Angaben über die Wahrscheinlichkeit des Einzelfehlers.

Die Analysen zeigen nach 30 Minuten eine ausreichende Nachwärmeabfuhr bei der Bespeisung eines DE. In den ersten 30 Minuten muss Kredit von allen drei DE genommen werden, um die Nachwärme über die DE-Sicherheitsventile abführen zu können. Nach Prüfung der Ergebnisse kommt das

ENSI zum Schluss, dass die technischen Nachweiskriterien des DNB-Verhältnisses und des Primärdruckes eingehalten werden. Die Integrität der Barrieren Brennstabhüllrohr und Primärkreislauf ist somit nachgewiesen.

6.2.9 ATWS mit Ausfall Hauptspeisewasserversorgung

Angaben des KKG

Dieser Störfallablauf ist durch den Ausfall der Reaktorschnellabschaltung charakterisiert. Ein mehrfacher Ausfall von Reaktorschutzsignalen oder das Nichteinfallen sämtlicher Steuerstäbe in den Kern können die Ursache für diesen Störfall sein. Der ATWS wird ähnlich wie ein Auslegungsstörfall analysiert, obwohl er wegen seiner geringen Wahrscheinlichkeit in die Sicherheitsebene 4 eingestuft wird.

Der Störfall wurde im Rahmen der Umrüstung der DH-Ventilstation (Projekt PISA) neu analysiert. Für die Dimensionierung der Ventile und den Druckanstieg im Primärkreis ist der Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung anforderungsbestimmend. In der Analyse werden in den ersten 30 Minuten keine Handmassnahmen unterstellt. Die Reaktivitätsrückwirkung wird mit den abdeckenden Daten eines Urankerns bestimmt. Konservativerweise wird die Leistungsreduktion durch den Xenon-Aufbau nicht berücksichtigt. Für die Anfangs- und Randbedingungen werden reale Werte, wie beispielsweise die nominale Reaktorleistung, verwendet.

Mit Beginn des Ereignisses kommt es zum Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung. Die Störung wird vom Reaktorschutz erkannt und würde den Einwurf ausgewählter Einzelstäbe zur Begrenzung der Generatorleistung um 770 MW auslösen. Da ein ATWS unterstellt wird, fallen keine Steuerstäbe ein. Im Störfallverlauf kommt es zu einem weiteren Druckanstieg im Primärkreis mit Auslösung der RESA. Durch das Auslösen des RESA-Signals erfolgt nur der Turbinenschnellschluss aber – wegen Unterstellung eines ATWS - kein Einfall der Steuerstäbe. Durch diese ATWS-Annahmen kommt es aufgrund des Ungleichgewichtes zwischen erzeugter und nicht abgeführter Wärme zu einem Anstieg der Temperatur und des Drucks im Primärkreislauf. Der Temperaturanstieg im Primärkreis bewirkt über die Reaktivitätsrückwirkung eine Leistungsreduktion. Auf der Sekundärseite steigt der FD-Druck an. Die Bespeisung der DE erfolgt mit Hilfe der Notspeise- und Notstandsspeisepumpen.

Die Ergebnisse ergeben einen maximalen Kühlmitteldruck von 193 bar. Die Leistung des Reaktors sinkt bis auf 11,5 % ab und die erzeugte Wärme kann mit der DE-Bespeisung mittels der Notspeise- und Notstandsspeisepumpen abgeführt werden.

Beurteilungsgrundlagen

Für auslegungsüberschreitende Störfälle gelten keine technischen Nachweiskriterien. Die Ergebnisse werden hier anhand der Integrität des Reaktorkühlkreislaufes als Nachweisziel der Störfallkategorie 3 bewertet. Die Integrität des Reaktorkühlkreislaufes ist sichergestellt, wenn der 1,3-fache Auslegungsdruck nicht überschritten wird.

Beurteilung durch das ENSI

Der berechnete Druckanstieg zeigt die Einhaltung des Akzeptanzkriteriums für die Integrität des Primärkreises in der Störfallkategorie 3. Der 1,3-fache Auslegungsdruck von 230 bar wird nicht überschritten. Die Verwendung von realen Anfangs- und Randbedingungen für auslegungsüberschreitende Störfälle ist nach Richtlinie ENSI-A01 zulässig. Das ENSI ist mit den Analysen einverstanden. Die

Ergebnisse sind plausibel und werden durch Vernachlässigung der Xe-Rückwirkung bezüglich des Druckanstieges zu konservativen Werten hin verschoben.

6.2.10 Station Blackout

Angaben des KKG

Störfallabläufe mit einem kompletten Ausfall der Wechselstromversorgung werden als Station Blackout bezeichnet und unterstellen den Ausfall der Eigenbedarfsversorgung zusammen mit dem Ausfall aller Notstrom- und Notstanddiesel. Im Rahmen der Analyse wird gezeigt, dass ein 4-stündiger kompletter Ausfall der Wechselstromversorgung beherrscht wird und die Kernkühlbarkeit gegeben ist. Die einzuleitenden Massnahmen sind im Notfallhandbuch (NHB) beschrieben und beinhalten die sekundärseitige Druckentlastung mit anschliessender passiver Bespeisung der DE aus der Speisewasserleitung und dem unter Druck stehendem Speisewasserbehälter. Die Kernkühlbarkeit ist mit dem Inventar der Speisewasserleitung für die Zeitdauer von 3,5 h gegeben, zusätzlich mit Speisewasserbehälterinventar über einen Zeitraum von 5,5 h. Spätestens nach dieser Zeit muss die Bespeisung eines DE mit Hilfe einer mobilen Pumpe erfolgen, um die Kernkühlbarkeit weiterhin zu gewährleisten.

Der Störfall (Verlust der externen Stromversorgung und Lastabwurf auf Eigenbedarf, Verlust der Notstromdiesel und der Notstanddiesel) ist aufgrund der sehr geringen Eintrittswahrscheinlichkeit auslegungsüberschreitend und der Sicherheitsebene 4 zugeordnet.

Beurteilungsgrundlagen

Für auslegungsüberschreitende Störfälle gelten keine technischen Nachweiskriterien. Die Ergebnisse werden hier anhand der Kühlbarkeit der Brennelemente in Analogie zum Nachweisziel in der Störfallkategorie 3 bewertet. Bei Nachweis des Abstandes zum Filmsieden (DNB, Departure from Nucleate Boiling) kann ein Versagen der Brennstabhüllrohre ausgeschlossen werden.

Beurteilung durch das ENSI

Die Kernkühlbarkeit ist in den ersten Stunden mit den Massnahmen der sekundärseitigen Druckentlastung gegeben. Die Analyse des Störfalls wurde konform zur Richtlinie ENSI-A01 unter der Annahme realer Randbedingungen durchgeführt. Die berechneten Karenzzeiten wurden im Zuge der PSÜ-Massnahme M103 (Sekundärseitiges Feed and Bleed) von der HSK²⁷⁹ geprüft und sind nachvollziehbar.

6.3 Radiologische Auswirkungen von Auslegungsstörfällen

6.3.1 Nachweisführung

Mit Hilfe radiologischer Analysen wird nachgewiesen, dass für alle während der Lebensdauer einer Anlage zu erwartenden und für alle nach menschlichem Ermessen nicht auszuschliessenden Störfälle die Anlage so ausgelegt ist, dass dabei keine für die Umgebung unzulässigen Dosen auftreten. Die Nachweisführung ist Betreiberpflicht (Art. 8 Abs. 4 KEV).

Generell umfassen die für die Bestimmung der radiologischen Auswirkungen notwendigen Analysen

- den Aufbau des Aktivitätsinventars im Brennstab und im Reaktorkühlmittel,

- den Transport radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage bis zur Freisetzung in die Umgebung (Bestimmung des Quellterms),
- die Ausbreitung der freigesetzten radioaktiven Stoffe in der Atmosphäre und Ablagerung auf dem Boden und
- die Strahlenbelastung der Bevölkerung.

Es entspricht der internationalen Praxis, für den Nachweis der Einhaltung von Dosislimiten konservative Berechnungsergebnisse zu verlangen. Damit wird sichergestellt, dass die ausgewiesenen Dosen einen oberen Wert der zu erwartenden radiologischen Auswirkungen darstellen.

Experimentelle und analytische Arbeiten zu Freisetzung, Transport und Wirkung radioaktiver Stoffe haben in den letzten 10 Jahren signifikante neue Erkenntnisse erbracht, die in den Rechenmodellen und Annahmen der radiologischen Analyse zu berücksichtigen sind. Das KKG hat die radiologischen Auswirkungen von repräsentativen Auslegungsstörfällen im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung neu beurteilt.

Die repräsentativen Auslegungsstörfälle wurden auf der Basis eines abdeckenden Spektrums von auslösenden Ereignissen und unter Berücksichtigung der in der Anlage getroffenen Vorsorgemassnahmen zur Verhinderung bzw. zur kurzfristigen Beherrschung dieser auslösenden Ereignisse identifiziert. Die folgenden Auslegungsstörfälle wurden vom KKG als radiologisch repräsentative bzw. relevante Störfälle eingestuft und analysiert (KKG verwendet mehrere Bezeichnungen für den gleichen Störfall):

- Notstromfall (langdauernd), resp. langandauernder Ausfall der Hauptwärmesenke bei betrieblichen Leckagen an den DE-Heizrohren
- Beschädigung von Brennelementen bei der Handhabung, resp. Absturz eines Brennelementes im Brennelementbecken des Ringraums
- Bruch einer reaktorkühlmittelführenden Messleitung, resp. Leck in einer primärkühlmittelführenden Messleitung im Ringraum
- Bruch einer Frischdampfleitung hinter der äusseren Absperrarmatur mit Dampferzeugerheizrohrschäden
- Bruch der Volumenregelsystem-Entnahmeleitung im Reaktorhilfsanlagengebäude, resp. Bruch der Entnahmeleitung (TA) im Reaktorhilfsanlagengebäude
- Bruch einer Hauptkühlmittelleitung, resp. doppelendiger Bruch einer Hauptkühlmittelleitung (in Kap. 6.2.1 dieser ENSI-Stellungnahme als 2F-Bruch der Hauptkühlmittelleitung bezeichnet)

Das vom KKG dargelegte Spektrum radiologisch relevanter Störfälle wird vom ENSI vorbehaltlich der möglichen Neuordnung von Störfällen in die Störfallkategorien akzeptiert (vgl. Forderung 6.1-2). Das ENSI hat die vom KKG eingereichten Rechenmodelle sowie deren Annahmen und Eingabeparameter für diese Störfälle durch eigene Betrachtungen, häufig mittels eigener Modelle, überprüft. Die gemäss der Richtlinie ENSI-G14 vom ENSI berechneten Auswirkungen in der Umgebung wurden mit den Ergebnissen vom KKG verglichen.

Zur Überprüfung wurden die im Rahmen der PSÜ eingereichte deterministische Sicherheitsstatusanalyse (SSA)⁸ und der Sicherheitsbericht⁹ herangezogen. Darüber hinaus wurden vom ENSI zur Prüfung der radiologischen Störfallanalysen neben weiteren Dokumenten ebenfalls berücksichtigt:

- die Aufstellung der gültigen Störfallanalysen des Kernkraftwerks Gösgen-Däniken (Störfallliste),¹⁴⁵
- die Zusammenfassung und Bewertung der gültigen Störfallanalysen für die anforderungsbestimmenden Störfälle des KKG (Zusammenfassung der Störfallanalysen)²⁶¹,
- die radiologischen Betrachtungen zur maximal möglichen Kühlmittelaktivität unter Berücksichtigung der Auslegungsstörfälle (FANP-Arbeitsbericht¹⁹),
- die Umsetzung der Richtlinie HSK-R-100 Klassierung von Störfällen²⁷¹ (Störfallklassierungsbericht) und
- die Zusammenfassung der Ergebnisse der PSÜ.³

6.3.2 Beurteilungsgrundlagen

Als Beurteilungsgrundlage dienen die in Art. 94 der StSV in Abhängigkeit der Störfallhäufigkeit festgelegten Dosiswerte (vgl. Tab. 6.1-1), die UVEK-Verordnung SR 732.112.2 und der in der Richtlinie ENSI-G15 konkretisierte quellenbezogene Dosisrichtwert.

Als massgebende Grundlage für die Bewertung des Transports von radioaktiven Stoffen innerhalb der Anlage wurden die Richtlinie ENSI-A08 (Ausgabe Februar 2010) und der NRC Regulatory Guide 1.183²⁸⁰ herangezogen. Die Berechnungsgrundlagen der deutschen Störfall-Leitlinie für DWR²⁸¹ werden vom ENSI nicht mehr vorrangig berücksichtigt. Die Übertragbarkeit von Annahmen und Randbedingungen auf die anlagenspezifischen Gegebenheiten und die Konservativität der Ergebnisse sind aufzuzeigen. Dabei sind Erkenntnisse, die in Regelwerke neueren Datums Eingang gefunden haben und höhere Anforderungen nach sich ziehen, ebenfalls zu berücksichtigen. Gemäss Richtlinie ENSI-A01 ist zudem der Nachweis der Störfallbeherrschung mit und ohne Einzelfehler zu erbringen, falls ein Störfall aufgrund der Unterstellung eines Einzelfehlers einer höheren Störfallkategorie zugeordnet wird und damit andere Nachweiskriterien gelten. Die Beurteilung der Ausbreitungs- und Dosisberechnungen stützt sich auf die Richtlinie ENSI-G14 (Ausgabe Februar 2008, Revision 1 vom 21. Dezember 2009).

6.3.3 Aktivitätsinventare und Transport radioaktiver Stoffe

Angaben des KKG

Bei den Kühlmittelverlust- und Brennelement-Handhabungsstörfällen werden Hüllrohrdefekte unterstellt, weshalb die Aktivitätsinventare der radiologisch relevanten Nuklide im Brennstoff berechnet werden. Diese Berechnungen werden mit dem Programm KORIGEN durchgeführt, wobei konservative Randbedingungen unter Berücksichtigung der im Überprüfungszeitraum realisierten Kernbeladungen mit vier Brennelementregionen angesetzt werden. Im Fall des Kühlmittelverluststörfalls werden Aktivitätsinventare eines reinen Uran- und eines Mischkerns mit 64 MOX-Brennelementen direkt nach der Reaktorabschaltung zum Zyklusende bestimmt. Im Fall des Brennelementhandhabungsstörfalls werden Aktivitätsinventare von 15 Brennstäben eines Uran- und eines MOX-Brennelementes zwei Tage nach einer Reaktorabschaltung angeführt. Konservativ werden dabei die langlebigen Isotope aus dem maximalen Brennelementabbrand (Uran-BE: ca. 70 MWd/kg; MOX-BE: 60 MWd/kg) und die kurzlebigen aus der maximalen Brennelementleistung (Faktor 1.6 zur mittleren Reaktorleistung) bestimmt. So wird ein abdeckendes Aktivitätsinventar für ein hoch und niedrig abgebranntes Brennelement sichergestellt.

Bei den untersuchten Störfällen mit Freisetzung von Primärkühlmittel oder Frischdampf wird das in der deutschen Störfall-Leitlinie für DWR vorgegebene umfassende Nuklidspektrum berücksichtigt. Die dort angegebenen Werte der Aktivitätskonzentrationen der Spaltprodukte wurden für die hier untersuchten Fälle an eine I-131-Aktivität von $2 \cdot 10^{10}$ Bq/Mg (entspr. einer erhöhten Bezugsaktivität) im Primärkühlmittel angepasst. Die Aktivitätskonzentration der Aktivierungsprodukte wurde beibehalten. Die auf diese Weise berechneten Werte sind im KKG-Sicherheitsbericht zusammengestellt.

Die Berechnung der Aktivitätskonzentrationen im Frischdampf erfolgte mit der Annahme einer maximalen Bezugsaktivität für I-131 von $3,7 \cdot 10^4$ Bq/Mg und dem in der deutschen Störfall-Leitlinie vorgegebenen Nuklidspektrum. Die I-131-Konzentration im Frischdampf entspricht bei einer maximal zulässigen Dampferzeugerleckage von 5 Mg pro Tag einer I-131-Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel von $2 \cdot 10^9$ Bq/Mg.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI prüfte das Aktivitätsinventar der den radiologischen Analysen zugrunde gelegten Nuklide anhand von Nachrechnungen mit dem Programm ORIGEN-ARP (ARP: Automatic Rapid Processing) und stellte eine gute Übereinstimmung der Ergebnisse fest. Die bei den Berechnungen verwendeten Randbedingungen gehen von der Kernbeladestrategie mit vier Regionen aus und stellen konservative und abdeckende Aktivitätsinventare für ein hochbelastetes Brennelement und für einen dem Überprüfungszeitraum entsprechend repräsentativen Kern sicher. Das KKG verwendet für die Ermittlung der Aktivitätsinventare das Programm KORIGEN, das dem Stand der Wissenschaft und Technik entspricht.

Im Hinblick auf die künftige Kernbeladestrategie mit fünf Regionen wurde die Entwicklung des Aktivitätsinventars im Brennstoff im Rahmen der Abbranderhöhung und der Erhöhung der Spaltstoffanreicherung der Brennelemente mit wiederaufgearbeitetem Uran betrachtet. Das Inventar einzelner Nuklide nimmt mit der neuen Beladestrategie zu. Dies wirkt sich vorwiegend auf Störfälle aus, bei denen es störfallbedingt zu Hüllrohrschäden kommt. Dies wurde bei der Wertung der Einhaltung der Schutzziele berücksichtigt.

Die für die Störfallanalysen vom KKG zu Grunde gelegten Aktivitätskonzentrationen im Primärkühlmittel und im Frischdampf haben sich im Überprüfungszeitraum nicht geändert und waren von der HSK akzeptiert worden. Das ENSI hat mit der Richtlinie ENSI-A08 Bewertungsmaßstäbe bekannt gegeben, die in den eingereichten Unterlagen zur PSÜ noch nicht berücksichtigt werden konnten. In der Richtlinie ENSI-A08 wird ein Satz von Nukliden vorgegeben, welche für den anlageninternen Transport zu betrachten ist. Abweichungen hiervon sind zulässig, wenn die Vernachlässigung der nicht betrachteten Nuklide begründet wird. Eine solche Begründung fehlt in den eingereichten Unterlagen. Gleichfalls ist die Nachvollziehbarkeit der verwendeten Aktivitätsinventare im Frischdampf- und Primärkühlmittel nach heutigem Massstab nicht ausreichend.

Das ENSI stellt daher folgende Forderung:

Forderung 6.3-1:

Das KKG hat für die von KKG als „radiologisch relevant“ bezeichneten Störfälle mit Freisetzung von Primärkühlmittel oder Frischdampf bis zum 31. Dezember 2013 in einem Bericht die Herleitung der Aktivitätsinventare im Frischdampf- und im Primärkühlmittel im Detail nachvollziehbar und anlagen-spezifisch darzulegen; dabei ist für die verwendete Nuklidliste nachzuweisen, dass damit mindestens 99 % der resultierenden Dosis in der Umgebung erfasst werden.

6.3.4 Methodik der Ausbreitungs- und Dosisberechnungen

Angaben des KKG

Gemäss der KKG-Störfallliste wurden die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen des KKG grundsätzlich mit den in der Richtlinie HSK-R-41 angegebenen Modellen (Ausgabe vom Juli 1997) durchgeführt, wobei nach FANP-Arbeitsbericht¹⁹ probabilistisch ermittelte Ausbreitungs- und Ablagerungsfaktoren verwendet wurden. Ergänzend zu den Berechnungen gemäss Richtlinie HSK-R-41 wurden in einem nachgereichten KKG-Bericht¹⁴⁵ für einige Störfälle auch Ausbreitungs- und Dosisberechnungen gemäss der Richtlinie ENSI-G14 (Ausgabe vom Februar 2008) für 1-jährige Kleinkinder, 10-jährige Kinder und Erwachsene aufgeführt.

Bei allen Auslegungsstörfällen wurde angenommen, dass die Freisetzung radioaktiver Stoffe zu einem nicht wählbaren Zeitpunkt beginnt und somit die Wetterbedingungen nicht bekannt sind. Für den Standort Gösgen wurden mit einem probabilistischen Verfahren Ausbreitungsfaktoren sowie Fallout- und Washout-Faktoren bestimmt. Die probabilistischen Rechnungen lieferten akkumulierte Häufigkeitsverteilungen dieser Grössen am jeweils ungünstigsten Aufpunkt (95-te Perzentil). Die probabilistische Methode führt gegenüber der Methode mit deterministisch festgelegten, konservativen Parameterwerten zu geringeren Dosisbelastungen.

In den Störfallanalysen wurde unterschieden zwischen Freisetzungen direkt aus Anlagenräumen und Freisetzungen über den Abluftkamin. Bei Freisetzungen aus Anlagenräumen wurde eine Freisetzungshöhe von 34 m angenommen; die effektiven Freisetzungshöhen wurden aufgrund der thermischen Überhöhung störfallspezifisch ermittelt. Bei Freisetzungen über den Abluftkamin wurde jeweils die tatsächliche Freisetzungshöhe von 99 m angesetzt. Bei allen Berechnungen wurde eine minimale Abwinddistanz von 200 m angesetzt. Bei der trockenen und nassen Ablagerung wurde unterschieden zwischen Edelgasen, Iod und Aerosolen. Edelgase lagern sich nicht ab und werden nicht ausgewaschen. Für Iod hängt die Ablagerung von der chemischen Form ab.

Die Ermittlung der maximalen Dosis in der Umgebung erfolgte gemäss Richtlinie HSK-R-41 für eine erwachsene Person am ungünstigsten Aufpunkt. Obwohl in der Richtlinie HSK-R-41 nicht explizit verlangt, wurden auch maximale Dosen für 1-jährige Kleinkinder berechnet. Zur Überprüfung der Einhaltung der gemäss StSV festgelegten Dosiswerte wurde in den Berechnungen grundsätzlich von einer Integrationszeit von einem Jahr unmittelbar nach dem Ereignis ausgegangen. Bei den ermittelten Dosen aus Inhalation und Ingestion handelt es sich zudem um Folgedosen über 50 Jahre.

Folgende Expositionspfade wurden berücksichtigt:

Wolkenphase (Wolkendosis)

- externe Bestrahlung aus der vorbeiziehenden radioaktiven Wolke
- interne Bestrahlung während des Wolkendurchzugs durch Inhalation luftgetragener radioaktiver Stoffe

Bodenphase (Bodendosis)

- externe Bestrahlung durch auf dem Boden abgelagerte radioaktive Stoffe
- interne Bestrahlung durch Inhalation der nach dem Wolkendurchzug wieder aufgewirbelten radioaktiven Stoffe
- interne Bestrahlung durch Ingestion kontaminierter Lebensmittel

Bei der Inhalation wurde während den ersten 8 Stunden des Wolkendurchzugs von einer erhöhten Atemrate von $3,3 \cdot 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$ ausgegangen. Bei der Inhalation während der restlichen Zeit des Wolkendurchzugs und bei der langfristigen Inhalation durch Wiederaufwirbelung wurde eine mittlere Atemrate von $2,3 \cdot 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$ angesetzt. Zur Bestimmung der Inhalations- und Ingestionsdosen wurden die Dosisfaktoren aus der schweizerischen Strahlenschutzverordnung StSV oder aus den ICRP-Original-Publikationen²⁸² verwendet.

Die Dosisfaktoren für externe Bestrahlung wurden aus der Datenbank von Kocher²⁸³ übernommen, jedoch unter Berücksichtigung der Organ-Wichtungsfaktoren gemäss ICRP-60. Bei der externen Bestrahlung aus dem kontaminierten Boden wurde für die Zeit nach dem Wolkendurchzug für alle Störfälle vorausgesetzt, dass sich die Bevölkerung im Mittel über die Expositionsdauer während 2/3 der Zeit in einem Gebäude aufhält. Für den Aufenthalt in Gebäuden wurde ein mittlerer Schutzfaktor von 10 gegen äussere Bestrahlung angesetzt; damit ergibt sich insgesamt ein Schutzfaktor von 2.5.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat festgestellt, dass die im Sicherheitsbericht ausgewiesenen Dosen auf der Basis der deutschen Störfall-Leitlinie für DWR berechnet wurden. Die jüngeren Berechnungen (nach Richtlinien HSK-R-41 bzw. ENSI-G14) fanden noch keinen Eingang in den Sicherheitsbericht.

Das ENSI hat für die Überprüfung der Dosisrechnungen des Betreibers die zwischenzeitlich revidierte Fassung der Richtlinie ENSI-G14 (Revision 1 vom 21. Dezember 2009) verwendet. Im Gegensatz zur Richtlinie HSK-R-41 fordert die Richtlinie ENSI-G14 die Berechnung von Dosen nicht nur für Erwachsene, sondern auch für 1-jährige Kleinkinder und 10-jährige Kinder. Dies führt bei einigen Störfällen dazu, dass die maximalen Dosen bei gleichen Randbedingungen für 1-jährige Kleinkinder um bis zu einem Faktor 4 grösser sind als für Erwachsene. Im Gegensatz zur Richtlinie HSK-R-41 lässt die revidierte Fassung der Richtlinie ENSI-G14 auch bei Störfällen mit einer Eintretenshäufigkeit kleiner als 10^{-2} pro Jahr für den Ingestionspfad verkürzte Integrationszeiten zu, was zu niedrigeren Dosen führen kann. Das KKG verwendet ferner in einzelnen Dokumenten für die Ausbreitungsrechnungen probabilistisch ermittelte Parameterwerte. Die Verwendung solcher Parameterwerte führt ebenfalls zu niedrigeren Ergebnissen bei der Dosisberechnung. Zur Bestimmung der maximalen Dosiswerte in der Umgebung verwendet das ENSI aus diesem Grund für seine eigenen Berechnungen deterministisch festgelegte Parameterwerte gemäss Richtlinie ENSI-G14 wie bei den anderen Kernkraftwerken auch.

Die vom KKG insbesondere im Sicherheitsbericht ausgewiesenen Dosen wurden mit einer Methode bestimmt, die nicht mehr den aktuellen Anforderungen an die Ausbreitungsrechnungen entspricht. Vor einer Aktualisierung des Sicherheitsberichts sind aus diesem Grund die Ausbreitungsrechnungen neu durchzuführen.

Forderung 6.3-2:

Das KKG hat für die von KKG als „radiologisch relevant“ bezeichneten Störfälle die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen gemäss Richtlinie ENSI-G14 Rev. 1 neu durchzuführen und bis 31. Dezember 2013 dem ENSI einzureichen. Die Ergebnisse sind im Sicherheitsbericht zu dokumentieren.

6.3.5 Ergebnisse der Transport-, Ausbreitungs- und Dosisberechnungen

6.3.5.1 Langandauernder Ausfall der Hauptwärmesenke bei betrieblichen Leckagen an den DE-Heizrohren

Angaben des KKG

Der Verlust der Hauptwärmesenke wird als Auslegungsstörfall der Kategorie 2 (mit Einzelfehler) klassiert. Auch ein Notstromfall führt zu einem Ausfall der Hauptwärmesenke, weil die Frischdampfumleitstationen nicht zur Wärmeabfuhr zur Verfügung stehen (Ausfall der Hauptwärmesenke), da sie nicht notstromversorgt sind. Dabei deckt der langandauernde Notstromfall bezüglich der Radiologie auch den kurzfristigen Notstromfall (Störfallkategorie 1) ab, wenn die Dosis kleiner ist als der Grenzwert für Störfallkategorie 1.

Störfallablauf

Die Nachwärmeabfuhr erfolgt bei Ausfall der Hauptwärmesenke zunächst über die Sekundärseite durch Abblasen von Dampf über Dach, bis nach Absenkung von Temperatur und Druck im Kühlsystem das Nachkühlsystem zugeschaltet werden kann. Bei diesem Störfall sind alle 3 Dampferzeuger einschliesslich der Frischdampf-Abblasestationen zur Energieabfuhr verfügbar. Nach dem Teilabfahren verbleibt die Anlage im Zustand „Nulllast heiss“, bis das externe Netz wieder verfügbar ist.

Analyseannahmen und Ergebnisse

Es wird unterstellt, dass die Anlage 12 h lang im Zustand „Nulllast heiss“ bleibt, und das Abfahren anschliessend über die Abblaseregelventile erfolgt, da unterstellt wird, dass das externe Netz noch nicht verfügbar ist. Dies sind ungünstige Annahmen, die zu grösseren radiologischen Konsequenzen führen. Über die Abblasestationen werden dabei insgesamt ca. 800 000 kg Frischdampf in die Kraftwerksumgebung freigesetzt. Während des Abblasevorgangs wird die betrieblich maximale Aktivitätskonzentration im Sekundärdampf angenommen.

Der Eintritt des Notstromfalls, der zu einer Reaktorschnellabschaltung führen würde, führt anlagendynamisch und radiologisch zu einem anderen Störfallablauf: Bei einem Notstromfall wäre infolge der Reaktorschnellabschaltung mit einem sich schnell aufbauenden Iodspike zu rechnen, der in der ursprünglichen Rechnung zum Ausfall der Hauptwärmesenke nicht unterstellt wurde. In einem Notstromfall wäre es zulässig, die Anlage mit einer grösseren Abkühlgeschwindigkeit abzufahren. Unterstellt man ein Abfahren über die Zeitdauer von 2 h, so reduziert sich die abgeblasene Frischdampfmenge von 800 000 kg (Ausfall der Hauptwärmesenke) auf ca. 220 000 kg (Notstromfall).

Die ermittelte maximale Dosis von 0,003 mSv liegt weit unterhalb des nach StSV einzuhaltenden Dosisgrenzwertes für Auslegungsstörfälle der Kategorie 2 von 1 mSv. Die aufgrund der neuen Richtlinie ENSI-G14 und des Entwurfs der Richtlinie ENSI-A08 durchgeführten Kontrollrechnungen in der KKG-Zusammenfassung der Störfallanalysen bestätigen dies.

Beurteilung des ENSI

Gemäss Richtlinie ENSI-A01 ist der Nachweis der Störfallbeherrschung auch ohne Unterstellung eines zusätzlichen Einzelfehlers zu erbringen. Dieser Nachweis erfolgt zurzeit nicht systematisch und ist nachzuholen (siehe Forderung in 6.1-2). Der Verlust der Hauptwärmesenke weist gemäss dem KKG-Störfallklassierungsbericht ohne Berücksichtigung eines zusätzlichen Einzelfehlers eine Häufigkeit grösser als 10^{-1} pro Jahr auf. Demnach ist der für das KKG festgelegte quellenbezogene Dosisrichtwert von 0,3 mSv einzuhalten. Das in diesem Falle stattfindende betriebliche Abfahren der Anla-

ge führt gleichfalls zu einer Aktivitätsüberhöhung im Primärkühlmittel, welche in der ursprünglichen Analyse des Anlagelieferanten nicht berücksichtigt wurde.

Das vom KKG im Sicherheitsbericht und im oben referenzierten FANP-Arbeitsbericht verwendete Modell zur Berechnung der Abgaben an die Umgebung besteht darin, dass die Aktivitätskonzentration im Sekundärdampf mit der total abgegebenen Dampfmenge multipliziert wird. Angaben darüber, wie die Aktivitätskonzentration im Sekundärdampf berechnet und welche Annahmen bei dieser Berechnung berücksichtigt wurden, fehlen (vgl. Forderung 6.3-1). Das ENSI hat sich aufgrund eines vereinfachten Modells zur Aktivitätsfreisetzung aus den Dampferzeugern mit gleichzeitiger Berücksichtigung der Überhöhung der Aktivitätskonzentration des Iods überzeugen können, dass die radiologischen Auswirkungen des Störfalls „langandauernder Ausfall der Hauptwärmesenke“ um eine Größenordnung unterhalb des quellenbezogenen Dosisrichtwerts bleiben. Unberücksichtigt blieb bei allen Betrachtungen aber, dass gemäss der Betriebsvorschriften des KKG ein Abfahren der Anlage bereits bei Aktivitätswerten auf der Sekundärseite des Dampferzeugers vorgeschrieben ist, die bei weitem nicht zu den für die Analyse verwendeten Frischdampfaktivität führen.

Die vom ENSI ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in nachfolgender Tabelle 6.3-1 der vom KKG ermittelten Dosis gegenübergestellt.

Tabelle 6.3-1: Maximal zu erwartende Dosis beim langandauernden Ausfall der Hauptwärmesenke bei betrieblichen Leckagen an den DE-Heizrohren

	maximal zu erwartende Dosis in mSv (Grenzwert 0,3 mSv)	
	KKG-Analyse (gem. Sicherheitsbericht)	ENSI-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	4.5E-6	2.5E-4
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	3.0E-3	3.1E-2
Total Wolken- und Bodenphase	3.0E-3	3.1E-2

Das ENSI stellt fest, dass die radiologische Analyse des Störfalls hinsichtlich der Nachvollziehbarkeit und der Übersichtlichkeit verbesserungswürdig ist, da die Informationen über mehrere Berichte verstreut und ergänzende Bewertungen z. B. des Spikings vom Betreiber erst nachträglich durchgeführt worden sind. Die ausgewiesenen Dosiswerte im Sicherheitsbericht unterscheiden sich zudem von jenen in anderen vorgelegten Berichten des KKG, z. B. $2,1 \cdot 10^{-4}$ mSv im FANP-Arbeitsbericht und in der KKG-Zusammenfassung der Störfallanalysen. Der Sicherheitsbericht ist daher in Bezug auf die radiologischen Auswirkungen von Auslegungsstörfällen zu aktualisieren.

6.3.5.2 Absturz eines Brennelementes im Ringraum

Angaben des KKG

Der Störfall Brennelementbeschädigung bei der Handhabung im Ladebecken (Reaktorgebäude-Ringraum) ist mit Einzelfehler in der Störfallkategorie 3 eingeordnet.

Störfallablauf

Es wird unterstellt, dass bei der Handhabung eines Brennelementes im Ringraum das Brennelement beschädigt wird. Die aus den beschädigten Brennstäben austretenden Radionuklide (Edelgase und Iod) gelangen über das BE-Ladebeckenwasser in die Atmosphäre des Ringraumes und von dort mit der Abluft über den Fortluftkamin in die Umgebung. Der betriebliche Lüftungsabschluss und die Zuschaltung der Ringraumabsaugung erfolgen manuell, sofern diese nicht schon automatisch über die Beta-Aktivität im Kamin ausgelöst wurde. Um eine mögliche Aktivitätsfreisetzung beim BE-Handhabungsstörfall auf den Ladebeckenflur zu begrenzen, wird vor der Handhabung von frisch abgebranntem Brennstoff mit einer Abklingzeit kleiner als 3 Monaten die Ladebeckenabluft via Aktivkohlefilter zum Abluftkamin geleitet.

Analyseannahmen und Ergebnisse

Für die radiologische Analyse wird gemäss der KKG-Zusammenfassung der Störfallanalysen unterstellt, dass sämtliche Brennstäbe einer äusseren Reihe des vom Absturz betroffenen Brennelementes defekt werden. Ferner wird unterstellt, dass der Lüftungsabschluss des Ringraums zehn Minuten nach Störfalleintritt erfolgt. Untersucht werden der Absturz eines MOX-Brennelements und der eines Uran-Brennelements. Zur Berechnung der Freisetzung aus den defekten Brennstäben wurden die Randbedingungen der deutschen Störfall-Leitlinie für DWR zugrunde gelegt und es wird angenommen, dass jeweils Brennelemente mit dem maximalen Leistungsformfaktor und einer Abklingzeit von 3 Tagen beschädigt werden. Die ermittelte maximale Dosis von 0,008 mSv liegt dabei weit unterhalb des nach StSV einzuhaltenden Dosisgrenzwertes für Auslegungstörfälle der Kategorie 3 von 100 mSv. Kontrollrechnungen des KKG unter Berücksichtigung der aktuellen Richtlinie ENSI-G14 und des Richtlinienentwurfs ENSI-A08 bestätigen, dass die Folgedosis im Schnitt um eine bis drei Grössenordnungen unterhalb von 1 mSv liegt.

Beurteilung des ENSI

Der Störfall Brennelementbeschädigung bei der Handhabung im Ladebecken ist mit Einzelfehler in der Störfallkategorie 3 eingeordnet worden. Ohne Berücksichtigung des Einzelfehlers ist gemäss der im KKG-Störfallklassierungsbericht angegebenen Häufigkeiten der Störfall der Kategorie 2 zuzuordnen. Das vom KKG für die Analyse der radiologischen Folgen dieses Störfalls unterstellte Schadensbild ist heute jedoch nicht mehr vereinbar mit Art.10 der UVEK-Verordnung SR 732.112.2, wonach Störfälle der Kategorie 2 nicht zu Beeinträchtigungen der Integrität von Brennstab-Hüllrohren führen dürfen (siehe Forderung 6.1-2). Diese neue Situation konnte im Rahmen der Dokumentenerstellung zur periodischen Sicherheitsüberprüfung vom KKG noch nicht berücksichtigt werden. In der gestaffelten Sicherheitsvorsorge kommt damit der Vermeidung von Hüllrohrbeschädigungen eine wesentlich grössere Bedeutung zu und ist daher vordringlich umzusetzen. Vor diesem Hintergrund hat das ENSI auf eine eigene Ermittlung der radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung verzichtet und sich darauf beschränkt, die Angaben vom KKG zu überprüfen.

Das ENSI hat dabei festgestellt, dass die im Sicherheitsbericht angegebenen Resultate auf Störfallanalysen aus dem Jahr 1995 basieren. Ergebnisse neuerer Analysen, wie z. B. aus dem FANP-

Arbeitsbericht, wurden nicht in den Sicherheitsbericht übernommen. Ferner unterscheiden sich die in der Analyse im FANP-Arbeitsbericht zu Grunde gelegten Randbedingungen, wie z. B. Filterfaktoren oder Abklingzeiten, von denen im Sicherheitsbericht. Zur Berechnung der Freisetzung aus den defekten Brennstäben wurden gemäss dem KKG die Randbedingungen analog der deutschen Störfall-Leitlinie für DWR angewendet. Die Konservativität des vom KKG mittels Kontrollrechnung ermittelten kleineren Quellterms für Halogene ist nicht nachvollziehbar: Das ENSI ist der Ansicht, dass die Modellierung des Transports der Halogene durch das Beckenwasser eine zu hinterfragende Vereinfachung der physikalischen Phänomene darstellt. Beim betrachteten Störfallablauf können gas- und aerosolförmige Iode durch Blasenbildung unter Umgehung der Wasservorlage des Ladebeckens zur Gebäudeatmosphäre gelangen, was zu einer höheren Freisetzung aus dem Ladebecken (grösseren Partitionskoeffizienten) als vom KKG unterstellt führt. Daneben ist ein wichtiger Einflussfaktor für die Partition von Iod der pH-Wert des Wassers im Ladebecken. Bei tiefen pH-Werten bilden sich signifikant mehr flüchtige Iodspezies. Eine Betrachtung dieser Einflussgrösse fehlt in der KKG-Analyse. Betrachtungen der HSK²⁸⁴ sind vergleichbar mit den aktuell im NRC Reg. Guide 1.183 empfohlenen Dekontaminationsfaktoren. Im Weiteren fehlen belastbare Angaben darüber, dass der Lüftungsabschluss entweder manuell oder automatisch nach 10 Minuten abgeschlossen ist. Zudem fehlen Angaben darüber, dass die unterstellte vollständige Durchmischung der aus dem Beckenwasser freigesetzten Aktivität mit der Luft des Ladebeckens umgebenden Raums im Ringraum zu konservativen Ergebnissen führt.

Forderung 6.3-3:

Die Analyse zum Störfall „Absturz eines Brennelements im Ringraum“ ist neu zu erstellen und bis zum 31. Dezember 2013 in einem Bericht zu dokumentieren. Dabei sind folgende Aspekte zu berücksichtigen:

- a) *Die Einhaltung der technischen Kriterien der UVEK-Verordnung SR 732.112.2, welche störfallbedingte Beeinträchtigungen der Integrität der Brennstab-Hüllrohre in der Störfallkategorie 2 untersagt, ist nachzuweisen. Hierfür ist zu zeigen, dass es bei einem Absturz nicht zu Beeinträchtigungen der Integrität der Brennstab-Hüllrohre kommt, oder es ist zu zeigen, dass die Häufigkeit eines Absturzes mit Beeinträchtigungen der Integrität der Brennstab-Hüllrohre kleiner als 10^{-4} pro Jahr ist.*
- b) *Die Basis für die Festlegung der Umschaltzeit der Ringraumlüftung und die Konservativität der Modellierung der Transportprozesse sind anhand des aktuellen Stands von Wissenschaft und Technik zu belegen. Nach Art. 36 KEV sind dabei auch Erkenntnisse zu berücksichtigen, die in kerntechnische Regelwerke anderer Länder massgebend eingeflossen sind.*
- c) *Das KKG hat zu überprüfen, auf welche Weise eine weitere Reduktion der Personendosen im Falle eines Brennelementhandhabungsstörfalls erreicht werden kann (vgl. Kapitel 6.3.6). Die Möglichkeiten sind in einem Bericht zu diskutieren und wo sinnvoll entsprechend umzusetzen.*

6.3.5.3 Leck in einer primärkühlmittelführenden Messleitung im Ringraum

Angaben des KKG

Der Störfall Leck in einer primärkühlmittelführenden Messleitung im Ringraum mit Einzelfehler wurde der Kategorie 3 zugeordnet, sodass der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv beträgt.

Störfallablauf

Der ringraumseitige Bruch einer Wirkdruckleitung löst aufgrund der geringen Leckrate von ca. 1 kg/s keine Reaktorschutzmassnahmen aus. Er wird jedoch durch eine Anzahl von ausgelösten Meldungen ausreichend schnell erkannt und die Leckausströmung kann durch Schliessen der betreffenden Erstabsperrung innerhalb der Sicherheitshülle beendet werden.

Analyseannahmen und Ergebnisse

Zur Berechnung des freigesetzten Aktivitätsinventars wird angenommen, dass die Absperrung der betroffenen Messleitung nach 30 Minuten erfolgt. Bis zu diesem Zeitpunkt sind etwa 2 000 kg Primärkühlmittel aus dem Leck ausgeströmt, von denen etwa 1 000 kg unmittelbar nach dem Ausströmen verdampft. In konservativer Weise wird mit Störfallbeginn die Abschaltung des Reaktors unterstellt, so dass nach der deutschen Störfall-Leitlinie für DWR eine erhöhte Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel durch den Spiking-Effekt in Abhängigkeit von der Freisetzungsdauer aus dem Kühlkreislauf berücksichtigt werden muss. Für die spezifische Aktivität des Primärkühlmittels werden für die Störfallanalyse Werte verwendet, die der Bezugsaktivität des Primärkühlmittels von $2 \cdot 10^7$ Bq/kg an I-131 entsprechen. Der automatische Lüftungsabschluss des Ringraumes wird 10 Minuten nach Störfalleintritt unterstellt. Es wird ferner unterstellt, dass die gewichtsspezifische Aktivitätskonzentration des Dampfes bzw. der Dampfeuchte 10 % der Aktivitätskonzentration des Primärkühlmittels beträgt.

Die ermittelte maximale Dosis von 0,6 mSv liegt dabei weit unterhalb des nach StSV einzuhaltenden Dosisgrenzwertes von 100 mSv für Auslegungstörfälle der Kategorie 3. Die in der KKG-Zusammenfassung der Störfallanalysen erwähnten Kontrollrechnungen des KKG bestätigen, dass die für Ereignisse der Störfallkategorie 3 zulässigen Dosislimiten auch im Hinblick auf die Einführung der neuen Richtlinien ENSI-G14 und ENSI-A08 eingehalten werden.

Beurteilung des ENSI

Der Messleitungsbruch gehört ohne zusätzliche Unterstellung eines Einzelfehlers gemäss der im KKG-Störfallklassierungsbericht angegebenen Häufigkeiten der Störfallkategorie 2 an. Demnach gilt für diese Störfallvariante ein Dosisgrenzwert von 1 mSv, ungeachtet der gemäss A01 zulässigen Kreditierung der zeitlich begrenzten erhöhten Primärkühlmittelaktivität. Der Nachweis der Einhaltung des Dosisgrenzwerts auch ohne die Unterstellung eines zusätzlichen Einzelfehlers erfolgt z. Z. nicht systematisch (siehe Forderung 6.1-2). Das KKG-Modell des Nuklidtransports lehnt sich an die deutsche Störfall-Leitlinie für DWR an. Das ENSI stellt hierzu fest, dass die vom Betreiber referenzierten Analysen sich punktuell bei den unterstellten Annahmen voneinander unterscheiden, z. B. bei der Modellierung der Iodaktivitätsüberhöhung. Die Überprüfung des Quellterms durch das ENSI hat ergeben, dass bei Verwendung der Annahmen und Parameter des KKG sich praktisch identische Resultate ergeben. Die in Übereinstimmung mit der deutschen Störfall-Leitlinie für DWR unterstellten ersten 10 Minuten ungefilterter Freisetzung sind dabei dosisbestimmend. Die Annahme des KKG, wonach beim Störfallbeginn die Abschaltung des Reaktors unterstellt wird, führt zu einer Iod-Aktivitätsüberhöhung im Primärkühlmittel. Diese Annahme ist konservativ, denn eine Reaktorabschaltung zu Beginn des Störfalls wird nicht erwartet. Das ENSI ist jedoch der Ansicht, dass bei der Modellierung der Aktivitätsüberhöhung das Spiking für alle Nuklide der Halogen- und Cäsiumgruppen anzuwenden ist, da sich diese bezüglich Spiking gleich verhalten. Die Beschränkung auf die Leitnuklide I-131, Cs-134 und Cs-137 entspricht nicht mehr dem Stand von Wissenschaft und Technik. Zudem weisen auch die Edelgase im Vergleich zu den Halogenen ein schwaches Spiking auf. Das ENSI hat ein auf dieser Basis korri-

giertes Modell verwendet, um die vom Betreiber ausgewiesenen radiologischen Auswirkungen zu überprüfen.

Die vom ENSI für diesen Störfall ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in der nachfolgenden Tabelle der vom KKG im Sicherheitsbericht ausgewiesenen Dosis gegenübergestellt. Die verwendete unterschiedliche Basis (Richtlinie ENSI-G14) für die Bestimmung der radiologischen Auswirkungen ist ausschlaggebend für die festgestellten Abweichungen (siehe Forderung 6.3-2). Für den Fall mit der nach Technischen Spezifikationen für den unbeschränkten Leistungsbetrieb zulässigen Primärkühlmittelaktivität fällt die Dosis 10-mal geringer aus als in der Tabelle angegeben.

Tabelle 6.3-2: Maximal zu erwartende Dosis beim Leck in einer primärkühlmittelführenden Messleitung im Ringraum

	maximal zu erwartende Dosis in mSv (Grenzwert 1 mSv)	
	KKG-Analyse (gem. Sicherheitsbericht)	ENSI-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	3E-4	5.1E-3
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	6E-1	4.1E-1
Total Wolken- und Bodenphase	6E-1	4.2E-1

Die Ergebnisse der vom ENSI durchgeführten Überprüfung der radiologischen Analysen des KKG lassen den Schluss zu, dass die Dosisgrenzwerte für die Störfallkategorie 2 bzw. 3 eingehalten werden.

6.3.5.4 Bruch einer Frischdampfleitung hinter der äusseren Absperrarmatur mit Dampferzeugerheizrohrschäden

Angaben des KKG

Der Bruch einer FD-Leitung mit Einzelfehler ist als Störfall der Kategorie 3 klassiert, sodass der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv beträgt.

Störfallablauf

Es wird angenommen, dass es beim Frischdampfleitungsbruch infolge der schnellen Druckentlastung des Dampferzeugers und der daraus resultierenden mechanischen Belastungen zu einem Defekt (Abriss) an einem Dampferzeuger-Heizrohr (2F-Bruch) kommt. Dies führt zum Überströmen von Reaktorkühlmittel in den vom FD-Leitungsbruch betroffenen Dampferzeugern. Der FD-Leitungsbruch führt zur frischdampfseitigen Isolation des defekten Dampferzeugers, was den Ausströmvorgang und den Austrag von Reaktorkühlmittel beendet.

Analyseannahmen und Ergebnisse

Unter der konservativen Annahme, dass über den defekten Dampferzeuger 30 Minuten abgeblasen wird, werden über das Abblaseregelventil 40 000 kg Frischdampf in die Umgebung abgeblasen. Ins-

gesamt werden bei diesem Störfall ca. 16 kg Primärkühlmittel als Wasser mit dem Frischdampf freigesetzt. Da die Anlage kurz nach Störfallbeginn automatisch abgeschaltet wird, ist eine Erhöhung der Aktivitätskonzentration im Primärkühlmittel durch Spiking zu unterstellen. In der radiologischen Analyse wird von einer generellen Erhöhung des Aktivitätsniveaus des Primärkühlmittels um den Faktor 10 für die Nuklide I-131, Cs-134 und Cs-137 ausgegangen. Für die Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung wurden Anteile von 10 % an elementarem und 90 % an aerosolförmigem Iod unterstellt.

Die für Einzelpersonen in der Umgebung ermittelte und im Sicherheitsbericht ausgewiesene maximale Dosis von 0,1 mSv liegt dabei weit unterhalb des nach StSV einzuhaltenden Dosisgrenzwertes von 100 mSv für Störfälle der Kategorie 3. Die aufgrund der neuen Richtlinie ENSI-G14 und des Entwurfs der Richtlinie ENSI-A08 durchgeführten Kontrollrechnungen bestätigen dies.

Beurteilung des ENSI

Der hier betrachtete Störfall dient dem KKG als abdeckender Fall für den Dampferzeuger-Heizrohrbruch. Ohne Berücksichtigung des Einzelfehlers gehören der Frischdampfleitungsbruch und auch der Dampferzeuger-Heizrohrbruch gemäss der im KKG-Störfallklassierungsbericht angegebenen Häufigkeiten der Störfallkategorie 2 an. Dies gilt für die nach Technischen Spezifikationen maximal zulässige Primärkühlmittelaktivität für einen zeitlich unbegrenzten Betrieb.

Die Angaben des Betreibers zum Störfallablauf im KKG-Störfallklassierungsbericht stehen im Widerspruch zu bisherigen dem ENSI vorgelegten Analysen im FANP-Arbeitsbericht sowie in den KWU-Arbeitsberichten^{285,286} und sind nicht nachvollziehbar.

Die Beschränkung der Analyse radiologischer Folgen auf 30 Minuten ist nach Auffassung des ENSI nicht ausreichend, weil radioaktive Freisetzungen von nicht betroffenen Dampferzeugern bis zur Unterbindung von Abgaben durch diese Dampferzeuger zu unterstellen sind (vgl. Kapitel 6.2.3 dieser Stellungnahme und Kapitel 1.2 und 1.3 im Anhang 3 der Richtlinie ENSI-A08).

Der vom Betreiber unterstellte Spiking-Faktor von 10 für die erste halbe Stunde ist sehr konservativ. Die Beschränkung der Aktivitätserhöhung auf die Leitnuklide I-131, Cs-134 und Cs-137 entspricht nicht mehr dem Stand von Wissenschaft und Technik. Zudem weisen auch die Edelgase im Vergleich zu den Halogenen ein schwaches Spiking auf.

Das ENSI hat zur Überprüfung der Aussagen des Betreibers ein eigenes Modell entwickelt. Dabei zeigte sich, dass die Resultate für Edelgase im FANP-Arbeitsbericht offenbar um mehrere Grössenordnungen unterschätzt wurden. Sie sind radiologisch aber von untergeordneter Bedeutung. In den radiologischen Analysen des Betreibers wurden zudem lediglich Freisetzungen aufgrund der im Dampfstrom vorhandenen Restfeuchte betrachtet. Organisches Iod wurde vom KKG nicht berücksichtigt. Für den Transport der Halogene wurden wichtige Einflussgrössen wie Lage und Thermohydraulik des Heizrohrlecks, Höhe der Wasserüberdeckung und pH-Werte im Wasser nicht betrachtet. Dies entspricht einem verkürzten Freisetzungsmodell. Das ENSI ist daher der Ansicht, dass der Ansatz vom KKG zur Berechnung des luftgetragenen Inventars an Radionukliden nicht nachweislich konservativ ist.

Forderung 6.3-4:

Das KKG hat für den Bruch einer Frischdampfleitung hinter der äusseren Absperrarmatur mit Dampferzeugerheizrohrschäden die radiologische Analyse unter Berücksichtigung der Forderung 6.2-2 neu zu erstellen und in einem Bericht zu dokumentieren, der dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 einzureichen ist. Dabei ist die Modellierung des Nuklidtransports dem Stand von Wissenschaft und

Technik anzupassen: Das Transportmodell für Edelgase ist zu korrigieren, organisches Iod sowie die unterschiedlichen Transportmechanismen (Flashing, Partition) sind zu berücksichtigen. Zudem ist die Modellierung der Aktivitätsüberhöhung auf alle modellierten Edelgas- und Halogennuklide zu erweitern. Der Einfluss der Lage der Dampferzeugerheizrohr-Bruchstelle ist zu berücksichtigen. Die für die Berechnung des Quellterms verwendeten Grössen sind tabellarisch aufzuführen und zu referenzieren.

Die vom ENSI für diesen Störfall ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in der nachstehenden Tabelle dem Ergebnis vom KKG gegenübergestellt. Aufgrund der genannten abweichenden Annahmen fällt die vom ENSI ermittelte Dosis deutlich höher aus. Die Ergebnisse der radiologischen Analyse lassen jedoch den Schluss zu, dass die zulässigen Dosiswerte für die Störfallkategorien 2 und 3 bei der jeweils maximal nach der Technischen Spezifikation erlaubten Primärkühlmittelaktivität eingehalten werden. Für den Fall mit der nach Technischen Spezifikationen für den unbeschränkten Leistungsbetrieb zulässigen Primärkühlmittelaktivität fällt die Dosis geringer aus als in der Tabelle angegeben.

Tabelle 6.3-3: Maximal zu erwartende Dosis beim Bruch einer Frischdampfleitung hinter der äusseren Absperrramatur mit Dampferzeugerheizrohrschäden

	maximal zu erwartende Dosis in mSv (Grenzwert 100 mSv)	
	KKG-Analyse (gem. Sicherheitsbericht)	ENSI-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	4E-5	2.6E-2
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	1E-1	9.9E-1
Total Wolken- und Bodenphase	1E-1	1.0E+0

6.3.5.5 Bruch einer Entnahmeleitung (TA) im Reaktorhilfsanlagegebäude

Angaben des KKG

Der Bruch der Entnahmeleitung wurde der Kategorie 3 zugeordnet, sodass der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv beträgt.

Störfallablauf

Bei einem Bruch der Entnahmeleitung des Volumenregelsystems im Reaktorhilfsanlagegebäude während des bestimmungsgemässen Betriebs strömt Primärkühlmittel mit ca. 50 °C aus. Die Beendigung des Störfalls erfolgt durch Handmassnahmen nach 30 Minuten.

Analyseannahmen und Ergebnisse

Es treten insgesamt etwa 30 000 kg Primärkühlmittel aus dem Leck in das Reaktorhilfsanlagegebäude aus. Für die relevanten Iodisotope wurde je 50 % an elementarem und organischem Iod unterstellt. Bei der Berechnung dieser Werte wurde von einer Bezugsaktivität des Primärkühlmittels von $2 \cdot 10^7$ Bq/kg an I-131 ausgegangen. Zur Bestimmung der Aktivitätsfreisetzung in die Anlagenumgebung wird für die Halogene von einem volumenbezogenen Konzentrationsgleichgewicht von $1 \cdot 10^5$

von Wasser zu Luft bei einem betroffenen Raumvolumen von 20'000 m³ und einer mittleren Luftwechselzahl von 2 pro Stunde ausgegangen. Die im Primärkühlmittel enthaltenen Edelgase werden vollständig freigesetzt.

Die ermittelte maximale Dosis von 0.2 mSv liegt dabei weit unterhalb des nach StSV einzuhaltenden Dosisgrenzwertes von 100 mSv für Auslegungsstörfälle der Kategorie 3. Kontrollrechnungen nach Richtlinie ENSI-G14 und Entwurf der Richtlinie ENSI-A08 des KKG zeigen, dass zum Störfallgrenzwert von 100 mSv eine grosse Sicherheitsmarge vorhanden ist.

Beurteilung des ENSI

Belastbare Angaben des Betreibers zur Einstufung des Störfalls fehlen. Nach Einschätzung des ENSI ist der Störfall ohne Einzelfehler und für eine nach der Technischen Spezifikation maximal zulässige Primärkühlmittelaktivität für den uneingeschränkten Betrieb in die Kategorie 3 einzuteilen.

Die Angaben des Betreibers zur Aufteilung der Iodspezies im ausgelaufenen Primärkühlmittel sind nicht nachvollziehbar. Die Aufteilung zwischen elementarer und organischer Form für das an die Umgebung abgegebene Iod ist zudem nach Auffassung des ENSI nicht mit der Flüchtigkeit des organischen Iods und der gleichzeitigen Annahme eines Partitionsgleichgewichtes vereinbar. Begründungen für die Lüftungsrate, für das angenommene Mischvolumen (für die Halogene von 20'000 m³) und für die Dauer der aus dem Störfall resultierenden radiologischen Abgaben fehlen. Die Aktivitätsüberhöhung des Primärkühlmittels wurde vom Betreiber konservativ mit einem Faktor 10 modelliert.

Forderung 6.3-5:

Die radiologische Analyse für den Bruch einer Entnahmeleitung (TA) im Reaktorhilfsanlagegebäude ist vom KKG neu zu erstellen, in Berichtsform zu dokumentieren und dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 einzureichen. Darzulegen sind insbesondere:

- *Die Einstufung des Störfalls ist zu begründen.*
- *Die Nachvollziehbarkeit des vom KKG ermittelten Quellterms ist gemäss Richtlinie ENSI-A08 in der Dokumentation zu gewährleisten. Dafür sind die getroffenen Annahmen zu beschreiben und zu referenzieren. Die unterstellten Anteile der Iodspezies, der Partitionsfaktor von elementarem Iod in Wasser und die Dauer der Abgaben sind zu begründen. Die Einflussgrössen sind tabellarisch aufzuführen und zu referenzieren.*

Das ENSI hat auf Basis der Richtlinie ENSI-A08 für die Aufteilung der Iodspezies eine eigene Quelltermabschätzung vorgenommen. Eine Rückhaltung des organischen Iods und der Edelgase wurde dabei nicht unterstellt.

Die vom ENSI für diesen Störfall ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in der nachfolgenden Tabelle der vom KKG im Sicherheitsbericht ausgewiesenen Dosis gegenübergestellt.

Tabelle 6.3-4: Maximal zu erwartende Dosis beim Bruch einer Entnahmeleitung (TA) im Reaktorhilfsanlagengebäude

	maximal zu erwartende Dosis in mSv (Grenzwert 100 mSv)	
	KKG-Analyse (gem. Sicherheitsbericht)	ENSI-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	2E-3	3.3E-3
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	2E-1	8.1E-2
Total Wolken- und Bodenphase	2E-1	8.5E-2

Das ENSI kommt zum Schluss, dass das Schutzziel für die Kategorie 3 eingehalten ist.

6.3.5.6 Doppelendiger Bruch einer Hauptkühlmittelleitung

Angaben des KKG

Der doppelendige Bruch einer Hauptkühlmittelleitung ist mit Einzelfehler gemäss dem KKG-Störfallklassierungsbericht als auslegungsüberschreitender Störfall eingestuft (siehe Kap. 6.2.1).

Störfallablauf

Beim doppelendigen Bruch (2F-Bruch) einer Hauptkühlmittelleitung erfolgt eine schnelle Druckentlastung, wobei das Primärkühlmittel zu sieden beginnt und aus der Bruchstelle austritt. Der austretende Dampf wird aufgrund eines rasch erfolgenden Lüftungsabschlusses in der Sicherheitshülle zurückgehalten, die das gesamte Primärsystem umschliesst und so ausgelegt ist, dass sie dem Druckaufbau, der sich bei einem vollständigen Abriss einer Hauptkühlmittelleitung ergibt, standhält. Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe aus der Sicherheitshülle wird durch den Sicherheitseinschluss einschliesslich der Rückhalteeinrichtungen hinreichend begrenzt.

Analyseannahmen und Ergebnisse

Für den Zeitraum bis 5 Minuten nach Störfalleintritt werden der Betrieb der Fortluftanlage sowie eine ungefilterte Abgabe der Ringraumabluft berücksichtigt. Es wird unterstellt, dass 10 % der Brennstäbe störfallbedingt versagen. Deren Beitrag zur Aktivität im Ringraum wird aufgrund des frühest möglichen Versagenszeitpunkts nach 2 Minuten angenommen. Nach 5 Minuten werden die aus der Atmosphäre der Sicherheitshülle in den Ringraum entweichenden radioaktiven Stoffe für die Dauer von 24 Stunden über die Ringraum-Absauganlage mit Störfallfiltern via Abluftkamin an die Umgebung abgegeben. Dabei werden die Auslegungsleckrate der Sicherheitshülle (0,25 Vol.-%/Tag) bei ihrem Auslegungsdruck und eine Gleichverteilung im Ringraumvolumen unterstellt. Es wird konservativ nicht berücksichtigt, dass der Druckabbau im Containment zeitlich schneller erfolgt und die Leckageabsaugung der Sicherheitsbehälterdurchdringungen gemäss KKG-Zusammenfassung der Störfallanalysen zur Verfügung steht.

Die ermittelte maximale Dosis von 0.1 mSv liegt dabei weit unterhalb des nach StSV einzuhaltenden Dosisgrenzwertes von 100 mSv für Auslegungsstörfälle der Kategorie 3.

Beurteilung des ENSI

Ohne Berücksichtigung des Einzelfehlers gehört der Störfall gemäss den im KKG-Störfallklassierungsbericht angegebenen Häufigkeiten der Störfallkategorie 3 an. Der maximal zulässige Dosiswert beträgt demnach 100 mSv.

Das ENSI stellt fest, dass das vom KKG verwendete Nuklidtransportmodell sich in Teilen an die deutsche Störfall-Leitlinie für DWR anlehnt. Die Menge der bis zum Eintritt des Lüftungsabschlusses aus dem Sicherheitsbehälter entweichenden radioaktiven Stoffe wurde nicht störfallspezifisch bestimmt. Der Zeitpunkt des frühestmöglichen Versagens von Brennstäben wird nicht anlagenspezifisch ausgewiesen. Ebenfalls fehlen anlagenspezifische Angaben und Begründungen zur ungefilterten Freisetzung radioaktiver Stoffe in den ersten 5 Minuten nach Beginn des Störfalls. Zudem vermisst das ENSI die Nachweise dafür, dass Freisetzungen via möglicher Leckagen (z. B. von Sicherheitseinspeise- und Nachkühlsystemen im Rezirkulationsbetrieb) und via Freisetzungspfaden unter Umgehung des Ringraums vernachlässigbar sind. Schliesslich ist der Abbruch der Berechnung nach 24 Stunden unter Vernachlässigung allfälliger späterer Abgaben (z. B. aus Druckabsenkung durch Spülung) nicht nachvollziehbar. Weil der pH-Wert des Sumpfwassers von entscheidender Bedeutung für die Bildung flüchtiger Iodspezies ist, ist auch das verwendete Partitionsmodell für Iod zwischen Sumpfwasser und Sicherheitsbehälteratmosphäre zu begründen.

Mit den vom KKG verwendeten Parametern (soweit aufgeführt), ergänzt durch Angaben aus den Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission²⁸¹ und Anlageninformationen, erhielt das ENSI vergleichbare Resultate für den Quellterm. Das ENSI ist der Ansicht, dass das vom KKG verwendete Transportmodell für radioaktive Stoffe eine Reihe von optimistischen Modellelementen und -annahmen enthält und somit nicht nachvollziehbar konservativ ist.

Forderung 6.3-6:

Die radiologische Analyse für den doppelendigen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung ist vom KKG unter Berücksichtigung der Anforderungen aus der Richtlinie ENSI-A08 neu zu erstellen, in Berichtsform zu dokumentieren und dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 einzureichen. Dabei sind insbesondere folgende Aspekte zu beachten:

- *Denkbare mögliche Freisetzungen vor Isolation des Sicherheitsbehälters sowie mögliche Leckagen und Freisetzungspfade auch in Bypass des Ringraums sind anlagenspezifisch zu betrachten.*
- *Der Zeitpunkt des frühestmöglichen Versagens von Brennstäben ist anlagenspezifisch auszuweisen.*
- *Die Konservativität des Partitionsmodells ist hinsichtlich des aktuellen Stands von Wissenschaft und Technik zur Iodchemie in wässriger Umgebung nachzuweisen.*
- *Der Abbruch der Berechnung nach 24 Stunden unter Vernachlässigung allfälliger späterer Abgaben ist nachvollziehbar zu begründen.*
- *Die Einflussgrössen sind tabellarisch aufzuführen, ihre Konservativität ist aufzuzeigen und ihre Basis zu referenzieren.*

Die Ergebnisse der vom ENSI durchgeführten Plausibilitätsüberprüfung lassen den Schluss zu, dass der zulässige Dosiswert für die maximal nach der Technischen Spezifikation erlaubte Primärkühlmittelaktivität eingehalten wird.

6.3.5.7 Erdbeben

Angaben des KKG

Das Sicherheitserdbeben gehört ohne Einzelfehler zur Kategorie 3, so dass der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv beträgt.

Die sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile sind so gegen das Sicherheitserdbeben ausgelegt, dass ein sicheres Abschalten des Reaktors mit anschliessender langfristiger Nachwärmeabfuhr sowie der Möglichkeit des Abfahrens der Anlage gewährleistet ist. Das gesamte Reaktorgebäude mit seinen sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen ist auf die erforderliche Erdbebenintensität ausgelegt, so dass keine unzulässige Umgebungsbelastung durch radioaktive Stoffe erfolgen kann. Das Reaktorhilfsanlagengebäude ist gegen Erdbeben ausgelegt, so dass keine Beschädigungen von darin aufgestellten Behältern zu erwarten sind.

Das Ereignis Sicherheitserdbeben ist durch die Anlagentransiente „Langdauernder Notstromfall“ abgedeckt. Es erfolgt keine unzulässige Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung. Grenzwerte für Störfälle der Kategorie 3 gemäss Richtlinie HSK-R-100 und Strahlenschutzverordnung bleiben mit grosser Sicherheitsmarge eingehalten.

Im KKG gibt es keine Komponenten der SK1 bis SK3, die nur auf Betriebserdbeben ausgelegt sind und zu einer messbaren Freisetzung von Radioaktivität führen können. KKG bezeichnet als Betriebs-erdbeben ein Erdbeben mit einer effektiven Beschleunigung von 0,12 g auf der Standortoberfläche, welches noch keine Schäden an der Anlage und somit an den Komponenten verursacht. Die möglichen Freisetzungen aus SK4-Systemen sind durch die vorhandenen Störfallanalysen abdeckend behandelt.

Das KKG hat eine detaillierte Analyse der Reserven bezüglich seismischer Belastungen (Seismic Margin Assessment, SMA) durchgeführt. Als Grundlage dafür wurden die PEGASOS-Ergebnisse verwendet. Dabei hat das KKG sämtliche Sicherheitsfunktionen bewertet, die für ein sicheres Abfahren der Anlage erforderlich sind. Es kommt dabei zum Schluss, dass selbst bei wesentlich höheren Beschleunigungen als ursprünglich zugrunde gelegt wurden, die Integrität bzw. die Funktionsfähigkeit der Sicherheitssysteme nicht in Frage gestellt werden. Das Reaktorhilfsanlagengebäude sowie relevante aktivitätsführende Systeme innerhalb des Gebäudes sind gegen Sicherheitserdbeben ausgelegt und verfügen über Auslegungsreserven. Dadurch wird eine Freisetzung von Radioaktivität nach einem Erdbeben vermieden.

Beurteilung des ENSI

Die radiologischen Folgen eines Sicherheitserdbebens wurden im Jahr 2002 vom KKG untersucht und beurteilt. Das KKG hielt fest, dass alle aufgeführten Komponenten keine oder nur geringe Mengen von radioaktiven Stoffen enthalten oder solche Mengen, die durch ein Erdbeben nicht freigesetzt werden können. Gemäss dem KKG ist ein nennenswerter Austrag von Radioaktivität in die Umgebung bei dem unterstellten Sicherheitserdbeben SSE lediglich aus Systemen des Reaktorhilfsanlagengebäudes zu erwarten. Das ENSI hat den in 2002 verwendeten Ansatz für die Erbringung des Nachweises aufgrund des zulässigen Dosiswerts von 100 mSv akzeptieren können.

Neue Erkenntnisse aus der PEGASOS-Studie weisen jedoch darauf hin, dass sowohl für das 1 000-jährliche Referenzerdbeben als auch für das Sicherheitserdbeben SSE höhere Lasten zu erwarten

sind, als bei der Auslegung des KKG unterstellt wurden. Zudem entspricht die Definition des Betriebserdbebens (KKG-Bezeichnung) nicht dem 1 000-jährlichen Referenzerdbeben.

Die Schlussfolgerung aus dem Jahr 2002 ist heute aufgrund der geänderten Randbedingungen nicht mehr ausreichend nachvollziehbar. Auch für das Referenzerdbeben sind höhere Lasten zu unterstellen, wobei der massgebende Dosisgrenzwert bei 1 mSv liegt. In dieser Hinsicht sind die Schadensbilder für gegen Betriebserdbeben ausgelegte Komponenten bzw. Systeme wie z. B. das Abgassystem aufgrund der erwarteten höheren Erdbebenlasten des Referenzerdbebens nicht hinreichend belegt. Systematische Angaben zu Aktivitätsinventaren sowie deren Flüchtigkeit fehlen in den Unterlagen des KKG. Gleichfalls ist der Verweis auf andere Störfallanalysen nur dann stichhaltig, wenn die unterstellten Schadensbilder mit dem untersuchten Auslöseereignis Erdbeben vereinbar sind.

Das ENSI ist demnach der Auffassung, dass das KKG die neuen Erkenntnisse nicht ausreichend berücksichtigt und die radiologischen Folgen sowohl des Referenzerdbebens als auch des Sicherheitserdbebens unter den neuen Randbedingungen von PEGASOS nicht vollständig betrachtet hat, vgl. auch Kapitel 6.1.3 und 7.2.6.2. Insbesondere fehlen in diesem Zusammenhang in den von KKG eingereichten Unterlagen vollständige Schadensumfangsanalysen betreffend der Komponenten sowohl im Reaktorgebäude als auch im Reaktorhilfsanlagengebäude.

Forderung 6.3-7:

Das KKG hat in einem Bericht die Aktivitätsinventare der Komponenten und Systeme darzulegen, die basierend auf den Untersuchungen gemäss Forderung 6.1-1 den Einwirkungen eines 1 000-jährlichen Referenzerdbebens und eines Sicherheitserdbebens (SSE) nicht mit ausreichender Sicherheit standhalten.

Darauf basierend ist die beim Störfall Erdbeben zu erwartende Gesamtdosis zu ermitteln und die Einhaltung der Dosisgrenzwerte gemäss StSV ist nachzuweisen.

Der Termin für diesen Nachweis ist in dem gemäss Forderung 6.1-1 spätestens ein Jahr nach Vorliegen der Ergebnisse der PRP zu erstellenden Konzept verbindlich festzulegen.

6.3.6 Radiologische Auswirkungen in der Anlage

Die radiologischen Auswirkungen der in den vorhergehenden Kapiteln untersuchten Störfälle sind für das Betriebspersonal von untergeordneter Bedeutung, da es sich in der Regel nicht im Einflussbereich der Freisetzung befindet. Eine Ausnahme bildet der Absturz eines Brennelements, dessen Auswirkungen für das Betriebspersonal am folgeschwersten sind. Darüber hinaus kommt der Bewertung der radiologischen Auswirkung von Störfällen innerhalb der Anlage dann eine wesentliche Bedeutung zu, wenn das Betriebspersonal Vor-Ort-Massnahmen zur Störfallbeherrschung ergreifen muss. Dies setzt allerdings voraus, dass die auslegungsgemäss vorgesehenen automatischen Schutzmassnahmen versagt haben. In diesem Fall handelt es sich um sehr seltene, auslegungsüberschreitende Störfallszenarien.

Angaben des KKG

Zur Berechnung der Strahlenexposition des Personals bei einem Brennelementabsturz im Ringraum (siehe Kap. 6.3.5.2) wird die konservative Annahme getroffen, dass infolge der Beschädigung die spontan freigesetzten Edelgase in einem kugelförmigen Volumen von 180 m³ konzentriert sind, in dessen Zentrum sich die betrachtete Person 1 Minute lang bis zum Verlassen des betroffenen Bereichs aufhält. Weiterhin wird konservativ unterstellt, dass sich spontan ein Gleichgewicht zwischen

der Iodkonzentration im Beckenwasser und der Raumlufteinstellt, in der sich die betrachtete Person aufhält. Das freie Edelgas-Inventar wird konservativ mit 10 % angenommen. Hinsichtlich der Freisetzung von Iod wird ebenfalls entsprechend den Vorgaben der deutschen Störfall-Leitlinie für DWR konservativ unterstellt, dass 5 % des Iodinventars aus dem beschädigten Brennstab ins Beckenwasser gelangen. Zur Berechnung des Übertritts von Iod aus dem Beckenwasser in die Raumlufteinstellt entsprechend der deutschen Störfall-Leitlinie für DWR ein Verteilungskoeffizient von $1 \cdot 10^{-5}$ angenommen.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI zieht für seine Beurteilung der Personendosen bei einem Brennelement-Handhabungsstörfall den Art. 4 Abs. 3 KEG unter Beizug der Werte aus Art. 35 und 96 StSV heran. Letztere stellen keine einzuhaltenden Dosiswerte für das direkt vom Unfallgeschehen betroffene Personal dar. Sie haben hier orientierenden Charakter. Bezüglich des Schadensbildes beim Absturz eines Brennelementes gelten die Anmerkungen und Forderungen in Kapitel 6.3.5.2 weiter oben.

Nach Ansicht des ENSI wurden in der vom Anlagenlieferanten durchgeführten Analyse (im FANP-Arbeitsbericht)¹⁹ die Teilvolumina für die Abschätzung der Raumlufteinstellungen von Edelgasen und Halogenen sehr konservativ angesetzt. Die Analyse stützt sich bei der Festlegung der Hüllrohrspaltinventare und des Partitionsfaktors für die Berechnung der Raumlufteinstellung auf Angaben der deutschen Störfall-Leitlinie für DWR ab. Das ENSI stellt jedoch fest, dass der zugrunde gelegte Partitionsfaktor von $1 \cdot 10^{-5}$ keineswegs generell akzeptiert ist. Die Beschreibung der Freisetzung von Iod in das Beckenwasser bei gleichzeitig aufsteigenden Blasen unterschiedlichster Grösse aus dem Brennelement-Ladebecken wird damit nach Ansicht des ENSI nicht nachvollziehbar konservativ modelliert. Neuere Erkenntnisse zum Freisetzungverhalten, wie sie im NRC Reg. Guide 1.183 bzw. im NRC Regulatory Issue Summary 2006-04²⁸⁷ festgehalten wurden, belegen dies. Das ENSI unterstellt demnach in Anlehnung an diese beiden NRC-Unterlagen für den Übertritt in die Raumlufteinstellung einen Dekontaminationsfaktor von 285 für elementares Iod und ein Mischungsverhältnis von 50 % in der Raumlufteinstellung. Ferner unterstellt das ENSI bei seiner Überprüfung in Anlehnung an die Richtlinie ENSI-A08 und US NRC RG 1.183 ein Hüllrohrspaltinventar für I-131 von 8 % statt 5 %.

Die vom ENSI für den Absturz eines Brennelements im Ladebecken des Ringraums ermittelte maximal zu erwartende Dosis für das Betriebspersonal wird in der nachstehenden Tabelle (Werte in Klammern sind für MOX-Brennelemente) der vom KKG ausgewiesenen Dosis gegenübergestellt. Das ENSI stellt ferner fest, dass bei Verwendung eines Partitionsfaktors, wie er auch in früheren Betrachtungen des ENSI (damals HSK)²⁸⁴ verwendet wurde, Dosiswerte gleicher Grössenordnung resultieren, wie bei Anwendung des Dekontaminationsfaktors nach US NRC RG 1.183.

Tabelle 6.3 5: Maximal zu erwartende Dosis im ersten Jahr für das Betriebspersonal bei einem U-BE-Handhabungsstörfall (Werte in Klammern: MOX-BE)

	Dosis im ersten Jahr in mSv U-Brennelement (MOX-Brennelement)	
	KKG-Analyse (gem. FANP-Arbeitsbericht)	ENSI-Analyse
Direktstrahlung	7,9 (7,9)	6 (6)
Inhalation Iod	6,1 (7,0)	127 (143)
Total	14,0 (14,9)	ca. 133 (148)

Die Differenzen ergeben sich aufgrund der deutlich grösseren freigesetzten Iod-Anteile in die Raumluft bei der ENSI-Analyse. Die vom ENSI ermittelte Dosis berücksichtigt in sehr konservativer Weise die externe Bestrahlung mit einem halb-unendlichen Wolkenmodell. Bei Berücksichtigung der endlichen Ausdehnung der Wolke kann davon ausgegangen werden, dass die aus der Direktstrahlung resultierende Dosis um mindestens einen Faktor 2 reduziert wird. Ferner berücksichtigt weder das Modell des Anlagenbetreibers noch das des ENSI die konzentrationsverringemde Wirkung von Schutzeinrichtungen wie lokale Absaugungen, welche die Gesamtdosis substantiell reduzieren könnten. Auch wenn in diesem Fall keine einzuhaltenden Dosiswerte für das direkt vom Unfallgeschehen betroffene Personal gelten, so zeigen die Ergebnisse nach Auffassung des ENSI, dass Überlegungen (vgl. Forderung 6.3-3 Bst. c) zu weiteren dosisreduzierenden Massnahmen zum Schutz des Personals gerechtfertigt sind.

Die Zugänglichkeit wichtiger Anlagenbereiche und -räume unter strahlenschutztechnischen Gesichtspunkten bei auslegungsüberschreitenden Störfallbedingungen wurde vom KKG in einer sogenannten Post-LOCA Studie aus dem Jahr 1999 letztmalig untersucht. Eine Aktualisierung dieser Studie ist bisher nicht durchgeführt worden. Aufgrund der im Überprüfungszeitraum durchgeführten Anlagenänderungen und der Einführung bzw. Erweiterung des Notfallmanagements ist aus Sicht des ENSI eine Überprüfung der Aktualität der Post-LOCA Studie erforderlich.

Forderung 6.3-8:

Die Post-LOCA Studie ist unter Berücksichtigung der vorgenommenen Anlagenänderungen und der Erweiterung des Notfallmanagements hinsichtlich ihrer Aktualität zu überprüfen und ggf. zu aktualisieren. Die aktualisierte Studie ist dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 einzureichen.

6.3.7 Allgemeine Beurteilung der radiologischen Störfallanalysen durch das ENSI

Das ENSI hat die radiologischen Störfallanalysen der vom KKG als radiologisch relevant eingestuft und analysierten Auslegungsstörfälle überprüft. Eine zusammenfassende Darstellung der maximal zu erwartende Dosen für Einzelpersonen in der Umgebung ist in der Tabelle 6.3-6 angegeben. Das ENSI hat im Rahmen der Überprüfung der radiologischen Störfallanalysen mehrere Verbesserungsmassnahmen identifiziert. Diese sind insbesondere darauf zurückzuführen, dass neue Erkenntnisse vom KKG bisher noch nicht ausreichend berücksichtigt sind. Die Forderungen betreffen insbesondere:

- die Berücksichtigung neuer Randbedingungen rechtlicher Anforderungen sowie von neuen Richtlinien
- die Berücksichtigung neuer Erkenntnisse zur Freisetzung, zum Transport und zur Wirkung radioaktiver Stoffe
- die Nachvollziehbarkeit der Dokumentation

Die Dokumentation zu den radiologischen Störfallanalysen ist teilweise unübersichtlich und gemessen an den Anforderungen der Richtlinie ENSI-A08 nicht ausreichend nachvollziehbar. Die Nachvollziehbarkeit der radiologischen Analysen wird vor allem dadurch eingeschränkt, dass ihre Dokumentation

- a) die verwendeten Einflussgrössen (z. B. Modelle) nicht ausreichend begründet und die für sie verwendeten Werte nicht ausreichend referenziert werden,
- b) widersprüchliche Aussagen z. B. in Bezug auf Störfallabläufe oder Spikingfaktoren enthält,
- c) ergänzende Bewertungen (z. B. des Spikings) des Betreibers enthält, die erst nachträglich durchgeführt worden sind und
- d) z. T. unvollständig qualitätsgesichert ist (z. B. bei der Erstellung und Prüfung von Dokumenten).

Nach Prüfung der vorgelegten Dokumente erachtet das ENSI den Sicherheitsbericht als nicht mehr aktuell. Ebenso wurden Inkonsistenzen zwischen Sicherheitsbericht und ergänzenden Berichten, z. B. zwischen Störfallliste und dem FANP-Arbeitsbericht festgestellt.

Forderung 6.3-9:

Der Sicherheitsbericht ist gemäss Art. 41 Abs. 1 KEV durch das KKG bis zum 31. Dezember 2012 und danach turnusgemäss spätestens alle zwei Jahre bezüglich der Ergebnisse der überarbeiteten Störfallanalysen (siehe Kapitel 6 und 7 dieser Stellungnahme) nachzuführen und dem aktuellen Stand der Kernanlage anzupassen. Details der Analysen sind zu dokumentieren, gegebenenfalls in separaten Berichten. Inkonsistenzen zwischen Sicherheitsbericht und ergänzenden Berichten sind zu beheben.

Tabelle 6.3-6: Maximal zu erwartende Dosen für Einzelpersonen in der Umgebung

Auslegungsstörfall	maximale Dosis im ersten Jahr [mSv]	
	KKG- Analyse [1]	ENSI- Analyse
<i>Ereignisse der Störfallkategorie 1 (maximal 0.3 mSv):</i>		
- lang andauernder Ausfall der Hauptwärmesenke bei betrieblichen Leckagen an den DE-Heizrohren	3E-03	3.1E-02
<i>Ereignisse der Störfallkategorie 2 (maximal 1 mSv)</i>		
- Absturz eines Brennelementes im Ringraum	8E-03	-
- Leck in einer primärkühlmittelführenden Messleitung im Ringraum	6E-01	4.2E-01
- Bruch einer FD-Leitung hinter der äusseren Absperrarmatur mit Dampferzeugerheizrohrschäden	abgedeckt durch Kat.3-Fall, s.u.	1E-01 [2]
<i>Ereignisse der Störfallkategorie 3 (maximal 100 mSv)</i>		
- Bruch einer FD-Leitung hinter der äusseren Absperrarmatur mit Dampferzeugerheizrohrschäden	1E-01	1.0E+00
- Bruch der Entnahmeleitung (TA) im Reaktorhilfsanlagen-gebäude	2E-01	8.5E-02
- doppelendiger Bruch einer Hauptkühlmittelleitung	1E-01	-
- Erdbeben	- [3]	-

[1] aus dem Sicherheitsbericht

[2] aus Störfallkategorie-3-Fall abgeschätzt anhand der für unbeschränkten Leistungsbetrieb zulässigen Primärkühlmittelaktivität

[3] Gemäss KKG abgedeckt durch den langandauernden Notstromfall (langandauernder Ausfall der Hauptwärmesenke)

7 Schutz der Anlage gegen auslegungsüberschreitende Störfälle

Mit dem für Kernkraftwerke entwickelten Sicherheitskonzept ist eine weitreichende und umfassende Vorsorge gegen das Eintreten und die Konsequenzen von Störfällen getroffen worden. Für die der Auslegung zugrunde liegenden Störfälle wird nachgewiesen, dass die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umgebung gering ist und keine Gefährdung für die Umgebung und für die Bevölkerung darstellt. Dieses Sicherheitskonzept deckt alle nach der Erfahrung zu erwartenden und nicht sehr unwahrscheinlichen Störfälle ab.

Störfälle ausserhalb der Auslegung sind nur bei Mehrfachfehlern denkbar. Erst das Auftreten einer Reihe von Mehrfachfehlern in der Anlage kann zu einem Versagen mehrerer Rückhaltebarrieren und somit zu einem schweren Unfall mit einer massiven Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung führen. Es ist die Aufgabe der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA), das Risiko auslegungsüberschreitender Störfälle abzuschätzen. Die PSA-Methodik erlaubt eine quantitative Risikobewertung unter Berücksichtigung verschiedenartigster Unfallursachen wie beispielsweise Systemausfälle, menschliches Versagen oder Naturkatastrophen. Darüber hinaus lassen sich mittels der PSA Rückschlüsse ziehen auf mögliche Schwachstellen der Anlage, bzw. auf sinnvolle Anlageverbesserungen, die das Risiko weiter reduzieren können. Die Quantifizierung von Risiken, die sich aus Sabotage, Terroranschlägen oder Kriegshandlungen ergeben, ist üblicherweise nicht Gegenstand einer PSA und wird dementsprechend auch in den schweizerischen PSA nicht durchgeführt.

Die Bestimmung des Kernschadens- und Freisetzungsriskos erfolgt in zwei Schritten, welche als PSA der Stufe 1 und der Stufe 2 bezeichnet werden. Die PSA der Stufe 1 umfasst die Bestimmung derjenigen Unfallabläufe, die innerhalb von 24 Stunden nach Störfalleintritt zu einer Beschädigung des Reaktorkerns führen. Als Ergebnis wird die Kernschadenshäufigkeit (Core Damage Frequency, CDF) pro Jahr ausgewiesen. Die CDF ist zudem ein wichtiges Zwischenresultat bei der Berechnung des Risikos für die Umgebung, da nur Unfälle mit Kernbeschädigung auch zu einer Freisetzung grösserer Mengen radioaktiver Stoffe führen können. Die PSA der Stufe 2 baut auf den Ergebnissen der Stufe 1 auf und analysiert Unfallabläufe, welche zu einem Versagen des Containments als letzte Rückhaltebarriere führen können. Dabei wird ein Zeitraum von mindestens 48 Stunden nach Eintritt des auslösenden Ereignisses für die Containmentfunktion berücksichtigt. Als Ergebnis werden die Freisetzungshäufigkeit pro Jahr sowie die Art und der Umfang der freigesetzten radioaktiven Stoffe ausgewiesen.

7.1 Vorgehen bei der Beurteilung

Zu der umfassenden Sicherheitsüberprüfung, die vom Inhaber einer Betriebsbewilligung eines Kernkraftwerks alle 10 Jahre durchzuführen ist, gehört die Erstellung einer PSA (Art. 34 Abs. 2 Bst. d KEV). Gestützt auf Art. 34 Abs. 3 KEV hat das ENSI die konkreten Anforderungen an die PSA in der Richtlinie ENSI-A05 „Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Qualität und Umfang“ geregelt. Diese Richtlinie wurde am 18. Juni 2007 in die externe Vernehmlassung gegeben und am 14. Januar 2009 vom ENSI verabschiedet. Die vorliegende Beurteilung stützt sich auf diese Richtlinie.

Insbesondere zur weiteren Konkretisierung des Stands der Technik wurden über die Richtlinie ENSI-A05 hinaus u. a. der deutsche PSA-Leitfaden BfS-SCHR-37/05²⁸⁸ und der Standard ASME/ANS RA-Sa-2009²⁸⁹ herangezogen. Die zum Beurteilungsstichtag vorliegende Version des ASME-Standards ASME/ANS RA-Sb-2005²⁹⁰ ist die referenzierten Punkte betreffend vergleichbar mit der Version ASME/ANS RA-Sa-2009.

Für die Bewertung des Sicherheitsniveaus aus Sicht der PSA und der Ausgewogenheit der Risikobeiträge werden die Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (UVEK-Verordnung SR 732.112.2) und die Richtlinie „Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA): Anwendungen“ (Richtlinie ENSI-A06) herangezogen. Für die PSÜ 2008 entwickelte das KKG eine neue PSA, welche im Folgenden als GPSA2009²⁹¹ bezeichnet wird. Das ENSI hat die GPSA2009 stichprobenartig überprüft. Die wichtigsten Ergebnisse dieser Überprüfung sind in der vorliegenden Stellungnahme festgehalten. Aus der Überprüfung abgeleitete Verbesserungspunkte zur GPSA2009 sind in den einzelnen Abschnitten zusammenfassend beschrieben und in einer Aktionsliste eingehender dargelegt. Die Umsetzung der in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungen ist Gegenstand der in den Kapiteln 7.2.7, 7.3.5, 7.4.8 und 7.5.5 beschriebenen Forderungen.

Im beschreibenden Teil der nachfolgenden themenspezifischen Unterkapitel werden jeweils die dokumentierten Angaben des Betreibers zusammen mit Informationen aus dem PSA-Modell und einigen Erläuterungen des ENSI dargestellt.

7.2 Stufe-1-PSA für Volllast

Das KKG reichte seine erste Stufe-1-PSA für die Beurteilung des Volllastbetriebs im Jahre 1994 der HSK (heute ENSI) ein. Das entsprechende PSA-Modell beinhaltete interne Ereignisse (Kühlmittelverluste und Transienten), interne systemübergreifende Ereignisse (Brände und interne Überflutungen) und externe Ereignisse (Erdbeben, Flugzeugabsturz und Verstopfen der Wasserfassungen).

Eine grundlegende Überarbeitung dieser Stufe-1-PSA erfolgte mit der Erstellung der GPSA2003. Basierend auf genaueren thermohydraulischen Analysen wurde die Modellierung der Kühlmittelverluststörfälle und der Dampferzeugerheizrohrbrüche verfeinert. Ebenso wurden Vereinfachungen, betreffend die Modellierung von Ausrüstungen die nur zeitweise in Betrieb sind, durch präzisere Modelle ersetzt. Ferner wurden die Erdbeben- und die Brand-PSA überarbeitet.

Eine weitere wesentliche Überarbeitung der GPSA erfolgte mit der Erstellung der GPSA2006. Dabei wurden verschiedene Anlagenänderungen und neue Operateurhandlungen in der PSA abgebildet. Die wesentlichsten Modelländerungen waren die Abbildung der neuen Druckhalterventilstation für die primärseitige Druckbegrenzung und -entlastung und die Abbildung von Operateurhandlungen, welche auf den neu eingeführten Entscheidungshilfen für das Unfallmanagement (Severe Accident Management Guidance, SAMG) basieren. Die Modellierung der Kühlmittelverluststörfälle und Dampferzeugerheizrohrbrüche wurde ein weiteres Mal verfeinert. Ferner wurden dieser Studie die verschärften Erdbebengefährdungsannahmen zugrunde gelegt, welche die HSK basierend auf der Erdbebengefährdungs-Studie PEGASOS (Probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse für die KKW-Standorte in der Schweiz) festgelegt hatte.

Die im Rahmen der PSÜ 2008 eingereichte GPSA2009 berücksichtigt alle durchgeführten Anlagenänderungen von 2004 bis Mitte 2007. Gegenstand der Überarbeitung waren insbesondere die Brand- und die Erdbeben-PSA, die Modellierung von externen Überflutungen, die Zuverlässigkeitskenngrößen der Komponenten und die Fehlerwahrscheinlichkeit der Operateurhandlungen.

Das Volllastmodell der GPSA2009 behandelt neben dem Volllastbetrieb auch alle Zustände mit einer Anlagenleistung kleiner als 40 % (Schwachlastzustände), in denen die Wärme über die Dampferzeuger abgeführt wird. Dies beinhaltet auch Tests, welche in diesem Leistungsbereich durchgeführt werden sowie spezielle auslösende Ereignisse beim An- oder Abfahren der Anlage.

Da sich die CDF gemäss der Richtlinie ENSI-A05 auf den Volllastbetrieb bezieht und eine zentrale Grösse für viele PSA-Anwendungen ist, die sich nur auf den Volllastbetrieb beziehen (z. B. Vorkommnisbewertung), behandelt das ENSI in diesem Kapitel lediglich die Stufe-1-PSA zur Bestimmung der CDF für den Volllastbetrieb.

Die Richtlinie ENSI-A05 gibt den Betrachtungsumfang für die Stufe-1-PSA vor. Artikel 4.1.b hält fest, dass das mit dem Brennelementlagerbecken verbundene Freisetzungsrisko bei Leistungsbetrieb des KKW zu diskutieren ist. Falls basierend auf abdeckenden Annahmen der Nachweis eines geringen Freisetzungsriskos (Beitrag zur gesamten „Total Risk of Activity Release“, TRAR, kleiner als 1 %) erbracht werden kann, kann auf eine detaillierte PSA für das Brennelementlagerbecken verzichtet werden. Eine entsprechende Analyse liegt nicht vor, da diese Anforderung erst nach der Erstellung der PSÜ mit der Einführung der Richtlinie ENSI-A05 erhoben wurde. Das entsprechende Verbesserungspotential ist in der Aktionsliste aufgeführt.

7.2.1 Zuverlässigkeit von Komponenten

Die Komponentenzuverlässigkeitskenngrössen in der GPSA2009 umfassen Ausfallraten, Unverfügbarkeiten aufgrund von Instandhaltungsarbeiten (d. h. Wartung oder Instandsetzung) sowie Parameter für die Quantifizierung von Ausfällen aufgrund einer gemeinsamer Ursache (Common Cause Failure, CCF). Zur Bestimmung der Zuverlässigkeitskenngrössen macht das KKG u. a. folgende Angaben:

- **Datenerfassungsgrundlage:** Als Basis für die Erfassung der anlagenspezifischen Rohdaten zur Bestimmung der Komponentenzuverlässigkeitskenngrössen definierte das KKG die Komponentengrenzen für die modellierten Komponententypen und beschreibt die Population der Komponenten, für welche Instandhaltung berücksichtigt wurde.
- **anlagenspezifische Rohdaten:** Das KKG gibt für jeden betrachteten Komponentenfehlermodus die Anzahl Ausfälle sowie die Anzahl Anforderungen oder Betriebsstunden an, die für die Ermittlung der Komponentenausfallraten verwendet wurden. Im Rahmen der 4. Datenauswerteperiode (in der GPSA2009 als „data collection effort 4“ bezeichnet) wurde die Auswertung der Betriebserfahrung zur Bestimmung der Komponentenausfallraten um 4 Jahre (d. h. bis Ende 2004) für ca. 2/3 der existierenden Komponentenfehlermodi erweitert.
- **generische Zuverlässigkeitsdaten:** Die generischen Zuverlässigkeitsdaten beinhalten eine statistische Auswertung der internationalen Betriebserfahrung. Als Quellen für die Herleitung von generischen Kenngrössen wurden insbesondere die Datenbasis eines KKG-Auftragnehmers, welcher auch an der Entwicklung des KKG-Modells beteiligt war, die ZEDB-Datenbank (ZEDB = Zentrale Zuverlässigkeits- und Ereignisdatenbank)²⁹² und das T-Book²⁹³ verwendet. Diese generischen Daten wurden bereits für ein vorgängiges PSA-Modell (GPSA2003) verwendet und mit den damals vorliegenden anlagenspezifischen Daten verrechnet, um die anlagenspezifischen Komponentenausfallraten zu erhalten.
- **Entwicklung anlagenspezifischer Zuverlässigkeitskenngrössen:** Die Komponentenausfallraten der GPSA2003 wurden mit Hilfe eines Bayes-Verfahrens²⁹⁴ mit den neuen anlagenspezifischen Rohdaten aus der 4. Datenauswerteperiode verrechnet, um die aktuellen anlagenspezifischen Zuverlässigkeitskenngrössen (für GPSA2009) zu erhalten.
- **Entwicklung anlagenspezifischer CCF-Parameter:** Zur Bestimmung der CCF-Parameter wurde die Multiple-Greek-Letter-Methode (MGL) gemäss NUREG/CR-5485²⁹⁵ verwendet. Die Be-

rücksichtigung der anlagenspezifischen Betriebserfahrung erfolgte wiederum auf Basis des Bayes-Verfahrens.

- Bestimmung der Instandhaltungsunverfügbarkeiten: Die Instandhaltungshäufigkeiten und –dauer wurden für die GPSA2009 nicht aktualisiert. Stattdessen werden die Werte aus der GPSA2003 verwendet. Die GPSA2003 berücksichtigt die Betriebserfahrung bis Ende 2000.
- Umfang der Kenngrössen: Gemäss Angaben vom KKG besteht der Umfang der Komponentenzuverlässigkeitskenngrössen in der GPSA2009 aus 170 Komponentenausfallraten, 147 CCF-Parametern und 95 Parametern zur Bestimmung der Unverfügbarkeiten durch Instandhaltung. Von den 170 definierten Komponentenausfallraten basieren 19 auf einem rein generischen Wert. 5 davon wurden aus der GPSA2003 übernommen und 14 weitere wurden im Rahmen der GPSA2009 eingeführt. Dabei handelt es sich vorwiegend um Ausfallraten elektrischer Komponenten, wie Transmitter, Logikelemente, Schaltanlagen sowie von Armaturen und Dieselgeneratoren, für welche neue Fehlermodi betrachtet wurden.
- Untersuchungen zu den Komponentenausfallraten: Das KKG hat die in der GPSA2009 verwendeten Komponentenausfallraten mit internationalen generischen Werten verglichen. Aus der KKG-Untersuchung ergibt sich, dass die in der GPSA2009 verwendeten Komponentenausfallraten im Allgemeinen im selben Wertebereich wie die internationalen Daten liegen.

Beurteilung des ENSI

Die Bestimmung der Komponentenzuverlässigkeitskenngrössen entspricht im Allgemeinen dem Stand der Technik. Die ENSI-Überprüfung der KKG-Betriebserfahrung hat keine Komponentengruppen identifiziert, deren Ausfallrate im internationalen Vergleich ausserordentlich hoch ist. Im Allgemeinen sind die in der GPSA2009 verwendeten Komponentenausfallraten plausibel.

Die verwendete Methode zur Analyse der CCF und das angewandte Bayes-Verfahren für die Ermittlung der Komponentenausfallraten und der CCF-Parameter entsprechen im Allgemeinen dem Stand der Technik.

Das ENSI hat jedoch auch Verbesserungsbedarf festgestellt, der im Detail in der Aktionsliste beschrieben ist und im Folgenden in zusammenfassender Form dargestellt wird:

- Die Dokumentation zur Bestimmung der Komponentenausfallraten ist nicht nachvollziehbar:
 - Die allgemeine Vorgehensweise zur Erfassung der anlagenspezifischen Rohdaten zur Bestimmung der Komponentenausfallraten ist nicht beschrieben. Es fehlen insbesondere Informationen zu der verwendeten Betriebsdokumentation (Datenbanken, Dokumente), die für die Erfassung der Komponentenausfälle und für die Bestimmung der Anzahl Anforderungen bzw. Betriebsstunden verwendet werden.
 - Die GPSA-Dokumentation enthält keine Angabe, welche Komponentenkollektive gebildet wurden, um die Zuverlässigkeitskenndaten abzuleiten.
- Die im PSA-Modell verwendeten Zuverlässigkeitsdaten sind nicht aktuell:
 - Im Rahmen der 4. Datenauswerteperiode wurden die Komponentenausfallraten unter Berücksichtigung der Betriebserfahrung bis Ende 2004 aufdatiert. Ein Vergleich der GPSA2009 mit den entsprechenden Daten aus der GPSA2003 zeigt, dass ca. 58

- Komponentenausfallraten im Rahmen der 4. Datenauswerteperiode nicht aufdatiert wurden.
- Im Rahmen der 4. Datenauswerteperiode wurden die Daten zur Bestimmung der Unverfügbarkeiten aufgrund von Instandhaltungsarbeiten nicht aufdatiert. Damit wird die Betriebserfahrung für diesen Aspekt nur bis zum Jahr 2000 berücksichtigt.
 - Die Modellierung von Common Cause Failures in der GPSA2009 ist teilweise optimistisch. Es wurde folgender Verbesserungsbedarf identifiziert:
 - In der GPSA2009 wurde die Möglichkeit systemübergreifender CCF nicht untersucht, obwohl es bei dem KKG z. B. Pumpen desselben Typs (d. h. Modell und Hersteller gleich) gibt, die bei unterschiedlichen Systemen verwendet werden. Gemäss Richtlinie ENSI-A05, Kap. 4.4.3 Bst. j ist in der PSA die Möglichkeit systemübergreifender CCF zu diskutieren. (siehe auch ASME³¹⁹ Table 4.5.4-2(b)).
 - Bei den Pumpen des nuklearen Zwischenkühlsystems (TF), des Not- und Nachkühlsystems (TH) sowie des nuklearen Nebenkühlwassersystems (VE) wird bei der Quantifizierung der CCF zwischen normal betriebenen (TF11/12/31/32, TH10/30 und VE10/30) und Standby-Pumpen (TF21/22, TH20/40 und VE20/40) unterschieden. Normal betriebene und Standby-Pumpen werden jeweils separaten CCF-Gruppen zugeordnet. Eine CCF-Abhängigkeit für alle Pumpen innerhalb eines der oben genannten Systeme wurde somit probabilistisch ausgeschlossen, obwohl es sich um baugleiche Komponenten handelt. Ferner sind die Beta-Faktoren (der MGL Methode) der normal betriebenen Pumpen um einen Faktor 10 tiefer als die Beta-Faktoren der Standby-Pumpen. Der Grund für die Verwendung der unterschiedlichen Werte der Beta-Faktoren wird in der GPSA2009 nicht angegeben. Im Gegensatz zur GPSA2003 werden die Werte dieser Beta-Faktoren nicht aus generischen bzw. anlagenspezifischen Informationen abgeleitet. Gemäss Richtlinie ENSI-A05 Kap. 4.2.4 sind die Beta-Faktoren mit Hilfe anerkannter Methoden auf Basis der Betriebserfahrung abzuleiten.

7.2.2 Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen

Die Analyse von Operateurhandlungen im Rahmen einer PSA wird im internationalen Sprachgebrauch als HRA (Human Reliability Analysis) bezeichnet. Die HRA in der GPSA2009 für Volllast betrachtet Operateurhandlungen der gemäss IAEA Safety Series No. 50-P-10²⁹⁶ definierten Kategorien A (latente Fehler), B (Beiträge zur Entstehung auslösender Ereignisse) und C (direkte Beeinflussung von Stör- und Unfallabläufen). Die in der GPSA2009 hierzu durchgeführten Analysen sind nachfolgend zusammengefasst.

Kategorie A (latente Fehler)

Diese Kategorie betrifft Handlungen, die bei Routinetests und Instandhaltungen an Systemen erforderlich sind. Fehlhandlungen haben keinen unmittelbaren Einfluss auf den Anlagenbetrieb, können jedoch zu latenten Fehlern führen, welche die Funktion von Systemen im Anforderungsfall beeinträchtigen. Ein latenter Fehler ist ein Fehler, der unentdeckt bleibt, bis die betroffene Komponente angefordert oder mit einer Funktionsprüfung getestet wird (Definition gemäss Richtlinie ENSI-A06). Massgeblich für die Zuweisung des Betriebszustands (Volllast, Schwachlast oder Stillstand) zu einer Fehlhandlung der Kategorie A ist der Zeitpunkt des störfallbedingten Anforderungsfalls des betroffenen Systems. So wird z. B. eine während Stillstand herbeigeführte Armatur-Fehlstellung dem Betriebszu-

stand *Volllast* zugewiesen werden, wenn das betroffene System bei Störfällen während *Volllast* angefordert wird.

Gemäss HRA-Methodenbeschreibung in der GPSA2009 erfolgte die Identifizierung von Handlungen der Kategorie A im Rahmen der Analyse der einzelnen Systeme. Die Festlegung der im Modell abzubildenden Fehlhandlungen erfolgte anhand qualitativer Kriterien (qualitative screening), z. B. Nichtberücksichtigung einer Fehlhandlung, falls deren Konsequenz durch einen Alarm im Hauptkontrollraum (HKR) signalisiert wird. Es ergab sich daraus eine Fehlhandlung (Fehlkalibrierung von Signalen der Containmentdruckmessung), die im Modell abgebildet wurde. Zur Bestimmung der Fehlerwahrscheinlichkeit (Human Error Probability, HEP) wurden Werte aus anderen PSA-Studien und ingenieurmässige Abschätzungen verwendet.

Kategorie B (Beiträge zur Entstehung auslösender Ereignisse)

Zu dieser Kategorie gehören Handlungen, welche die Auslösung eines Störfalls beeinflussen oder direkt zur Folge haben. Derartige Handlungen werden üblicherweise nicht explizit modelliert. Stattdessen wird angenommen, dass ihr Beitrag implizit in den Häufigkeiten auslösender Ereignisse enthalten ist. Dieses Vorgehen ist auch in der GPSA2009 für die Mehrzahl der auslösenden Ereignisse gewählt worden. Bei der Ermittlung der Häufigkeiten von acht Ereignissen (z. B. Überflutung des Ringraums) ist explizit das Versagen von Operateurhandlungen berücksichtigt worden.

Die Bestimmung der HEP von Handlungen der Kategorie B erfolgte unter Verwendung der Methoden THERP (Technique for Human Error Rate Prediction)²⁹⁷ und ASEP (Accident Sequence Evaluation Program)²⁹⁸ sowie unter Hinzuziehung ingenieurmässiger Abschätzungen und anlagenspezifischer Daten. Beispielsweise wurde für das versehentliche Offenlassen einer Tür nach Instandhaltungsarbeiten, als Beitrag zur Entstehung des auslösenden Ereignisses *Ringraumüberflutung*, die HEP ($4,3 \cdot 10^{-3}$) mittels THERP bestimmt. Die getroffene Annahme der sicheren Entdeckung dieses Fehlers beim nächsten Anlagenrundgang (d. h. HEP = 0) und die verwendete HEP ($2,7 \cdot 10^{-3}$) für die Bewertung des rechtzeitigen Beendens der Ringraumüberflutung (z. B. durch Abschaltung einer nuklearen Nebenkühlwasserpumpe) sind ingenieurmässige Abschätzungen.

Kategorie C (direkte Beeinflussung von Stör- und Unfallabläufen). Überblick

Diese Kategorie umfasst Handlungen, die zur Unfallbeherrschung erforderlich sind und gemäss Stör- und Notfallvorschriften durchzuführen sind. Fehlhandlungen haben einen direkten Einfluss auf den Stör- oder Unfallablauf. Die HRA in der GPSA2009 für *Volllast* umfasst 72 Operateurhandlungen der Kategorie C, welche im Rahmen der Ereignis- und Unfallablaufanalyse identifiziert wurden. Diese Handlungen unterteilen sich in

- 42 Handlungen, die bei der Abarbeitung des Störfall-BHB (Betriebshandbuch, Kapitel „Störfallvorschriften“) angefordert werden,
- 20 AM-Handlungen, das sind Handlungen, die dem Unfallmanagement (Accident Management, AM) zugewiesen werden und im Notfallhandbuch (NHB) beschrieben sind, z. B. Bespeisung eines Dampferzeugers (DE) ab Tanklöschfahrzeug,
- sowie zehn Handlungen zur Brandbekämpfung.

Die innerhalb von 30 Minuten nach einem Erdbeben durchzuführenden Handlungen wurden als garantiert ausgefallen angenommen. Für Handlungen nach 30 Minuten wurde ab einer Beschleunigung von 0,45 g (PGA, Peak Ground Acceleration, gemäss Messung auf Fels) erhöhter Stress als zusätzli-

che Fehlerursache berücksichtigt (psychischer Schock infolge der von den Operateuren wahrnehmbaren Schäden an der Anlage und in der Umgebung des Kraftwerks). Die Wahrscheinlichkeit des Handlungsversagens aufgrund eines psychischen Schocks wurde als Funktion der PGA und des Distanzbereichs der Lage des Epizentrums bezogen auf den Standort des KKG bestimmt. Das KKG unterscheidet drei Distanzbereiche: 0 – 16 km, 16 – 40 km, 40 – 250 km. Hierzu wird das Verhalten des Personals als Fragility – in Analogie zu einer seismischen Versagenswahrscheinlichkeit (Fragility) einer Komponente oder Baustruktur – modelliert. Zur Herleitung der Fragility-Charakteristik wird der Erdbebenstörfall in der Kernkraftwerksanlage Kashiwazaki-Kariwa (Japan, 2007) als ein vom Personal bestandener Test interpretiert und mit einem Verfahren, welches vom Earthquake Engineering Research Institute (EERI)²⁹⁹ zur Herleitung von Fragility-Funktionen aus Testdaten empfohlen wird, ausgewertet.

Für die übrigen externen Ereignisse (z. B. Flugzeugabsturz) wurde kein erhöhter Stress berücksichtigt.

Nachfolgend wird die in der GPSA2009 durchgeführte Quantifizierung der oben genannten Unterkategorien von Handlungen der Kategorie C zusammengefasst.

Kategorie C. Handlungen gemäss Störfall-BHB

Die Quantifizierung der 42 gemäss Störfall-BHB angeforderten Handlungen der Kategorie C erfolgte unter Verwendung der Methode THERP. Dabei wurde zwischen der HEP für die Diagnose (in der GPSA2009 auch als *Erkennungs-Fehlerwahrscheinlichkeit* bezeichnet) und der HEP für die Handlungsausführung (in der GPSA2009 als *Implementation Error Rate* bezeichnet) unterschieden.

Die Diagnose-HEP wurde aus dem Produkt zweier HEPs berechnet: (1) der HEP für die als *erste Durchführung* bezeichnete Diagnose (gemäss erster Anforderung im BHB) und (2) der HEP für die als *Korrekturhandlung* bezeichnete Diagnose (gemäss wiederholter Symptomabfragen im BHB). Beiden HEPs wurde die gleiche verfügbare Diagnosezeit zu Grunde gelegt. Zwischen den beiden Diagnosefehlern wurde eine leichte Abhängigkeit unterstellt, die unter Verwendung des Abhängigkeitsmodells der Methode THERP quantifiziert wurde. Für eine Handlung, *Druckabsenkung des Reaktorkreislaufs (RKL) nach kleinem Leck (20 cm²) und Ausfall der Hochdruckeinspeisung*, wurde wegen fehlender Unterstützung durch das BHB eine totale Abhängigkeit angenommen (d. h. der erste Diagnosefehler bedingt in jedem Fall auch den zweiten Diagnosefehler).

Die Berechnung von jeder der beiden Diagnose HEPs erfolgte in Abhängigkeit von der verfügbaren Diagnosezeit und einem entsprechend dem Ansatz der Methode SLIM (Success Likelihood Index Methodology)³⁰⁰ ermittelten Fehlerindex (Failure Likelihood Index, FLI). Im Einzelnen wurde, für jede der beiden oben beschriebenen Diagnosen, wie folgt vorgegangen.

- Fünf Gruppen von Operateuren bewerteten die leistungsbeeinflussenden Faktoren (Performance Shaping Factors, PSFs), wie z. B. Hilfe durch Vorschriften, für fünf repräsentative (der insgesamt 42) Handlungen. Aus jeder dieser Bewertungen wurde ein FLI bestimmt, der Werte im Intervall von 0 (best) bis 10 (worst) annehmen kann.
- Aus den FLI der fünf repräsentativen Operateurhandlungen wurden durch Gruppierung von Handlungen des gleichen Typs die FLI der übrigen 37 Operateurhandlungen abgeleitet. So wurden z. B. die für die RKL-Druckabsenkung nach Dampferzeugerheizrohrleck und verfügbarer Hochdruckeinspeisung bestimmten FLI auch der RKL-Druckabsenkung nach kleinem Leck

(20 cm²) und Ausfall der Hochdruckeinspeisung zugewiesen, wobei die RKL-Druckabsenkung den gemeinsamen Typ charakterisiert.

- Die FLI-Werte wurden wiederum verwendet, um wie folgt die zugehörigen Diagnose-HEPs zu bestimmen:
 - Zu jeder Diagnosezeit (gemeint ist die verfügbare Diagnosezeit und nicht die von den Operateuren für die Diagnose benötigte Zeit) wurden die 5 %-, 50 %- und 95 %-Fraktile der Unsicherheitsverteilung der Diagnose-HEP gemäss dem Diagnosemodell (Nominal Diagnosis Model) der THERP-Methode als Ankerwerte festgelegt.
 - Um neben der verfügbaren Diagnosezeit auch den FLI zu berücksichtigen, wurde zur Kalibrierung dieser Ankerwerte angenommen, dass ein FLI von 0 %- dem 5 %-Fraktile der Diagnose-HEP entspricht, ein FLI von 5 %- dem 50 %-Fraktile und ein FLI von 10 %- dem 95 %-Fraktile. Die Berechnung des Medians (50 %-Fraktile) der FLI-spezifischen Diagnose-HEP erfolgte dann durch eine logarithmische Interpolation zwischen diesen Ankerpunkten.
 - Die Unsicherheitsverteilung der Diagnose-HEP wurde aus der FLI-Streuung, welche sich aufgrund der Variation der PSF-Bewertungen zwischen den fünf Operateurteams und zwischen den einzelnen Operateuren in jedem dieser Teams ergibt, ermittelt.

Zur Berechnung der Ausführungs-HEP einer Handlung der Kategorie C gemäss Störfall-BHB erfolgte eine Zerlegung in für den Handlungserfolg erforderliche Teilhandlungen. Jeder dieser Teilhandlungen wurde unter Hinzuziehung der THERP-Tabellen eine HEP zugewiesen. Des Weiteren erfolgte, je nach Handlung und ebenfalls unter Hinzuziehung der THERP-Tabellen, die quantitative Berücksichtigung möglicher Fehler bei der Regelung von Prozessgrössen und dem Zurücksetzen von Schutzsignalen sowie eine Erhöhung (Faktor 2) der gesamten HEP aufgrund von Stress. Für jede Handlungsausführung wurde die Möglichkeit einer Fehlerkorrektur durch nachträgliche Erfolgskontrolle mit einer HEP von $2,7 \cdot 10^{-2}$ kreditiert.

Abhängigkeiten zwischen dem Versagen mehrerer Handlungen gemäss Störfall BHB der Kategorie C wurden mit dem THERP-Modell quantifiziert. Dabei wurde angenommen, dass ausschliesslich das Diagnoseversagen voneinander abhängig ist.

Kategorie C, AM-Handlungen

Die Methode THERP wurde ebenfalls für die Quantifizierung der 20 AM-Handlungen angewendet. Mit der Begründung, dass für AM-Handlungen typischerweise viel Zeit zur Verfügung steht und da aufgrund der speziellen Anforderungen an die Handlungsausführung die Diagnose-HEP im Allgemeinen keinen wichtigen Beitrag liefert, wurde für die Diagnose-HEP sämtlicher AM-Handlungen ein als konservativ abdeckend bezeichneter Wert von $1,25 \cdot 10^{-3}$ verwendet. Die Quantifizierung der Handlungsausführung wurde nicht wie für die Handlungen gemäss Störfall-BHB durchgeführt, sondern orientierte sich stärker an den Originalvorgaben von THERP.

Das Versagen einer AM-Handlung in Abhängigkeit von dem Versagen einer anderen Handlung der Kategorie C wurde nicht explizit quantifiziert. In der GPSA2009 wird argumentiert, dass diese Abhängigkeit bereits implizit erfasst wurde. Hierzu wird näher ausgeführt, dass bei der HEP-Bestimmung berücksichtigt wurde, ob eine *sehr schnell*, *schnell* oder *langsam* ablaufende Transiente vorliegt. Bei sehr schnell ablaufenden Transienten wurde z. B. keine Fehlerkorrektur kreditiert.

Kategorie C, Handlungen zwecks Brandbekämpfung

Von den zehn berücksichtigten Handlungen zur Brandbekämpfung betreffen vier die Brandlöschung durch Operateure vor Ort, drei die Branderkennung durch die Operateure im HKR und drei die Brandeindämmung durch die Feuerwehr. Die Quantifizierung der Feuerwehrhandlungen erfolgte unter Verwendung der Methode ASEP. Die Bestimmung der HEPs für die übrigen Handlungen erfolgte in Anlehnung an die Empfehlungen im deutschen PSA-Leitfaden.³⁰¹

Beurteilung des ENSI

Die in der GPSA2009 verwendeten Methoden zur Analyse menschlicher Zuverlässigkeit entsprechen nach Auffassung des ENSI im Allgemeinen dem Stand der Technik. Aus Sicht des ENSI ist hervorzuheben, dass für fast alle Handlungen der Bezug zu den Vorschriften (BHB, NHB) in aussagekräftiger und nachvollziehbarer Form beschrieben wird. Für die Mehrzahl der Handlungen ist die HEP-Ermittlung mit dem Stand der Technik entsprechenden Methoden (THERP, SLIM, ASEP) durchgeführt worden und gut dokumentiert. Der gewählte FLI-Kalibrierungsansatz zur Bestimmung der Diagnose-HEP erlaubt die Berücksichtigung werksspezifischer Handlungsbedingungen.

So genannte „Errors of Commission“ (EOC) – d. h. die Durchführung ungeplanter Handlungen, welche den Störfallablauf negativ beeinflussen - werden in der GPSA2009 nicht berücksichtigt. Dies entspricht der allgemeinen PSA-Praxis gemäss des Standards der ASME (American Society of Mechanical Engineers)³⁰², der IAEA²⁹⁶ und der Richtlinie ENSI-A05, obgleich mittlerweile erste methodische Fortschritte wie z. B. ATHEANA (A Technique for Human Event Analysis)³⁰³ oder CESA (Commission Errors Search and Assessment)³⁰⁴ auf diesem Gebiet vorliegen. Allerdings hat sich noch kein praktikables EOC-Quantifizierungsverfahren etabliert. Das ENSI wird die weitere Entwicklung auf diesem Gebiet verfolgen.

Eine vom ENSI stichprobenartig für drei risikorelevante Handlungen (z. B. DE-Bespeisung ab Feuerlöschfahrzeug) durchgeführte Überprüfung ergab, dass die Unterstützung der Operateure bei der Störfallbeherrschung durch Vorschriften in der Regel als gut einzustufen ist.

Die vom ENSI durchgeführte Überprüfung der HRA identifizierte Punkte mit Verbesserungsbedarf, welche in der Aktionsliste detailliert aufgeführt sind. Eine Auswahl dieser Punkte ist nachfolgend aufgelistet.

- Die Berechnung der Diagnose-HEP (für die gemäss Störfall-BHB angeforderten Handlungen der Kategorie C) als Produkt zweier HEPs, welche beide aus dem THERP-Diagnose-Modell über den zeitabhängigen Verlauf der Diagnose-HEP hergeleitet werden, ist keine vom ENSI akzeptierte Anwendung der Methode THERP, weil dadurch die verfügbare Diagnosezeit doppelt berücksichtigt wird. Die wiederholten Symptomabfragen und personelle Redundanz, mit denen in der GPSA2009 die Berücksichtigung der zweiten Diagnose-HEP begründet wird, werden bereits implizit im THERP-Modell berücksichtigt. Für die dem THERP-Modell zugrunde liegende Zeit-Zuverlässigkeit gilt: je grösser die verfügbare Diagnosezeit, desto mehr Gelegenheiten für wiederholte Symptomabfragen und desto kleiner die HEP. Der Zahlenwert dieser HEP berücksichtigt bereits das Vorhandensein einer gesamten Schichtmannschaft, einschliesslich eines im Störfall zusätzlich aufgeborenen Experten, Shift Technical Advisor (STA) genannt.
- Mit dem verstärkten Abfahren (Gradient oberhalb 100 K/h) zwecks *RKL-Druckabsenkung nach kleinem Leck (20 cm²) und Ausfall der Hochdruckeinspeisung* wird eine Handlung be-

rücksichtigt, deren zuverlässige Durchführung aufgrund der Rahmenbedingungen hinsichtlich Übereinstimmung mit den gültigen Störfallvorschriften und dem zur Verfügung stehenden Zeitfenster wenig plausibel ist. Die Handlung wird weder im Störfall-BHB noch im präventiv wirksamen Teil des NHB angewiesen, und die HRA liefert keine aussagekräftige Begründung für die eindeutige und zuverlässige Diagnostizierbarkeit aufgrund von Training am Simulator. Zudem ist die verfügbare Diagnosezeit dieser Handlung kleiner als die Vorgabezeit für das Eintreffen des (speziell für diese Handlung) entscheidungsbefugten Pickettingenieurs (PI) und deutlich kleiner als die verfügbare Diagnosezeit des vorgängig als erfolgreich vorausgesetzten Abfahrens mit 100 K/h.

- In der HRA der Handlung zur lokalen Isolierung eines KMV (Kühlmittelverlust) infolge Bruch oder Leckage einer Messleitung des Reaktorkühlkreislaufs oder Druckhalters fehlt die Dokumentation grundsätzlicher Rahmenbedingungen hinsichtlich Übereinstimmung mit den gültigen Störfallvorschriften und Zugänglichkeit der Handlungsorte. Die Handlung wird weder in den BHB-Kapiteln für den anomalen Betrieb oder Störfall noch im präventiv wirksamen Teil des NHB angewiesen, und die HRA liefert keine aussagekräftige Begründung für die eindeutige und zuverlässige Diagnostizierbarkeit aufgrund von Training. Zudem wird in der HRA nicht dargelegt, inwieweit die Zugänglichkeit, insbesondere im Hinblick auf die Strahlenbelastung, überhaupt möglich ist.
- Hinsichtlich Stör- und Notfallvorschriften sind vom ENSI einige potenzielle Verbesserungen identifiziert worden, wie z. B. die Korrektur einer Ventilbezeichnung in der NHB-Anweisung zur Dampferzeugerbespeisung ab Tanklöschfahrzeug.
- Aufgrund eines Fehlers in den logischen Regeln des Unfallablaufanalysemodells wird die Operateurhandlung zum Einspeisung von Feuerlöschwasser in den Reaktorkreislauf, welche im NHB erst nach Übergang zur mitigativ ausgerichteten Störfallbehandlung (d. h. zur Milderung der Kernschadensfolgen) angewiesen wird, im Stufe-1-PSA-Modell als zur Kernschadensverhinderung dienlich modelliert.
- In der GPSA2009-HRA wird nicht ausreichend dokumentiert, dass bei der Bestimmung des Diagnose-FLI abdeckende Randbedingungen betrachtet wurden. Beispielsweise werden FLIs, die für auslegungsgemässe Bedingungen (Sicherheitseinspeisung verfügbar oder Bruch eines Dampferzeugerheizrohrs) ermittelt wurden, auch für auslegungsüberschreitende Bedingungen (Sicherheitseinspeisung un verfügbar bzw. Bruch mehrerer Dampferzeugerheizrohre) verwendet, ohne dass dies unter Berücksichtigung sämtlicher PSF-Bewertungen, aus denen sich der FLI berechnet, begründet wird.
- Die Berücksichtigung von Abhängigkeiten zwischen dem Versagen mehrerer Handlungen der Kategorie C ist unvollständig:
 - Es werden ausschliesslich Abhängigkeiten zwischen dem Diagnoseversagen mehrerer gemäss Störfall-BHB angeforderter Handlungen berücksichtigt. Dies ist unvollständig, weil sämtliche anderen Kombinationen von Abhängigkeiten ebenfalls möglich sind (z. B. zwischen dem Versagen zweier Handlungsausführungen aufgrund gemeinsamer Faktoren wie Ablenkung durch andere Zusatzaufgaben).
 - In einigen Fällen wird die angenommene Unabhängigkeit zwischen dem Versagen mehrerer Handlungen der Kategorie C unzureichend begründet, z. B. für das Versagen der RKL-Druckabsenkung und der Inbetriebnahme des Nachkühlbetriebs in einem

Dampferzeugerheizrohrbruch-Störfall. Der zeitliche Abstand der beiden Handlungsanforderungen wird zwar hervorgehoben, auf potenziell gemeinsame Aspekte bei der Diagnose bezüglich Symptome und Vorschriften wird jedoch nicht eingegangen.

- In der HRA für einige AM-Handlungen fehlt eine Beschreibung der Anleitung durch Vorschriften und eine szenariospezifische Bestimmung der Diagnose-HEP unter Einbeziehung der zeitlichen Bedingungen.
- Die Bestimmung der HEP aufgrund von erhöhtem Stress unter Erdbebenbedingungen ist nicht nachvollziehbar dokumentiert. Zudem ist die Herleitung der dem Personal zugeschriebenen Fragility-Charakteristik, welche der Bestimmung dieser HEP zu Grunde liegt, wenig belastbar, weil
 - das in dieser Herleitung verwendete EERI-Verfahren²⁹⁹ für Komponenten technischer Ausrüstungen konzipiert ist,
 - nur ein Einzelfall (Erdbebenstörfall in der Kernkraftwerksanlage Kashiwazaki-Kariwa im Jahr 2007) betrachtet und dessen Aussagekraft überbewertet wurde,
 - die Auswertung dieses Einzelfalls zudem einseitig erfolgte, da Anzeichen von stressbedingten Verhaltensweisen während des Kashiwazaki-Kariwa-Erdbebenstörfall (verspätete Information der Feuerwehr und verspätete Berichterstattung über Kontaminationen) unberücksichtigt blieben,
 - nicht begründet wird, inwieweit das Verhalten von Operateuren aus Regionen mit relativ hoher Erdbebengefährdung (Japan) auf das Verhalten von Operateuren in Regionen mit relativ geringer Erdbebengefährdung (Schweiz) übertragen werden kann, und
 - nicht dargelegt wird, inwieweit in dem Kashiwazaki-Kariwa-Erdbebenstörfall eine PSA-relevante Handlungsanforderung, d. h. Handlungen bei Ereignisabläufen mit akut gefährdeter oder ausgefallener Kernkühlung, vorlag.
- In der Analyse von Erdbebenstörfällen, die mit einer Zerstörung des HKR einhergehen, wird die Zuverlässigkeit von Handlungen vor Ort als unbeeinträchtigt angenommen. Dadurch wird nicht berücksichtigt, dass die Zuverlässigkeit dieser Handlungen auch von der Diagnose und Koordinierung des im HKR befindlichen Schichtpersonals abhängt.

Insgesamt kommt das ENSI zu dem Schluss, dass die GPSA2009-HRA-Resultate, insbesondere hinsichtlich der Bewertung einiger Handlungen der Kategorie C tendenziell optimistisch ist.

7.2.3 Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien

In der PSA beschreiben die so genannten Erfolgskriterien die für die Vermeidung eines Kernschadens mindestens erforderlichen Systemfunktionen in Abhängigkeit eines bestimmten auslösenden Ereignisses. In der GPSA2009 wird angenommen, dass der Kernschaden beginnt, wenn der Füllstand im Reaktordruckbehälter deutlich unterhalb der Kernoberkante liegt und die Brennstofftemperatur ca. 1 200 °C überschreitet.

Bereits bei der Auslegung und für die Bewilligung der Anlage wurden thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien durchgeführt mit der Zielsetzung, die Beherrschung der Auslegungsstörfälle nachzuweisen. Diese Analysen wurden später unter anderem für den Antrag zur Leistungserhöhung der Anlage durch weitere Analysen ergänzt.

Für die GPSA2003 wurden neue thermohydraulische Berechnungen durchgeführt und darauf aufbauend die Erfolgskriterien verfeinert (im Sinne einer genaueren Fallunterscheidung der Störfallabläufe). Für diese Berechnungen wurde ein KKG-spezifischer, auf der MELCOR Version 1.8.5 basierender MELSIM-Unfallsimulator verwendet. Die Untersuchungen sind zusammen mit einer Aufstellung weiterer wichtiger thermohydraulischer Analysen (die grösstenteils mit anderen Rechenprogrammen als MELCOR durchgeführt wurden) in einem Bericht als Teil der GPSA2003 zusammengefasst. Dieser Bericht ist auch die Basis der in der GPSA2009 verwendeten Erfolgskriterien und ist in der Dokumentation der GPSA2009 enthalten.

Beurteilung des ENSI

Die verwendeten Methoden zur Bestimmung der Erfolgskriterien entsprechen im Allgemeinen dem Stand der Technik. Die thermohydraulische Analysen basieren auf ausreichend KKG-spezifischen Modellen und liefern plausible Resultate. Allerdings sind die für die verschiedenen Störfälle definierten Erfolgskriterien nicht systematisch und vollständig dokumentiert. Ferner fehlen von einigen in der PSA verwendeten Erfolgskriterien die Referenzen zu den entsprechenden thermohydraulischen Analysen. Ein entsprechender Verbesserungsbedarf wurde in der Aktionsliste festgehalten.

7.2.4 Interne Ereignisse

7.2.4.1 Auslösende Ereignisse

Als Ausgangspunkt für die Identifizierung der für das KKG relevanten, internen auslösenden Ereignisse dient eine Liste von generischen auslösenden Ereignissen für Druckwasserreaktoren. Die generische Liste wird unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen Eigenschaften vom KKG erweitert und verfeinert. Die in der Liste aufgeführten auslösenden Ereignisse werden nach verschiedenen Gesichtspunkten so gruppiert, dass für jede Gruppe gemeinsame Erfolgskriterien gelten.

Der Umfang der internen auslösenden Ereignisse beinhaltet 37 Transienten (inkl. 7 nach Betriebsbuch, Teil Technische Spezifikation, vorgesehenen Reaktorabschaltungen), 8 Kühlmittelverluststörfälle innerhalb des Containments und 6 Kühlmittelverluststörfälle mit Containment-Bypass (inkl. Dampferzeugerheizrohrbrüche).

Bei der Bestimmung der Häufigkeiten wurde zwischen folgenden Typen von auslösenden Ereignissen unterschieden:

- auslösende Ereignisse, für welche generische Eintrittshäufigkeiten direkt anwendbar sind,
- auslösende Ereignisse, bei denen mit einem Teilabfahren der Anlage (Runback) eine Reaktorschnellabschaltung vermieden werden kann,
- auslösende Ereignisse, die durch einen Ausfall eines im Normalfall laufenden Versorgungs- oder Hilfssystems hervorgerufen werden.

Für den ersten und zweiten Typ von auslösenden Ereignissen wurden die Häufigkeiten aufgrund von generischen Daten, die mit Hilfe eines Bayes-Verfahrens mit den anlagenspezifischen Daten aufdatiert wurden, bestimmt. Für den zweiten Typ wurden zusätzlich bei der Ermittlung der Häufigkeiten der Erfolg oder Misserfolg des Runbacks zur Verhinderung einer Reaktorschnellabschaltung berücksichtigt. Die anlagenspezifischen Daten berücksichtigen die KKG-Betriebserfahrung von August 1980 bis

Dezember 2007. Für den dritten Typ von auslösenden Ereignissen wurden die Häufigkeiten auf der Basis von Fehlerbäumen der Systemanalyse ermittelt.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI beurteilt die in der GPSA2009 berücksichtigten internen auslösenden Ereignisse als umfassend. Die Betriebserfahrung wurde korrekt erfasst und den betroffenen Ereignissen nachvollziehbar zugeordnet. Die zur Bestimmung der Ereignishäufigkeiten verwendete Methodik entspricht grundsätzlich dem Stand der Technik. Im Allgemeinen weisen die ermittelten Häufigkeiten plausible Werte auf und sind im Rahmen der internationalen Betriebserfahrung.

Es wurden nur marginale Punkte mit Verbesserungsbedarf identifiziert, welche in der Aktionsliste detailliert aufgeführt sind. Diese betreffen insbesondere die Verbesserung der Dokumentation.

7.2.4.2 System- und Unfallablaufanalyse

Für ausgewählte auslösende Ereignisse wurden detaillierte Ereignisablaufdiagramme (Event Sequence Diagrams, ESD) erstellt. ESD sind in Form von Flussdiagrammen aufgebaut und dokumentieren die Folgen möglicher Fehler und Erfolge von Systemfunktionen und Operateurhandlungen, welche als Folge des auslösenden Ereignisses angefordert werden.

Im Rahmen der Unfallablaufanalyse wird das Anlageverhalten für jedes auslösende Ereignis modelliert. Die Abbildung des Unfallablaufes im PSA-Modell erfolgt mit der „Linked-Event-Tree-Method“. Dabei werden die möglichen Ereignisabläufe (Sequenzen) mit Hilfe gekoppelter Ereignisbäume abgebildet. Ausgehend vom jeweiligen auslösenden Ereignis, werden in den Ereignisbäumen zuerst die Verfügbarkeiten der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Hilfssysteme und anschliessend die Verfügbarkeiten der Hauptsysteme abgefragt. In Abhängigkeit der Verfügbarkeit der Hauptsysteme ergeben sich unterschiedliche Unfallsequenzen, die entweder zu einer ausreichenden Kühlung des Reaktorkerns oder zu einem Kernschaden führen.

Die im Volllastmodell der GPSA2009 total verwendeten 29 Ereignisbäume beinhalten 4 Ereignisbäume zur Modellierung spezifischer Einflüsse von Flugzeugabstürzen, Erdbeben und Bränden, 1 Ereignisbaum zur Festlegung der Stränge in Revision oder Bereitschaft, 5 Ereignisbäume für die Modellierung der mechanischen und elektrischen Hilfssysteme mitsamt den entsprechenden Operateurhandlungen, 10 Ereignisbäume für die Modellierung der Hauptsysteme und der benötigten Operateurhandlungen, 2 Ereignisbäume zur Modellierung der Unfallmanagement-Handlungen, 5 Ereignisbäume für die Zuordnung der Sequenzen zu den verschiedenen Endzuständen und 2 Ereignisbäume für die Modellierung des Unfallablaufes nach einem Kernschaden (Stufe-2-PSA, Kapitel 7.3).

Die Ereignisbäume fragen die Verfügbarkeit der einzelnen Systeme, Funktionen und Operateurhandlungen ab. Deren Versagenswahrscheinlichkeiten werden mittels Fehlerbäumen modelliert. Dabei werden, ausgehend von der geforderten Sicherheits- bzw. Systemfunktion, die Basisereignisse identifiziert, deren Versagen zum Systemausfall beitragen. Ein Basisereignis ist ein Ereignis, das nicht weiter unterteilt wird, wie z. B. das Startversagen einer Pumpe. In Abhängigkeit der Randbedingungen, wie beispielsweise der Verfügbarkeit der benötigten Hilfssysteme oder der verfügbaren Zeit für die Operateurhandlung, werden die Versagenswahrscheinlichkeiten situationsspezifisch berechnet. Diese situationsspezifischen Versagenswahrscheinlichkeiten der einzelnen Systeme, Funktionen und Operateurhandlungen werden als Split Fractions bezeichnet. Mittels knapp 10 000 logischer Regeln wird festgelegt, welche Split Fractions zur Quantifizierung von welchen Ereignisabläufen verwendet werden.

Die Quantifizierung der verschiedenen Ereignisabläufe erfolgt durch Multiplikation der Versagens- und Erfolgswahrscheinlichkeiten der Split Fractions der abgefragten Systeme, Funktionen und Operateurhandlungen. Für jedes einzelne auslösende Ereignis werden die Häufigkeiten der Ereignisabläufe zur Einsparung von Rechenzeit nur bis zu einem bestimmten Abschneidekriterium berechnet (GPSA2009: $1,0 \cdot 10^{-14}$ pro Jahr). Ereignisabläufe mit einer geringeren Häufigkeit werden numerisch vernachlässigt. Jedem Ereignisablauf wird ein Endzustand zugewiesen. Die Häufigkeiten aller zu einem Kernschaden führenden Unfallabläufe (Kernschadenssequenzen) eines Auslösers werden aufsummiert, um die Kernschadenshäufigkeit für den Auslöser zu erhalten. Für die Ermittlung der gesamten Kernschadenshäufigkeit werden die Kernschadenshäufigkeiten aller auslösenden Ereignisse aufsummiert.

Alle in den Ereignisbäumen abgefragten Systeme, Funktionen und Operateurhandlungen werden separat dokumentiert. Diese Dokumentation enthält jeweils eine Beschreibung der Erfolgskriterien, des Systemaufbaus, des für die Modellierung verwendeten Fehlerbaumes, der Betriebsweise und der für Systeme und Komponenten relevanten Bestimmungen der Technischen Spezifikation.

Beurteilung des ENSI

Die System- und Unfallablaufanalyse entspricht aus Sicht des ENSI dem Stand der Technik. Die ESD geben eine gute Übersicht über das Anlageverhalten. Das Modell ist sehr detailliert und der verwendete Rechencode entspricht dem Stand von Wissenschaft und Technik. Das ENSI hat jedoch auch Verbesserungsbedarf festgestellt, der im Detail in der Aktionsliste beschrieben ist und im Folgenden in zusammenfassender Form dargestellt wird.

- Die Kühlmittelverluststörfälle (Loss of Coolant Accident, LOCA) durch Brüche von Messleitungen (Instrumentierungsleitungen) am Reaktorkühlkreislauf (RKL) oder Druckhalter (DH), welche das Containment durchdringen (Interfacing System LOCA, ISLOCA), werden nur allgemein modelliert. Es fehlt eine systematische Analyse der ISLOCA-Pfade. Gemäss dem Standard ASME/ANS RA-Sa-2009 sollen alle möglichen Pfade untersucht werden.
- Im Fall eines ISLOCA infolge des Bruchs einer Messleitung am DH ist beispielsweise zu erwarten, dass das Signal DH-Niveau tief ausbleibt und somit auch das Notkühlsignal. In der GPSA2009 wird hingegen für alle ISLOCA-Pfade von einer Verfügbarkeit des Notkühlsignals ausgegangen.
- Gemäss der GPSA2009 wird ein nicht isolierter ISLOCA beherrscht, wenn die Nachkühlung früh genug in Betrieb genommen werden kann und die Anlage anschliessend auf 100 °C abgefahren wird, bevor der Füllstand im Primärkreis unter die Ansaugöffnung des Nachkühlsystems fällt. Nach Ansicht des ENSI ist nicht garantiert, dass der Kühlmittelverlust so gestoppt werden kann. Das ENSI geht davon aus, dass zur Beherrschung eines nicht isolierten ISLOCA in einzelnen Fällen eine kontinuierliche Nachspeisung erforderlich sein könnte.
- Gemäss den Beschreibungen in der GPSA2009 führt ein Versagen der Nachkühlregelventile, der Nachkühlbypassarmaturen oder der Ventile für die kalte Einspeisung zu einem Versagen der Sumpffrezirkulation und der Nachkühlung. Es ist nicht nachvollziehbar, weshalb das Modell keine Kernschadenssequenzen mit den oben beschriebenen Ausfällen liefert.
- Im Gegensatz zu anderen Methoden, müssen mit dem verwendeten Ansatz („Linked Event Tree Method“) viele Abhängigkeiten des Anlageverhaltens individuell mittels logischer Regeln programmiert werden, was einerseits eine sehr feine Modellierung zulässt, aber andererseits

die mögliche Anzahl Modellierungsfehler erhöht. Aus diesem Grund kommt der Exaktheit der Dokumentation eine besonders hohe Bedeutung zu. Bei der Überprüfung der Dokumentation sind Unterschiede zwischen den Beschreibungen der Ereignisbäume und der Ereignisabläufe aufgefallen, welche nicht begründet sind. Dies erschwert die Nachvollziehbarkeit. Ferner wurden auch Differenzen zwischen Modell und Dokumentation festgestellt. Dies zeigt, dass die Dokumentation verbessert werden muss.

- Gemäss der Richtlinie ENSI-A05 ist das gewählte Abschneidekriterium auf Basis einer Sensitivitätsanalyse zu begründen. Für diese Sensitivitätsanalyse wird in der GPSA2009 das PSA-Modell ohne Erdbeben benutzt. Die Resultate zeigen, dass das gewählte Abschneidekriterium für alle Ereigniskategorien ohne Erdbeben passend ist. Für die Ereigniskategorie Erdbeben ist dieser Nachweis nicht erbracht. Die in Kapitel 7.2.6.2 „Erdbeben“ beschriebene Abnahme der Plant Level Fragility bei stärkeren Erdbeben könnte durch ein zu hohes Abschneidekriterium verursacht sein. Für die Sensitivitätsanalysen zur Bestimmung des Abschneidekriteriums ist das PSA-Modell mit allen Ereigniskategorien zu verwenden.

7.2.4.3 Ergebnisse

In der GPSA2009 sind der Volllast- und der Schwachlastzustand im gleichen Modell abgebildet. Das Modell berücksichtigt sämtliche Zustände, in denen die Wärmeabfuhr aus dem Kern durch die Dampferzeuger gewährleistet wird. Dies umfasst auch einige Transienten, die nur während dem An- oder Abfahren auftreten können.

Die in der GPSA2009 für interne, auslösende Ereignisse während Volllastbetrieb ermittelte CDF beträgt $2,78 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr. Tabelle 7.2-1 zeigt das zugehörige Risikoprofil.

Tabelle 7.2-1: Ergebnisse der GPSA2009 zu den internen Ereignissen (Volllast)

Auslösendes Ereignis	CDF (Mittelwerte) [1/Jahr]	Anteil [%]
Transienten mit Reaktorschnellabschaltung	$8,07 \cdot 10^{-9}$	2,9
Transienten mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)	$5,35 \cdot 10^{-9}$	1,9
Nach BHB vorgesehene Reaktorschnellabschaltungen und einige Schwachlasttransienten *	$1,30 \cdot 10^{-10}$	0,0
Total Transienten *	$1,35 \cdot 10^{-8}$	4,9
RDB-Versagen	$1,50 \cdot 10^{-7}$	54,1
Minileck	$8,02 \cdot 10^{-8}$	28,9
Interfacing System LOCA	$1,69 \cdot 10^{-8}$	6,1
Sonstige KVMs	$1,38 \cdot 10^{-8}$	5,0
Dampferzeugerheizrohrbrüche	$2,87 \cdot 10^{-9}$	1,0
Total KVM	$2,64 \cdot 10^{-7}$	95,1
Total Interne CDF	$2,78 \cdot 10^{-7}$	100,0

* In der GPSA2009 wird die CDF der Transienten ohne den Risikobeitrag der nach BHB vorgesehenen Reaktorabschaltungen sowie ohne den Risikobeitrag einiger Schwachlasttransienten ausgewiesen. Die in der obigen Tabelle angegebene CDF der Transienten enthält diese Risikobeiträge.

Kühlmittelverluststörfälle liefern in der GPSA2009 einen deutlich grösseren CDF-Beitrag als Transienten. Der grösste Beitrag entsteht durch das spontane Versagen des Reaktordruckbehälters (54,1 %),

das einen unmittelbaren Kernschaden zur Folge hat. Einen weiteren Hauptbeitrag liefern so genannte Minilecks (29,1 %). Damit sind Lecks gemeint, die einen sehr kleinen Querschnitt haben ($< 2 \text{ cm}^2$).

Die Transienten tragen nur mit rund 4,9 % zur CDF durch interne Ereignisse bei. Von den 34 quantifizierten Transienten liefert der Auslöser „fehlerhaftes Öffnen eines Dampferzeuger-Abblaseregelventils“ mit $3,5 \cdot 10^{-9}$ pro Jahr den höchsten Beitrag (31,0 %) zur CDF durch Transienten.

Beurteilung des ENSI

Aufgrund des identifizierten Verbesserungsbedarfs (siehe hierzu Kapitel 7.2.1, 7.2.2 und 7.2.4.2) geht das ENSI davon aus, dass die in der GPSA2009 angegebene CDF für interne Auslöser unterschätzt wird. Aufgrund des guten Anlagedesigns und der vorhandenen Notfallvorschriften ist allerdings eine sehr niedrige CDF zu erwarten.

7.2.5 Interne systemübergreifende Ereignisse

7.2.5.1 Auswahl relevanter systemübergreifender Ereignisse

Das KKG führt zu den internen systemübergreifenden und externen Ereignissen einen Auswahlprozess durch. Dieser wird in Kapitel 7.2.6.1 beschrieben. Basierend auf diesem Auswahlprozess werden die internen systemübergreifenden Ereignisse Brand, interne Überflutung und Turbinenzerknall weiter analysiert. Insgesamt werden 12 Gebäude betrachtet, in welchen Einrichtungen durch Brand, interne Überflutung und Turbinenzerknall betroffen sein können.

Beurteilung des ENSI

Die Auswahl der internen systemübergreifenden Ereignisse und der betroffenen Gebäude wurde systematisch durchgeführt und ist nachvollziehbar und plausibel.

7.2.5.2 Interner Brand

Die im Rahmen der GPSA2009 durchgeführte Brandanalyse umfasst nachfolgend dargestellte Analyseschritte:

- Aktualisierung der Branddatenbank: Die Branddatenbank ist im Hinblick auf durchgeführte Anlagenänderungen und auf Grundlage zusätzlicher Begehungen, die verbesserte Informationen über den Verlauf von Kabeln lieferten, aktualisiert worden.
- Ermittlung von Brandeintrittshäufigkeiten: Für die Ermittlung der Brandeintrittshäufigkeiten von Gebäuden wird auf die GPSA2003 zurückgegriffen. Dort sind die entsprechenden Brandeintrittshäufigkeiten pro Jahr mittels Bayes-Verfahren unter Berücksichtigung generischer Daten und der KKG-spezifischen Betriebserfahrung (keine Brände aufgetreten) ermittelt worden. Brandeintrittshäufigkeiten für Grosskomponenten aufgrund technischen Versagens werden in der GPSA2009 gesondert bestimmt. Für Reaktorkühlmittelpumpen, Speisewasserpumpen und die Turbine basieren die Berechnungen auf Betrachtungen zu potenziellen Ölleckagen und –entzündungen. Für Transformatoren stützen sich die Berechnungen auf Expertenschätzungen des Anteils möglicher technischer Fehler eines Transformators, die zu einem Brand führen. Laut Dokumentation werden die Eintrittshäufigkeiten dieser Komponentenbrände von den Brandeintrittshäufigkeiten derjenigen Gebäude abgezogen, in denen diese Komponenten aufgestellt sind. Im Modell hingegen werden die Gebäudebrandeintrittshäufigkeiten ohne den be-

schriebenen Abzug verwendet. Die raumbezogenen Brandeintrittshäufigkeiten der GPSA2009 ergeben sich aus den so korrigierten gebäudebezogenen Werten mit Hilfe eines modifizierten Berry-Verfahrens, das Zündquellen und Brandlasten in den Räumen berücksichtigt. Das (nicht modifizierte) Berry-Verfahren wird in der Publikation „Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“ des Bundesamtes für Strahlenschutz, Stand August 2005 beschrieben.

- Qualitative Auswahl der zu analysierenden Anlagenbereiche: In diesem Teil der Analyse wird zwischen Brandabschnitten und Raumbereichen unterschieden. Brandabschnitte sind Räume,
 - deren den Raum abschliessende Bauteile (Wände, Boden, Decke) sowie Abschottungen und Brandschutzklappen unter Einwirkung eines Normbrandes mindestens 90 Minuten lang ihre Tragfähigkeit behalten und die an sie gestellten Anforderungen bezüglich Raumabschluss und Wärmedämmung erfüllen, und
 - deren Türen unter Einwirkung eines Normbrandes mindestens 30 Minuten lang die an sie gestellten Anforderungen bezüglich Raumabschluss und Wärmedämmung erfüllen.

Ein Brandabschnitt kann mehrere Räume umfassen, wenn deren Abgrenzungen untereinander (Wände, Türen etc.) nicht den für einen Brandabschnitt erforderlichen Feuerwiderstand aufweisen. Ein Raumbereich umfasst entweder einen ganzen Brandabschnitt oder einen Teil davon. Für den Vollastbetrieb werden alle Brandabschnitte identifiziert, die hohe Brandlasten (Brandlast $> 90 \text{ MJ/m}^2$) enthalten sowie Systeme bzw. zugehörige Kabel, deren Ausfälle Transienten auslösen können oder die eine im PSA-Modell für interne Ereignisse abgebildete Sicherheitsfunktion erfüllen. Aus diesen Brandabschnitten werden die Raumbereiche als kritisch bezeichnet, die alleine für sich die genannten Kriterien erfüllen. Als bedeutsam hervorgehoben werden zusätzlich die Raumbereiche, die selbst keine sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten enthalten, aber aufgrund ihrer hohen Brandlast und ihrer Zugehörigkeit zu demselben Brandabschnitt wie kritische Raumbereiche durch einen übergreifenden Brand die Sicherheit der Anlage gefährden können.

Für die weitere Analyse werden in der GPSA2009 so genannte Brandszenarien entwickelt. Bei Raumbränden bezeichnet ein Brandszenario einen Brand in oder ausgehend von dem betrachteten Raumbereich. Eine Unterscheidung zwischen Bränden verschiedenen Ausmasses erfolgt erst später im Rahmen der Detailanalyse der Brandszenarien. Für die bedeutsamen sowie die kritischen Raumbereiche werden insgesamt 81 Raumbrandszenarien definiert und modelliert.

- Szenarien für Komponentenbrände und Explosionen: Bei Komponentenbränden bezeichnet ein Brandszenario einen Brand der betrachteten Komponente. Für die drei Reaktorkühlmittelpumpen wird zwischen einem grossen und einem kleinen Brand unterschieden, so dass für diese insgesamt 6 Brandszenarien resultieren. Für die Turbine und für 8 Transformatoren wird jeweils nur ein Brand mit einem entsprechenden Schadensausmass als Brandszenario definiert. Zusammen ergeben sich 15 Brandszenarien für Komponentenbrände. Ausserdem werden 2 Explosionsszenarien unverändert aus der GPSA2003 übernommen. Diese beschreiben die Explosion eines Hochspannungsschalters und die des Generatorleistungsschalters.
- Bestimmung der Ausfallwahrscheinlichkeiten von Brandschutzeinrichtungen: Die Ausfallwahrscheinlichkeiten von Brandschutzeinrichtungen werden, soweit KKG-spezifische Betriebserfahrung vorliegt, mittels Bayes-Verfahren unter Berücksichtigung der Betriebserfahrung deut-

scher Kernkraftwerke bestimmt. In den übrigen Fällen wird direkt auf generische Daten³⁰⁵ zurückgegriffen, die teilweise unter Berücksichtigung anlagenspezifischer Gegebenheiten modifiziert werden.

- Analyse der Brandausbreitung auf benachbarte Anlagenbereiche: Für alle in der Brand-PSA von 2003 als kritisch eingestuft Räume sowie alle weiteren Räume des Schaltanlagegebäudes - insgesamt für 118 Räume – werden Betrachtungen auf der Grundlage deterministischer Brandausbreitungsanalysen durchgeführt. Hierfür wird der zeitliche Verlauf der mittleren Temperatur und der Höhe der bei einem Brand entstehenden Rauchgasschicht berechnet. Das Überschreiten einer mittleren Rauchgastemperatur von 250 °C wird als Kriterium dafür herangezogen, dass sich ein Brand auf benachbarte Raumbereiche ausbreitet. Die Zeitspanne bis zum Erreichen dieser Temperatur bildet die Grundlage für die Bestimmung der Wahrscheinlichkeit dafür, dass die Feuerwehr eine Brandausbreitung auf Nachbarräume verhindern kann.
- Detailanalyse von Brandszenarien: Mit Hilfe eines Brandereignisbaumes, der den Erfolg der frühen und späten Branderkennung, des Raumabschlusses sowie der automatischen und manuellen Brandbekämpfung abfragt, wird für alle Raumbrandszenarien die Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Brandschutzmassnahmen ermittelt. Auf dieser Grundlage wird für Raumbrandszenarien zwischen Bränden verschiedenen Ausmasses und damit auch verschiedenen Schadensausmasses unterschieden:
 - Bei früher Entdeckung eines Brandes und Löschung durch Handlöschgerät wird lediglich die Auslösung einer Anlagentransiente unterstellt.
 - Bei erfolgreichem Raumabschluss, der gemäss einer Sauerstoffbilanzierungsrechnung wegen Sauerstoffmangel zum Ersticken des Brandes führt, sowie bei früher automatischer Brandlöschung wird zusätzlich zur kritischsten durch einen Brand im betrachteten Raumbereich (in der GPSA2009 als Raum bezeichnet) auslösbaren Anlagentransiente der Ausfall der zwei wichtigsten sicherheitstechnischen Einrichtungen im betroffenen Raum angenommen, die zur Beherrschung der Transiente erforderlich sind.
 - Wenn der Raumabschluss nicht erfolgreich ist, der Brand aber entweder durch automatische Löscheinrichtungen rechtzeitig gelöscht wird oder die Feuerwehr erfolgreich eingreift, wird die Verhinderung eines Übergreifens des Brandes auf einen benachbarten Raumbereich angenommen. In diesem Fall wird die kritischste Transiente mit dem Ausfall aller sicherheitstechnischen, zur Beherrschung der Transiente erforderlichen Einrichtungen im brennenden Raumbereich kombiniert.
 - Bei einer Brandausbreitung wird zusätzlich der Ausfall der zwei wichtigsten sicherheitstechnischen Einrichtungen im betroffenen benachbarten Raumbereich (in der GPSA2009 als Raum bezeichnet) modelliert.
- Integration der Brandszenarien in das PSA-Modell: Der CDF-Beitrag der Raumbrandszenarien wird anhand der Brandeintrittshäufigkeiten, mit Hilfe des Brandereignisbaumes (der die Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Brandschutzmassnahmen und damit des Brandausmasses ermittelt) und unter Berücksichtigung der für das jeweilige Brandausmass charakteristischen Brandauswirkungen auf die zur Unfallbeherrschung erforderlichen Systeme ermittelt. Der CDF-Beitrag von Komponentenbränden und Explosionen wird analog, aber ohne eine Detailanalyse mit Hilfe des Brandereignisbaums durchzuführen, quantifiziert. Speisewasserpum-

penbrände werden aufgrund ihrer geringen ausgewiesenen Eintrittshäufigkeit nicht im GPSA2009-Modell abgebildet.

Die durch anlageninterne Brände bedingte CDF wird vom KKG mit $2,37 \cdot 10^{-9}$ pro Jahr ausgewiesen. Explosionen von Schaltvorrichtungen tragen mit 43,8 %, Brände im Schaltanlagegebäude mit 39,6 % und Brände in Kabelkanälen mit 8,2 % massgeblich zur brandbedingten CDF bei.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI kommt zu dem Ergebnis, dass die im Rahmen der GPSA2009 vom KKG durchgeführte Brandanalyse die wesentlichen in der Richtlinie ENSI-A05 geforderten Analyseschritte umfasst. Das im Zusammenhang mit der Bewertung interner Brände bei Volllast vom ENSI identifizierte Verbesserungspotenzial ist in der Aktionsliste festgehalten. Im Folgenden werden die wichtigsten Punkte genannt:

- Die Ermittlung der raumbezogenen Brandeintrittshäufigkeiten basiert auf einem vom KKG modifizierten Berry-Verfahren. Die Modifikation besteht darin, bei der Berechnung der Brandeintrittshäufigkeit eines Raumes den so genannten Kennwert für das Entstehen eines Leitfeuers im betrachteten Raum mit der im Raum vorhandenen Brandlast zu gewichten. Die Berechnung des Kennwertes bezieht jedoch schon die Möglichkeit einer Selbstverlöschung des Feuers ein, indem die Abwesenheit von Brandlasten bzw. bei deren Anwesenheit ihre Verteilung berücksichtigt wird. Damit ist dem Einfluss von Brandlasten auf die Brandeintrittshäufigkeit bereits Rechnung getragen.
- Die Schätzungen bezüglich der Eintrittshäufigkeit von Transformatorbränden resultieren in Brandeintrittshäufigkeiten, die deutlich geringer sind, als es den internationalen Betriebserfahrungen³⁰⁶ entspricht.
- Die für die Bestimmung der Ausfallwahrscheinlichkeiten von Brandschutzeinrichtungen herangezogene Betriebserfahrung deutscher Kernkraftwerke ist zum Teil veraltet und entspricht nicht dem Stand der Technik. Insbesondere im Hinblick auf Brandschutztüren ohne Schliesseinrichtung in Räumen, die nicht häufig begangen werden, sind die in der GPSA2009 angesetzten Daten zu optimistisch. Das Vorgehen ist innerhalb der GPSA2009 in sich nicht konsistent, da für die gleichen technischen Einrichtungen (Brandschutztüren ohne Schliesseinrichtung) in Räumen, die häufig begangen werden, in der GPSA2009 aktuelle Daten verwendet werden.
- Die Annahme, dass ein Stoppen der Brandausbreitung durch die Feuerwehr bei nicht isoliertem Raum möglich ist, solange die Rauchgastemperatur unter 250 °C bleibt, ist nicht belegt. Bei einem solchen Stoppen der Brandausbreitung ist ausserdem nicht nachvollziehbar, ob die Einwirkung von Löschmitteln ausreichend bei der Festlegung des brandbedingten Schadensumfangs berücksichtigt worden ist.
- Die Sauerstoffbilanzierungsrechnung, auf deren Grundlage das Ersticken eines Brandes bei erfolgreichem Raumabschluss wegen Sauerstoffmangel modelliert wird, ist für den Raum mit dem kleinsten beobachteten Volumen durchgeführt worden, also mit dem kleinstmöglichen Sauerstoffvorrat. Die Übertragbarkeit der Ergebnisse auf Räume mit sehr grossem Luftvolumen sowie auf Räume, die Öffnungen zu Nachbarräumen aufweisen, ist nicht gesichert.

- Für die Berechnung von Rauchgastemperatur und Rauchgashöhe werden Methoden angewandt, deren Anwendungsbereich laut zugehörigen Anwendungshinweisen³⁰⁷ beschränkt ist. Eine Begründung der Eignung der angewandten Methoden für die analysierten Räume fehlt.
- Die Dokumentation der Studie ist lückenhaft. Insbesondere fehlt
 - eine Angabe der benachbarten Räume, auf welche jeweils der Brandübertritt postuliert wird, damit der angenommene Schadensumfang nachvollziehbar abgeschätzt werden kann, und
 - der Beleg für den im Rahmen der Berechnungen der Eintrittshäufigkeiten von Turbinenbränden und von Bränden an Reaktorkühlmittelpumpen verwendeten so genannten Korrekturfaktor von 0,05.

Aus Sicht des ENSI können insbesondere die Annahmen bezüglich des brandbedingten Schadensausmasses, bezüglich der Selbstverlöschung eines Brandes aufgrund von Sauerstoffmangel und bezüglich der Auswirkungen von Kabelbränden den Beitrag interner Brände zur Kernschadenshäufigkeit deutlich beeinflussen. Es ist nicht klar, ob diese Annahmen insgesamt zu einer Über- oder Unterschätzung der brandbedingten CDF führen, da nur die angenommene Selbstverlöschung von Bränden durch Sauerstoffmangel eindeutig nicht konservativ und teilweise optimistisch ist. Die beiden weiteren genannten Punkte sind lediglich nicht nachvollziehbar, möglicherweise aber realistisch behandelt. Wegen der Redundanztrennung des KKG und wegen des Notstandsystems ist aus Sicht des ENSI von einer guten Vorsorge gegen das Brandrisiko auszugehen.

7.2.5.3 Interne Überflutung

Die im Rahmen der GPSA2009 durchgeführte Überflutungsanalyse ist grösstenteils identisch mit der in der GPSA2003 dokumentierten Analyse, teilweise auch mit der Überflutungsanalyse der GPSA1994. Als mögliche Ursachen einer internen Überflutung werden in der Analyse alle Ereignisse angesehen, bei denen ausreichend Wasser oder Dampf freigesetzt wird, um sicherheitstechnisch bedeutsame Komponenten zu schädigen. Betrachtete Auswirkungen schliessen sowohl Druckverlust und Verlust des Wasserinventars der Überflutungsquelle als auch die Überflutung von Komponenten sowie Sprayeffekte ein. Unter diesem Blickwinkel werden für die Überflutungsanalyse nachfolgend dargestellte Analyseschritte durchgeführt:

- Aufnahme anlagenspezifischer Informationen: Anhand von Anlagenbegehungen 1991/1992 sind für den Volllastbetrieb potenzielle Flutquellen, Ausbreitungspfade und Überflutungsbereiche sowie dadurch gefährdete sicherheitstechnisch bedeutsame Komponenten identifiziert und in einer Datenbasis erfasst worden.
- Qualitatives Auswahlverfahren: Auf Grundlage qualitativer Argumente werden einige Gebäude und Gebäudebereiche von der weiteren Analyse ausgeschlossen. Relevante Überflutungsgefährdungen sind in Anlagenbereichen der folgenden Gebäude bzw. Gebäudeteile identifiziert worden:
 - Ringraum
 - Maschinenhaus
 - oberes Einlaufbauwerk
 - Nebenkühlwasserpumpenhaus

- Hauptkühlwasserpumpenhaus
- unteres Einlaufbauwerk
- Notspeisegebäude
- Bestimmung der Überflutungshäufigkeiten: Interne Überflutungsereignisse werden nach Ort des Auftretens bzw. nach dem System, das die Quelle der Überflutung darstellt, kategorisiert. Für diese Kategorien werden aus der Betriebserfahrung amerikanischer Anlagen (über die Auswertung der Datensammlung eines Auftragnehmers vom KKG für den Zeitraum 1980-1992) und aus der anlagenspezifischen Betriebserfahrung mittels Bayes-Verfahren Überflutungshäufigkeiten abgeleitet. Im KKG sind demnach innerhalb von 28 Betriebsjahren keine nennenswerten Überflutungsereignisse aufgetreten. Die kategoriebezogenen Überflutungshäufigkeiten werden entsprechend Anzahl, Art und Betriebszustand (Standby oder in Betrieb) der identifizierten Flutquellen und bei grossen, offenen Flächen nach deren relativen Grösse auf die einzelnen Gebäudebereiche des KKG verteilt.
- Auswahl von Flutszenarien: Für das obere und das untere Einlaufbauwerk, für das Hauptkühlwasserpumpenhaus sowie für das Maschinenhaus wird je ein Überflutungsszenario gebildet, das alle in dem jeweiligen Gebäude enthaltenen Flutquellen umfasst. Für den Ringraum, das Nebenkühlwasserpumpenhaus und das Notspeisegebäude werden ausgehend von den jeweiligen Flutquellen unter Berücksichtigung ihres Standortes und ihrer Kapazität potenzielle Einfluss- und Überflutungsbereiche identifiziert. Insgesamt resultieren 20 Flutszenarien.
- Analyse der Auswirkungen von Flutszenarien: Für das obere und das untere Einlaufbauwerk sowie das Hauptkühlwasserpumpenhaus wird bei einer internen Überflutung jeweils konservativ der Ausfall des entsprechenden Kühlwasserflusses angenommen. Für das Maschinenhaus wird konservativ unterstellt, dass alle Komponenten auf der untersten Ebene des Gebäudes überflutungsbedingt versagen. Für den Ringraum, das Nebenkühlwasserpumpenhaus und das Notspeisegebäude wird anhand der identifizierten Einfluss- und Überflutungsbereiche untersucht, welche Komponenten aufgrund der Überflutungsauswirkungen beschädigt werden können. Ein Ausfall von Kabeln wird nicht angenommen, da diese durch vorübergehende Überflutung nicht gefährdet und durch ausreichende Drainagen vor dauerhafter Überflutung geschützt sind.
- Detailanalyse von Flutszenarien: Ein Überflutungsszenario im Ringraum wird vertieft analysiert, indem die Widerstandsfähigkeit von Türen sowie Erkennungs- und Absperrmöglichkeiten kreditiert werden.
- Integration der Flutszenarien in das PSA-Modell: Mit Hilfe des für interne Ereignisse entwickelten PSA-Modells wird der CDF-Beitrag der identifizierten Flutszenarien unter Berücksichtigung der Eintrittshäufigkeiten und der szenariospezifischen Überflutungsauswirkungen auf die zur Unfallbeherrschung erforderlichen Systeme ermittelt.

Die durch anlageninterne Überflutung bedingte CDF wird mit $1,34 \cdot 10^{-9}$ pro Jahr ausgewiesen. Überflutungen im Maschinenhaus tragen mit 78,6 % massgeblich zur überflutungsbedingten CDF bei.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI kommt zu dem Ergebnis, dass die im Rahmen der GPSA2009 vom KKG durchgeführte Überflutungsanalyse die wesentlichen in der Richtlinie ENSI-A05 geforderten Analyseschritte umfasst. Bezüglich der Durchführung und der Dokumentation der einzelnen Schritte besteht aus Sicht

des ENSI insbesondere folgendes Verbesserungspotenzial, das in der Aktionsliste detaillierter dargestellt wird:

- Die Kriterien, auf denen das qualitative Auswahlverfahren beruht, werden nicht systematisch dargelegt und sind daher nicht nachvollziehbar.
- Die Zulässigkeit der Aufteilung des Überflutungsszenarios „Überflutungen im Ringraum durch andere Flutquellen als TF-Wärmetauscher und Feuerlöschsystem“ in vier Unterszenarien ist nicht durch die Angabe von Kapazität und Ausflussmenge der Flutquellen sowie kritischer Überflutungsvolumina der Überflutungsbereiche belegt.
- Die räumliche Aufteilung des Überflutungsszenarios „Überflutungen im Ringraum durch andere Flutquellen als TF-Wärmetauscher und Feuerlöschsystem“ entsprechend vier Quadranten, die jeweils die Komponenten einer Redundanz beherbergen, ist nicht durch die Angabe des Ortes der betrachteten Flutquelle(n) belegt. Die Ableitung der Eintretenshäufigkeiten der Überflutungen in diesen Quadranten ist nicht nachvollziehbar.

Die wesentlichen, das Überflutungsrisiko bestimmenden Anlagenbereiche sind erfasst. Der identifizierte Verbesserungsbedarf stellt die angegebene Grössenordnung der durch anlageninterne Überflutungen bedingten CDF nicht in Frage. Der sehr geringe Beitrag interner Überflutungen zur gesamten CDF spiegelt die weitgehende Unterteilung der sicherheitsrelevanten Gebäude in mehrere überflutungssichere Bereiche wider.

7.2.5.4 Turbinenzerknall

Bei einem Turbinenversagen (zum Beispiel bei Überdrehzahl) weggeschleuderte Teile (Turbinengeschosse) können in Gebäude und Einrichtungen des Kernkraftwerks einschlagen und sicherheitsrelevante Systeme beschädigen. Obschon sehr unwahrscheinlich, kann dies in Kombination mit dem Turbinenausfall unerwünschte Auswirkungen haben.

Das Ereignis Turbinenzerknall wird in der GPSA2009 anhand von 11 Szenarien analysiert, welche die möglichen Flugbahnen von Turbinengeschossen und deren Einschläge in Bauten und Einrichtungen des KKG beschreiben. Die Häufigkeit von Schäden an Einrichtungen aufgrund von Turbinengeschossen wird anhand der Formel $f = f_1 \cdot f_2 \cdot f_3$ berechnet, mit

f_1 = Häufigkeit von Turbinengeschossen aufgrund von Turbinenausfällen,

f_2 = bedingte Wahrscheinlichkeit von Turbinengeschosstreffer an Gebäuden und Einrichtungen,

f_3 = bedingte Wahrscheinlichkeit von relevanten Schäden an Einrichtungen im Fall eines Turbinengeschosstreffers.

Die Berechnung der Häufigkeit f_1 erfolgt mit einer zweifachen Aktualisierung generischer Daten: Aktualisierung 1 verwendet das Bayes-Verfahren mit Daten aus Betriebserfahrungen von BBC-Turbinen. Aktualisierung 2 berücksichtigt einen Reduktionsfaktor aufgrund von Angaben des Turbinenherstellers KWU (heute AREVA) betreffend Verbesserungen bei Materialien und der Steuerung von Turbinen seit den 1980er Jahren. Auf Nachfrage des ENSI bezeichnete das KKG den Ersatz des ursprünglichen, einfachen Überdrehzahlschutzes durch ein modernes, elektronisches System als die dem Reduktionsfaktor zugrunde liegende Verbesserung. Die Gebäude oder Gebäudeteile, die von Turbinengeschossen getroffen werden können, werden anhand der möglichen Winkel für Turbinengeschossbahnen aus dem Maschinenhaus und des Lageplans des KKG bestimmt. Die Werte f_2 werden mit der Methode von Niessner³⁰⁸ für hohe und tiefe Flugbahnen berechnet. Bei den tiefen Flugbahnen wird

mit dem Reduktionsfaktor f_{HE} (Mittelwert 0,04) zusätzlich berücksichtigt, dass nur Geschosse mit sehr hoher Masse und sehr hoher Geschwindigkeit den Turbinensockel und die Turbinengebäudewand durchdringen und somit relevante Gebäude des KKG treffen können. f_3 berücksichtigt mit mehreren Faktoren, ob ein Turbinengeschoss in ein oder zwei Sektoren eines getroffenen Gebäudes einschlagen und dort eine genügend grosse Anzahl kritischer Komponenten treffen kann, um den im Szenario modellierten Schaden zu verursachen. Die entsprechenden Faktoren bzw. bedingten Wahrscheinlichkeiten werden anhand der Wandstärken, der kinetischen Energie der Geschosse und der im Bereich der Einschläge vorhandenen Komponenten geschätzt.

8 der 11 Szenarien mit Häufigkeiten kleiner als $1 \cdot 10^{-10}$ pro Jahr werden nicht weiter analysiert, sondern vernachlässigt. Für die verbleibenden 3 Szenarien werden die möglichen Schäden beschrieben, wobei die Einschläge der 2 Szenarien im Schaltanlagegebäude in der gleichen Art modelliert werden wie bei einem Brand an den entsprechenden Orten. Da der berechnete CDF-Beitrag dieser 3 Szenarien insgesamt sehr gering (im Bereich von $5 \cdot 10^{-13}$ pro Jahr) ist, werden die Szenarien im PSA-Modell nicht berücksichtigt.

Beurteilung des ENSI

Die Analyse der Gefährdung durch Turbinengeschosse entspricht grundsätzlich dem Vorgehen gemäss der Richtlinie ENSI-A05. Hingegen sind einige Teile der Analyse unvollständig und verschiedene Annahmen sind unzureichend begründet. Aus Sicht des ENSI besteht insbesondere folgender Verbesserungsbedarf, der in der Aktionsliste detailliert ausgeführt ist:

- Bei der Berechnung der Häufigkeit eines Turbinenzerknalls (f_1) wurde beim zweiten Schritt der Aktualisierung zur Berücksichtigung der Verbesserungen bei Materialien und der Turbinensteuerung kein Bayes'sches Verfahren mit dokumentierten anlagenspezifischen Daten angewendet. Aus der Dokumentation ist nicht ersichtlich, welche Versagensmechanismen von Turbinen in welchem Umfang mit dieser Aktualisierung berücksichtigt wurden. Die in der GPSA2009 resultierende Verteilung für f_1 beruht somit auf nicht nachvollziehbaren Annahmen und genügt den Kriterien des in der Richtlinie ENSI-A05 genannten Verfahrens nicht.
- Der Anteil der tief fliegenden Turbinengeschosse, welche den Turbinensockel und die Turbinengebäudewand durchdringen und aus dem Turbinengebäude austreten können (Faktor f_{HE} , Mittelwert 0,04), ist nicht nachvollziehbar beschrieben und begründet.
- Die Szenarien für Geschosstreffer und die Berechnung der bedingten Wahrscheinlichkeiten für Geschosstreffer sind unvollständig beschrieben. Mehrfachtreffer und indirektes Versagen von PSA-Komponenten sind bei der Berechnung nicht berücksichtigt. (Die Möglichkeit mehrerer gleichzeitig erzeugter Geschosse bei einem Turbinenzerknall wurde nicht untersucht.)
- Die Konsequenzen der Geschosstreffer, die Modellierung und die Quantifizierung der 3 analysierten Szenarien sind nicht nachvollziehbar dokumentiert.
- Die gleichzeitig durch den Turbinenbrand hervorgerufenen Ausfälle von PSA-Komponenten, die Auswirkungen von Wasserstoffexplosionen und Rauchgasen sind nicht diskutiert (Richtlinie ENSI-A05 Kapitel 4.5.4 Bst. g).

Aufgrund dieser Lücken in der Dokumentation und in einzelnen Analyseschritten sind einige der angewendeten Reduktionsfaktoren bzw. bedingten Wahrscheinlichkeiten in der Berechnung der Schadenshäufigkeit wenig plausibel. Jedoch geht das ENSI aufgrund der Lage des Turbinengebäudes im

KKG und der allgemein vorliegenden Erfahrung davon aus, dass das Ereignis Turbinenzerknall beim KKG keinen wesentlichen Einfluss auf die CDF aufweist.

7.2.6 Externe Ereignisse

7.2.6.1 Auswahl relevanter externer Ereignisse

Basierend auf dem KKG-Sicherheitsbericht, anderen PSA, PSA-Standards^{309,310} sowie Kommentaren einer PSA Peer Review³¹¹ erstellte das KKG für die Auswahl der im Rahmen der GPSA2009 zu betrachtenden externen Gefährdungen eine generische Liste mit möglichen Gefährdungen.

Mit Hilfe von fünf Kriterien wurde bestimmt, ob ein Ereignis von der detaillierten Analyse ausgeschlossen werden kann. Diese Ausschlusskriterien beruhen auf qualitativen und quantitativen Abschätzungen und lauten:

1. Das Ereignis hat ein signifikant kleineres Schadenspotenzial als die bei der Auslegung zu Grunde gelegten externen Ereignisse.
2. Die Eintrittshäufigkeit ist deutlich kleiner als die Eintrittshäufigkeit eines bereits modellierten Ereignisses mit ähnlichem Schadenspotenzial.
3. Das Ereignis kann nicht nahe genug bei der Anlage auftreten, um einen Schaden an der Anlage zu verursachen.
4. Das Ereignis ist in der Definition eines anderen Ereignisses der Liste enthalten.
5. Das Phänomen wurde am Standort nicht beobachtet.

Ferner wurden Anlagenrundgänge durchgeführt mit dem Ziel, die generische Gefährdungsliste mit KKG-spezifischen Gefährdungen zu vervollständigen und zu prüfen, ob eines der definierten Ausschlusskriterien angewendet werden kann.

Tabellarisch hält das KKG fest, welche Gefährdungen weiter analysiert werden und welche Gefährdungen weshalb nicht weiter analysiert werden müssen. Für eine weitergehende Analyse wurden die folgenden externen Ereignisse ausgewählt: Erdbeben, Flugzeugabsturz, extreme Winde und Tornados, externe Überflutung, Verstopfung der Kühlwasserfassungen und Pipeline-Unfälle.

Beurteilung des ENSI

Die vom KKG erstellte generische Liste mit möglichen Gefährdungen ist ausführlich und geht teilweise über die nach der Richtlinie ENSI-A05 zu betrachtenden Gefährdungen hinaus. Das ENSI hat jedoch folgenden Verbesserungsbedarf festgestellt, der in der Aktionsliste festgehalten ist:

- Die Liste der externen Ereignisse enthält nicht die beiden zu betrachtenden Gefährdungen:
 - ausserordentlich raue Winterbedingungen mit Schnee(-verwehungen), niedrigen Temperaturen und Vereisung
 - ausgeprägt harte Sommerbedingungen mit hohen Temperaturen, Trockenheit, Waldbrand und niedrigem Flusswasserspiegel
- Das fünfte Ausschlusskriterium lässt sich nicht mit den in der Richtlinie ENSI-A05 festgehaltenen Anforderungen an die Auswahlkriterien in Verbindung bringen. Nach Ansicht des ENSI kann basierend auf der Statistik nicht erwartet werden, dass extrem seltene externe Ereignis-

se am Standort der Anlage beobachtet werden. Das fünfte Ausschlusskriterium wird vom ENSI deshalb nicht akzeptiert.

Trotz des oben ausgeführten Verbesserungspotentials ist das ENSI der Auffassung, dass die Auswahl der in der GPSA2009 vertieft zu analysierenden externen Ereignissen plausibel ist. Weitergehende Untersuchungen zu extremen Wetterbedingungen wird das ENSI zunächst an anderer Stelle behandeln.

7.2.6.2 Erdbeben

Die vom KKG eingereichte Erdbebenanalyse der GPSA2009 lässt sich in drei Teilbereiche gliedern:

- Erdbebengefährdungsanalyse: Die Häufigkeit, mit der seismische Bodenerschütterungen beliebiger Stärke überschritten werden, wurde für den Standort des KKG abgeschätzt. Die in der GPSA2009 verwendeten Erdbebengefährdungsergebnisse wurden ausgehend von den Ergebnissen des Projekts PEGASOS (Probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse für die KKW-Standorte in der Schweiz)¹⁵ berechnet. Das Projekt PEGASOS wurde in den Jahren 1999 bis 2004 im Auftrag der Schweizer Kernkraftwerkbetreiber realisiert. In dem Projekt wurden für jedes schweizerische Kernkraftwerk die möglichen Erdbebenherde in der näheren und weiteren Umgebung des Standortes identifiziert und für jeden Erdbebenherd die zu erwartende Bebenhäufigkeit, die zugehörigen Bebenstärken und die Abminderung der Bodenerschütterung zwischen dem Erdbebenherd und dem Standort ermittelt.
- Fragility-Analyse: Es wurde die seismische Versagenswahrscheinlichkeit (engl. fragility) der Komponenten und Baustrukturen des KKG in Abhängigkeit der Bodenerschütterung bestimmt. Die seismische Fragility-Analyse der GPSA2009 besteht aus einer von einem Auftragnehmer durchgeführten, als Basisanalyse bezeichneten Fragility-Analyse und aus nachfolgend vom Bewilligungsinhaber – z. B. im Bereich des nichtlinearen Materialverhaltens - vorgenommenen Modifikationen.
- Analyse der Unfallsequenzen: Für verschiedene diskrete Klassen der Bodenerschütterung und für drei Bereiche der Distanz zum Epizentrum (Epizentraldistanz) wurden insgesamt 41 auslösende Ereignisse gewählt. Der analysierte Erschütterungsbereich reicht bis zu einer auf Referenzfeldbedingungen bezogene Spitzenbodenbeschleunigung (peak ground acceleration, PGA) von 0,8 g. Wie in Kapitel 7.2.4.2 beschrieben, werden die Einflüsse von Erdbeben mit einem spezifischen Ereignisbaum modelliert. In diesem Ereignisbaum werden die Auswirkungen von jedem der 41 auslösenden Ereignisse auf die Verfügbarkeiten der Systeme modelliert. Mittels logischer Regeln werden die durch Erdbeben nicht verfügbaren Systeme, Funktionen und Operateurhandlungen im PSA-Modell als garantiert ausgefallen gesetzt.

Die durch Erdbeben verursachte Kernschadenshäufigkeit (CDF) wird in der GPSA2009 mit $3,4 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr abgeschätzt, was bezogen auf die Gesamt-CDF einem Anteil von 52 % entspricht. Aufgeteilt auf die drei Epizentraldistanzbereiche D1 (< 16 km), D2 (16 km bis 40 km) und D3 (> 40 km) betragen die Anteile an der seismischen Kernschadenshäufigkeit rund 87 % (D1), 11 % (D2) und 2 % (D3). Im dominierenden Epizentraldistanzbereich D1 liefert das auslösende Ereignis mit einer PGA von 0,60 g bis 0,68 g den grössten auf die Breite des Beschleunigungsintervalls bezogenen Beitrag an die CDF. Ferner wird festgehalten, dass seismische Ereignisse mit Versagen aller Operateurhandlungen und der Gleichstromversorgung einen Hauptbeitrag zu den die CDF dominierenden Niederdrucksequenzen liefern.

Beurteilung des ENSI

Mit der GPSA2009 wurde die probabilistische Erdbebenanalyse des KKG im Vergleich zu früheren Studien wesentlich verändert. Positiv hervorzuheben ist, dass zum Beispiel neue Anlagenbegehungen durchgeführt, der Umfang an Baustrukturen und Komponenten mit explizit modelliertem seismischem Versagen erhöht, feinere analytische Gebäudemodelle erstellt und die Boden-Bauwerk-Wechselwirkung berücksichtigt wurden. Die stichprobenartigen Prüfarbeiten des ENSI haben aber auch grundlegendes Verbesserungspotenzial aufgezeigt. Eine zentrale Schwäche der Erdbebenanalyse der GPSA2009 ist, dass kein klares Gesamtkonzept und kein in sich konsistentes Vorgehen erkennbar sind. Die festgestellten Verbesserungsmöglichkeiten betreffen sämtliche Teilbereiche der Studie:

Erdbebengefährdungsanalyse

Die vom Bewilligungsinhaber, ausgehend von den Ergebnissen des Projekts PEGASOS, ermittelten und in der GPSA2009 verwendeten Erdbebengefährdungsergebnisse sind aus folgenden Gründen als ungünstig zu beurteilen:

- Die Resultate aus dem Projekt PEGASOS bilden die erdwissenschaftlich begründete und vom ENSI akzeptierte Modellierung der Erdbebengefährdung für die Standorte der schweizerischen Kernkraftwerke. Mit der Neuberechnung der Erdbebengefährdung hat der Bewilligungsinhaber wichtige Faktoren dieser von führenden nationalen und internationalen Experten sachkundig erarbeiteten Modellierung verändert. Zum Beispiel benutzte der Bewilligungsinhaber modifizierte Abminderungsmodelle sowie seismische Quellenmodelle mit gegenüber der Bruchausbreitung undurchlässigen Zonengrenzen.
- Mit der Neuberechnung der Erdbebengefährdung hat der Bewilligungsinhaber die methodischen Anforderungen an die Erdbebengefährdungsanalyse, wie sie an das Projekt PEGASOS gestellt und in die Richtlinie ENSI-A05 aufgenommen wurden, nicht erfüllt. Zum Beispiel hat er darauf verzichtet, eine begleitende Überprüfung durch das ENSI vornehmen zu lassen.
- Durch die Anwendung eines Cumulative Absolute Velocity (CAV)-Filters hat der Bewilligungsinhaber im PSA-Modell einen Teil der Erdbebengefährdung vernachlässigt, ohne zu zeigen, dass die Kriterien für den Einsatz eines solchen Filters angemessen erfüllt sind und ohne das verwendete CAV-Modell im Projekt PEGASOS oder in einer gleichwertigen Erdbebengefährdungsanalyse entwickeln zu lassen.

Fragility-Analyse

Die von einem Auftragnehmer gemäss EPRI-Verfahren^{312,313} durchgeführte, als Basisanalyse bezeichnete Fragility-Analyse entspricht in weiten Teilen dem Stand der Technik. Teilweise wurden Fragility-Werte jedoch aus früheren PSA-Studien übernommen, ohne sie an den aktuellen Stand anzupassen. Zum Beispiel wurden die Parameter, welche die Unsicherheit der seismischen Versagenswahrscheinlichkeiten beschreiben, weder an den Einfluss der neuen Erdbebengefährdungsergebnisse noch an die Resultate der neuen Boden-Bauwerk-Wechselwirkungsanalysen angepasst. Ferner wurde in den Fragility-Analysen nicht berücksichtigt, dass in der GPSA2009 CAV-Filterung angewendet wird.

Im Vergleich zur Basisanalyse fällt die Qualität der vom Bewilligungsinhaber an der Basisanalyse vorgenommenen Modifikationen ab. Der vom Bewilligungsinhaber gewählte, auf punktuellen Verän-

derungen basierende Ansatz führt insgesamt zu einer in sich nicht mehr konsistenten Fragility-Analyse. Die vorgenommenen Modifikationen beruhen grösstenteils auf nicht angemessen begründeten Methoden und auf unrealistischen Annahmen. Die Arbeiten des Bewilligungsinhabers offenbaren fachliche Ungereimtheiten und führen zu optimistischen Resultaten, wie folgende Beispiele veranschaulichen:

- Die in der Basisanalyse ermittelten Fragility-Kurven der Komponenten modifizierte der Bewilligungsinhaber im nichtlinearen Beanspruchungsbereich der Gebäude mit einem von ihm eingeführten Ansatz, den er anhand eines auf bruchstückhaften hypothetischen Überlegungen gründenden Gedankenexperiments zur strukturdynamischen Kopplung zwischen dem Antwortverhalten von Gebäude und darin installierter Komponenten rechtfertigt. Der Bewilligungsinhaber postuliert, dass mit Beginn des Eintritts eines nichtlinearen Verhaltens der Baustruktur die in die Struktur eingetragene seismische Energie infolge schwacher nichtlinearer Verformungen absorbiert wird und für eine Schädigung der Komponenten nicht mehr zur Verfügung steht. In der Folge bleiben Beschleunigung und Versagenswahrscheinlichkeit der betroffenen Komponenten mit zunehmender Anregung der Baustruktur konstant und steigen erst wieder an, wenn die Duktilitätsreserve der Baustruktur erschöpft ist. Der Vergleich mit den Resultaten aus quantitativen Untersuchungen, die auf erprobten, den Stand der Technik darstellenden Methoden der nichtlinearen Strukturdynamik gründen, zeigt jedoch, dass der vom Bewilligungsinhaber eingeführte Ansatz im allgemeinen Fall zu einer bedeutenden Überschätzung der seismischen Tragfähigkeit der Komponenten und damit zu einer Unterschätzung des seismischen Risikos führt.
- Bei der Implementierung des vom Bewilligungsinhaber postulierten Ansatzes zur strukturdynamischen Kopplung wird in der GPSA2009 von der wirklichkeitsfremden Annahme ausgegangen, dass der Eintritt des nichtlinearen Verhaltens der Baustrukturen bereits bei einer Erdbebenanregung von 0,075 g PGA erfolgt. Die Annahme ist unrealistisch, da die wichtigen Baustrukturen des KKG elastisch mit Sicherheitsmargen, beaufschlagt auf das Sicherheitserdbeben (SSE) von 0,15 g PGA, ausgelegt sind.
- Die Tragfähigkeit der Baustrukturen wird in der GPSA2009, infolge Bezugs der Fragility-Funktion auf die spektrale Beschleunigung anstelle der PGA, um das 2,15-fache überschätzt.

Analyse der Unfallsequenzen

Aus den oben dargelegten Verbesserungsmöglichkeiten geht hervor, dass die in der GPSA2009 verwendeten Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse ungültig sind, da sie auf einer ungültigen Erdbebengefährdungsanalyse beruhen. Zusätzlich zu diesen nicht korrekt abgeleiteten Häufigkeiten und den ebenfalls bereits diskutierten unrealistischen Versagenswahrscheinlichkeiten der Komponenten und Baustrukturen sind im Erdbebenteil der GPSA2009 in Bezug auf die Analyse der Unfallsequenzen folgende weitere Annahmen und Ergebnisse nicht plausibel:

- Die Korrelation im seismischen Versagensverhalten ähnlicher Komponenten wird in der GPSA2009 mit einem vom Bewilligungsinhaber eingeführten, nicht auf physikalisch gerechtfertigten Annahmen gründenden und nicht fehlerfrei implementierten Ansatz modelliert. Zum Beispiel wird für den Fall von zwei gleichartigen Komponenten in unterschiedlichen Redundanzen im gleichen Gebäudebereich mit Hilfe einer fehlerbehafteten Monte-Carlo-Simulation und lediglich vom Informationsgehalt der Fragility-Kurve ausgehend ein Korrelationswert deutlich kleiner 1 ermittelt. Dieses Ergebnis ist unglaubwürdig, da die Fragility-Kurve keine Information zu der seismischen Ausfallabhängigkeit enthält. Zudem sind für das seismische Ver-

sagen qualitativ hochwertiger Komponenten aufgrund der geringen Fertigungs- und Montagetoleranzen auch im auslegungüberschreitenden Bereich Korrelationswerte nahe 1 zu erwarten.

- Der in der GPSA2009 berücksichtigte Anregungsbereich ist mit der oberen Schranke von 0,8 g PGA nicht genügend gross gewählt. Die Häufigkeit der in der GPSA2009 nicht berücksichtigten starken Erdbeben beträgt gemessen an den PEGASOS-Resultaten $2,5 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr. Ohne zusätzliche Analysen ist für diese Erdbeben garantierter Kernschaden anzunehmen, wodurch sich die in der GPSA2009 ausgewiesene seismische Kernschadenshäufigkeit auf das 7-fache erhöhen würde.
- In augenfälligem Widerspruch zu der allgemeinen Erfahrung steht der aus den dokumentierten Resultaten der GPSA2009 ableitbare Sachverhalt, wonach über den grössten Teil des in der GPSA2009 analysierten Anregungsbereichs die seismische Verwundbarkeit des KKG mit zunehmender Anregung abnimmt. Die für das KKG insgesamt berechnete seismische Versagenswahrscheinlichkeit, die so genannte „plant level fragility“ steigt z. B. im Anregungsbereich von 0,56 g PGA bis 0,64 g PGA von 0,7 % auf 8,6 % an; anschliessend fällt sie wider Erwarten ab und liegt bei einer Anregung von 0,78 g PGA nur noch bei 1,1 %.
- Die in der GPSA2009 ausgewiesene seismische Kernschadenshäufigkeit von $3,4 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr ist sowohl absolut als auch relativ zu den anderen auslösenden Ereignissen betrachtet als sehr klein einzustufen. Gemessen an der für den Standort des KKG gültigen Erdbebengefährdung, an dem realistischen Bereich der seismischen Tragfähigkeit des KKG und an dem identifizierten Verbesserungspotenzial des Erdbebenteils der GPSA2009 ist sie nicht glaubhaft.

Dokumentation

Das Fehlen eines klaren Gesamtkonzepts der GPSA2009 zeigt sich auch in deren Dokumentation. Sie ist unübersichtlich aufgebaut und nicht ausreichend nachvollziehbar. Die Nachvollziehbarkeit wird vor allem dadurch eingeschränkt, dass die Dokumentation a) keine Beschreibung oder graphische Darstellung enthält, die Schritt für Schritt darlegen würde, wie die verschiedenen Elemente der Analyse ineinander greifen; b) von unterschiedlichen Autoren mit z. T. unterschiedlichen Bezeichnungen für identische Inhalte erstellt wurde; c) widersprüchliche Aussagen, z. B. in Bezug auf die originalgetreue Verwendung der PEGASOS-Resultate, enthält; d) z. B. hinsichtlich des Einbezugs früherer Fragility-Analysen nicht in sich geschlossen ist und e) z. T. unvollständig qualitätsgesichert ist.

Insgesamt ist festzustellen, dass die Erdbebenanalyse der GPSA2009 teilweise aus etablierten Elementen besteht, die dem Stand der Technik entsprechen, wie er etwa in EPRI NP-6041-SL³¹², EPRI TR-103959³¹⁴, EPRI-1002989³¹⁵, EPRI-1002988³¹⁶, NUREG-1407³¹⁷, NUREG/CR-5088³¹⁸, ASME/ANS RA-Sa-2009³¹⁹ und IAEA Safety Guide NS-G-2.13³²⁰ beschrieben ist. Zentrale Elemente der Studie gründen jedoch auf Vorgehensweisen, die dem internationalen Stand der Technik nicht genügen. Die Studie ist geprägt durch wirklichkeitsferne, vom Bewilligungsinhaber eingeführte Ansätze, die zu einer bedeutenden Unterschätzung des seismischen Risikos führen und weder von der international massgebenden Fachwelt noch vom ENSI akzeptiert sind.

Im Gegensatz zu isolierten Punkten, die einzeln verbessert werden könnten, hat der im Rahmen der Begutachtung durch das ENSI identifizierte Verbesserungsbedarf des Erdbebenteils der GPSA2009

durchgängigen Charakter und erfordert eine grundlegende, umfassende Überarbeitung der Studie. Es wird folgende Forderung abgeleitet:

Forderung 7.2-1:

Die Erdbebenanalyse der GPSA2009 ist qualitätsgesichert so zu überarbeiten, dass sie dem Stand der Technik entspricht. Insbesondere sind

- *die vom ENSI als gültig erklärten Erdbebengefährdungsergebnisse unverändert zu verwenden;*
- *die Fragility-Analysen und die Unfallablaufanalysen mit etablierten Verfahren durchzuführen, die im Einklang mit gesicherten Forschungsergebnissen oder der gängigen Praxis stehen;*
- *die Erdbebenanalyse klar strukturiert, umfassend und nachvollziehbar zu dokumentieren.*

Bis 30. Juni 2013 ist hierfür ein verbindliches Konzept einzureichen, welches die verwendeten Methoden, den Umfang der Analysen, den Zeitplan für die einzelnen Analyseschritte, die beauftragten Experten, die vorgesehenen Qualitätssicherungsmassnahmen und die Erdbebengefährdungsannahmen konkret festlegt.

7.2.6.3 Extreme Winde und Tornados

Extreme Winde

Gemäss KKG-Angaben ist der Standort des Kernkraftwerks bezüglich extremer Windlasten nicht besonders exponiert. Dies wird damit begründet, dass ein Vergleich mit den am Flughafen Zürich gemessenen Werten zeigt, dass die Böenspitzenwindgeschwindigkeiten (10-Minuten-Mittelwerte) am KKG-Standort um ein Drittel kleiner sind.

Anhand einer „Generalized Extreme Value“ Verteilung (GEV) wird eine extremwertstatistische Auswertung der monatlichen Maxima der Böenspitzen an der Messstation Gösgen für den Zeitraum 1993 bis 2007 durchgeführt. Auf Basis der erhaltenen GEV-Verteilung werden Gefährdungskurven für verschiedene Perzentile ermittelt, welche die Überschreitungshäufigkeit in Abhängigkeit der Windgeschwindigkeit beschreiben. Eine Geschwindigkeit kann in einen statischen Druck umgerechnet werden, sodass die Gefährdungskurve aufgrund des entsprechenden statischen Drucks dargestellt werden kann. Aufgrund der Analyse kommt das KKG zu dem Schluss, dass Windböenspitzen über 50 m/s (180 km pro Stunde) und entsprechende statische Drücke über 2 kPa (20 mbar) am KKG-Standort sehr unwahrscheinlich sind.

Das KKG führt auf, dass die sicherheitsrelevanten Gebäude des Kernkraftwerks Gösgen gegen extreme dynamische Lasten wie Erdbeben und Explosionen ausgelegt worden sind. Diese Auslegungslasten sind wesentlich höher als die Auslegungsbasis-Windlasten. Ausgehend von Analysen zu Explosionen wird ein Satz von Fragilities für Windlasten wie folgt erstellt.

Als ein Kennwert für die Versagenswahrscheinlichkeit einer Struktur dient der so genannte HCLPF-Wert (High Confidence, Low Probability of Failure). Für das KKG sind die HCLPF-Werte für alle Gebäude, die für Explosionen ausgelegt werden, bekannt. Mit Hilfe des ASCE (American Society of Civil Engineers) Manual 42 werden diese HCLPF-Werte auf HCLPF-Werte für Windlasten umgerechnet. Die mit dieser Methode erhaltenen HCLPF-Werte entsprechen Spitzenwerten der differentiellen Drücke, wie sie an der Spitze eines Gebäudes erfolgen. Anhand einer Gleichung aus der Norm SIA 261 werden diese HCLPF-Werte für entsprechende Staudrücke auf 10 m Höhe skaliert. Aus den so erhaltenen HCLPF-Werten lassen sich die Fragilities bestimmen. Insgesamt werden Wind-Fragilities für 20

Strukturen und Ausrüstungen (u. a. Maschinenhaus, Kühlturm, Kamin, Transformatoren, Behälter) ermittelt, welche direkt dem Wind ausgesetzt sind.

Eine Screening-Analyse wird durchgeführt, mit dem Ziel, Szenarien, welche gemäss dem KKG nicht zur Kernschadenshäufigkeit beitragen, auszuschliessen. Als Screening-Wert wird 1,5 kPa für den Staudruck auf 10 m Höhe verwendet, d. h. alle Strukturen mit einem HCLPF grösser als 1,5 kPa werden für die weitere Analyse ausgeschlossen. Dieser Druck entspricht einer Geschwindigkeit, die gemäss der 85 % Perzentil Windgefährdungskurve eine Überschreitungshäufigkeit von 10^{-5} pro Jahr hat. Nach dem Screening verbleiben für die weiteren Betrachtungen nur die folgenden Strukturen: Kühlturm, Kamin und externe Stromversorgung. Das Maschinenhaus ist das Gebäude mit dem kleinsten HCLPF (3,5 kPa), das von den weiteren Betrachtungen ausgeschlossen wird. Das KKG legt dar, dass 3,5 kPa einer Geschwindigkeit entspricht, die gemäss der 85 % Perzentil Windgefährdungskurve eine Überschreitungshäufigkeit von $9 \cdot 10^{-13}$ pro Jahr hat.

Im Weiteren führt das KKG eine vereinfachte Abschätzung des Einflusses der Windgefährdung auf die Kernschadenshäufigkeit durch. Dazu werden zehn auslösende Ereignisse angenommen, welche den Druckbereich zwischen 0 und 6 kPa abdecken. Im Rahmen dieser vereinfachten Abschätzung werden für die Unfallablaufanalyse folgende vier Abfragen in der Analyse betrachtet:

- wind-induzierter Verlust der externen Stromversorgung
- wind-induzierter Einsturz des Kühlturms
- wind-induziertes Versagen des Kamins
- wind-induziertes Versagen aller Sicherheitssysteme ausser dem Notstandspeisewassersystem

Die vierte Abfrage stellt die infolge des Screenings auf die Lastkapazität ausgeschlossenen Sequenzen dar. Der gesamte Beitrag von extremen Winden zur Kernschadenshäufigkeit beträgt gemäss einer vereinfachten Abschätzung $6,0 \cdot 10^{-11}$ pro Jahr. Aufgrund dieser Abschätzung wird die Gefährdung durch extreme Winde nicht im Volllast-PSA-Modell aufgenommen.

Tornado

Gemäss KKG-Angaben ist bisher in unmittelbarer Umgebung des KKG-Standorts kein Tornado von signifikanter Stärke (stärker als F0 in der Fujita-Skala) registriert worden. Das KKG erklärt das mit der topographischen Lage des Standorts. Als Ausgangspunkt zur Ermittlung der Auftretenshäufigkeiten von Tornados am KKG-Standort werden die in der Richtlinie ENSI-A05 auf eine Fläche von $12'500 \text{ km}^2$ bezogenen Tornadohäufigkeiten für drei definierte Tornadostärken verwendet. Diese Häufigkeiten werden auf Basis eines proportionalen Ansatzes für den KKG-Standort (angenommene Fläche von $0,04 \text{ km}^2$) umgerechnet. Die so ermittelten Häufigkeiten werden als generische Information betrachtet und mithilfe des Bayes'schen Verfahrens mit der standortspezifischen Erfahrung (Nichtauftreten von Tornados stärker als F0 in der Umgebung des KKG-Standorts) verrechnet. Für Tornados der Klassen F0/F1 ergibt sich damit eine Auftretenshäufigkeit von ca. $7,36 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr am KKG-Standort. Für die Tornados der Klasse F2 bzw. F3 und stärker werden Auftretenshäufigkeit am KKG-Standort von ca. $7,04 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr bzw. ca. $2,02 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr ermittelt.

Das KKG analysiert folgende potenzielle Auswirkungen eines Tornados:

- Überdruck und Turbulenzen, welche auf strukturelle Oberflächen der Anlage wirken: Die Windstaudrücke 10 Meter über Boden werden für die verschiedenen Klassen von Tornados

berechnet. Das KKG hält fest, dass während die Windstaudrücke der schwächeren Tornados (F0/F1) gegenüber Windlasten von Windstürmen vernachlässigbar sind und dass die Windstaudrücke von stärkeren Tornados nicht vernachlässigt werden können. Aus diesem Grund werden ähnlich wie für extreme Winde tornadospezifische Fragilities für 20 Strukturen und Ausrüstungen entwickelt. Aufgrund der Fragilities wird die Ausfallwahrscheinlichkeit der gewählten Strukturen und Komponenten für die verschiedenen Tornadoklassen berechnet. Aus den berechneten Ausfallwahrscheinlichkeiten kommt das KKG zu dem Schluss, dass die Überdruckauswirkung von Tornados der Kategorien F0/F1, F2 sowie F3 vernachlässigt werden kann.

- vom Tornado mitgerissene Gegenstände, welche wesentliche Anlageteile beschädigen: Bei einem Anlagenrundgang wurden Gegenstände identifiziert, welche von einem Tornado mitgerissen werden können. Das mögliche Eindringen dieser Gegenstände in die Betonstrukturen in Funktion der Betondicke wird ebenfalls untersucht. Das KKG kommt zu dem Schluss, dass aufgrund der räumlichen Trennung von Systemen die Einwirkungen von Tornados durch mitgerissene Gegenstände nicht mehr als zwei Redundanzen eines Systems schädigen können. Ferner führt das KKG an, dass die Anlage gegen die Auswirkungen von grossen Trümmern aus einem Flugzeugabsturz ausgelegt ist. Das KKG hält fest, dass damit die Auswirkungen der von Tornados mitgerissenen Gegenstände auf die Anlagesicherheit vernachlässigt werden können. Aus diesen Gründen werden die Auswirkungen von mitgerissenen Gegenständen nicht weiter untersucht.
- Verlust der externen Stromversorgung: Im Falle eines Tornados ist der Verlust der externen Stromversorgung eine generische Annahme, die auch bei der Analyse der vorgenannten Auswirkungen von Tornados berücksichtigt wird. Das KKG nimmt an, dass ein Tornado in jedem Fall zum Verlust der externen Stromversorgung führt

Auf Basis der Analyse der potenziellen Auswirkungen der Tornados wird diese Gefährdung nicht ins Volllast-PSA-Modell aufgenommen.

Beurteilung des ENSI

Die für die Ermittlung der Gefährdungen durch extreme Winde und Tornados angewendeten Methoden entsprechen im Allgemeinen dem Stand der Technik. Die durchgeführten Studien gehen auf die wichtigsten Phänomene und Auswirkungen von extremen Winden und Tornados ein. Die für extreme Winde definierten auslösenden Ereignisse und Szenarien werden dokumentiert und entsprechende Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit werden abgeschätzt. Die wichtigen Resultate zur Tragfähigkeit der sicherheitsrelevanten Strukturen und Ausrüstungen bei extremen Winden und Tornados werden dokumentiert.

Das ENSI identifizierte verschiedene Verbesserungspunkte, die detailliert in der Aktionsliste aufgeführt sind. Im Folgenden werden hier die wesentlichen Punkte genannt:

- Entgegen den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05, Kap. 4.6.1 Bst. a wurde die Gefährdung durch extreme Winde nicht im Volllast-PSA-Modell abgebildet. Extreme Winde gehören nicht zu den unter Richtlinie ENSI-A05, Kap. 4.6.1 Bst. b und c aufgeführten Gefährdungen, die aufgrund eines vernachlässigbaren CDF bzw. FDF-Wertes (FDF: Fuel Damage Frequency) aus der PSA-Modellierung ausgeschlossen werden können.
- Bezüglich der zu verwendenden Messdaten sieht die Richtlinie ENSI-A05 vor, dass bei der Ermittlung der Windverhältnisse standortspezifische Langzeitdaten aus den am Standort er-

fassten Kurzzeitdaten und Langzeitdaten aus der Umgebung des Standorts abzuleiten sind. Aus Sicht des ENSI stellt das 14 Jahre (1993-2007) lange Messintervall der Messstation Gösgen keine umfassende Messreihe für eine repräsentative probabilistische Analyse dar. Insbesondere ist unklar, warum nicht sämtliche verfügbaren Messdaten der Messstation Gösgen (1987-2007) bei der Bewertung berücksichtigt wurden.

- Zur Nachvollziehbarkeit der erhaltenen Resultate der Windanalyse fehlen aus Sicht des ENSI in der Dokumentation wichtige Rechnungsschritte und Zwischeninformationen:
 - Die anhand der GEV-Verteilung ermittelten maximalen Windgeschwindigkeiten sind nicht dokumentiert. Der Bericht enthält nur eine Abbildung der kumulativen GEV-Verteilung und deren Dichtefunktion ohne Angabe der Parameter der Verteilung.
 - Die vereinfacht abgeschätzten CDF-Werte für die verschiedenen auslösenden Ereignisse durch Extremwinde sind nicht nachvollziehbar. Zum Beispiel wird im Bericht auf Gleichungen verwiesen, die nicht beschrieben werden oder sich nicht auf die Windanalyse beziehen.
- Abweichend von der Richtlinie ENSI-A05 wird die Abmessung des Tornadoschadenszuges bei der Bestimmung der Auftretenshäufigkeiten von Tornados am KKG-Standort nicht berücksichtigt, was zu einer Unterschätzung dieser Häufigkeiten führt.
- Die Gefährdung durch Tornados wurde entgegen den Vorgaben des Kapitels 4.6.1 Bst. a der Richtlinie ENSI-A05 nicht im Volllast-PSA-Modell abgebildet. Tornados gehören nicht zu den unter Richtlinie ENSI-A05, Kap. 4.6.1 Bst. b und c aufgeführten Gefährdungen, die aufgrund eines vernachlässigbaren CDF- bzw. FDF-Wertes aus der PSA-Modellierung ausgeschlossen werden können.

Das ENSI geht trotz der oben erwähnten Einwände zur KKG-Studie aufgrund der Auslegung des KKG und der relativ kleinen Eintrittshäufigkeit von extremen Winden und Tornados davon aus, dass der Risikobeitrag von Wind und Tornado sehr gering ist.

7.2.6.4 Externe Überflutung

Die GPSA2009 enthält folgende überflutungsbezogene Untersuchungen:

- Externe Überflutungen durch Talsperren- und Wehrbrüche: Für die Untersuchung von Talsperren- und Wehrbrüchen wird auf Berechnungen des Bundesamts für Wasserwirtschaft (heute Bundesamt für Energie) zurückgegriffen. Dort wird jeweils der vollständige Bruch der Saane-Talsperren Rossens und Schiffenen sowie der Aare-Wehre Port, Flumenthal, Bannwil, Wynau, Ruppoldingen und Olten-Gösgen betrachtet. Zusätzlich bestimmt das Bundesamt für Wasserwirtschaft auch die Auswirkungen des Extremfalls von fünf sich überlagernden Talsperrenbrüchen an der Saane (Hongrin, Montsalvens, Rossens, Schiffenen) und der Aare (Wohlensee). Die Berechnungen zeigen, dass keiner dieser Fälle zu einem Pegelstand oberhalb der Geländehöhe des KKG führt. Auf dieser Grundlage wird der Verlust der externen Netzanbindung als konservativ abdeckende Auswirkung von Talsperren- und Wehrbrüchen auf das KKG identifiziert. Unter Berücksichtigung der deutlich kleineren Eintretenshäufigkeit von Talsperrenbrüchen im Vergleich zum Verlust der externen Netzanbindung, wie er im internen Modell abgebildet ist, wird der CDF-Beitrag der Talsperrenbruch-Szenarien als signifikant geringer als

$1 \cdot 10^{-10}$ pro Jahr abgeschätzt. Deshalb wird der durch Talsperrenbrüche bedingte Anstieg des Aarepegels in der GPSA2009 nicht explizit modelliert.

- Externe Überflutungen durch natürlich bedingte Hochwasser: Basierend auf einer Untersuchung von Überflutungsszenarien aus dem Rahmenbewilligungsgesuch für das ehemals geplante, unmittelbar benachbarte Kernkraftwerk Niederamt wird für eine Überschreitenshäufigkeit von $1 \cdot 10^{-4}$ pro Jahr ein Abfluss der Aare von bis zu $1650 \text{ m}^3/\text{s}$ angenommen. Dies führt zu einer Überflutung der Geländehöhe des KKG um 20-40 cm. Im Rahmen einer Begehung am 31.03.2004 wurden Wassereindringpfade in die unteren Ebenen des Schaltanlagegebäudes, des Maschinenhauses und des Nebenkühlwasserpumpenhauses identifiziert. Daher wird für das Überflutungsereignis neben dem Ausfall der externen Stromversorgung auch der Ausfall der Notstromversorgung in der GPSA2009 abgebildet. Als Eintrittshäufigkeit wird ein Wert von $1,5 \cdot 10^{-4}$ pro Jahr angesetzt. Unter Berücksichtigung von Schutzmassnahmen, für die aufgrund des langsamen Anstiegs von Grundwasserspiegel und Aarepegel viel Zeit bleibt, und einer Versagenswahrscheinlichkeit von 0,5 für Sicherheitsfunktionen in ungeschützten Bereichen ergibt sich ein Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit von $1,42 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr.

Beurteilung des ENSI

Aus Sicht des ENSI ist die in der GPSA2009 gewählte Vorgehensweise zur Abschätzung des CDF-Beitrags von Talsperrenbrüchen prinzipiell zulässig. Allerdings wird ein potenzielles Verstopfen der Wasserfassungen bei solchen Ereignissen nicht betrachtet. Ausserdem stimmen die in der Dokumentation zitierten Werte, auf denen die Abschätzung des CDF-Beitrags von Talsperrenbrüchen beruht, nicht mit den Ergebnissen des GPSA2009-Modells überein. Diese Punkte sind in die Aktionsliste aufgenommen worden. Das ENSI geht davon aus, dass auch bei Verwendung korrekter Werte und realistischer Annahmen zur Verstopfung von Wasserfassungen Talsperrenbrüche nur einen unwesentlichen CDF-Beitrag liefern.

Die Kernschadenshäufigkeit durch natürlich bedingte Hochwasser der Aare wird explizit quantifiziert. Hier wurde Verbesserungsbedarf in Bezug auf die Analyse identifiziert:

- Für ein Hochwasser mit einer Überschreitenshäufigkeit von $1 \cdot 10^{-4}$ pro Jahr wird eine Überflutung der Geländehöhe des KKG um 20-40 cm angegeben. Dies impliziert, dass bereits mit einer höheren Überschreitenshäufigkeit als $1 \cdot 10^{-4}$ pro Jahr mit einer Überflutung des KKG zu rechnen ist. Betrachtungen hierzu fehlen in der GPSA.
- Wassereindringpfade in sicherheitstechnisch wichtige Gebäude wurden im Rahmen der für die Überflutungsanalyse zitierten Begehung vom 31.3.2004 nur bis zur Geländehöhe des KKG untersucht. Für die Kreditierung von Schutzmassnahmen wird die Schichtanweisung Nr. 58 herangezogen,
 - obwohl die darin festgelegten Schutzmassnahmen lediglich einen einzigen Wassereindringpfad in sicherheitstechnisch wichtige Gebäude betreffen (Montage eines Hochwasserschutzdeckels für einen Rohrkanal), während für sicherheitstechnisch wichtige Gebäude allgemein und insbesondere für die anderen im Rahmen der Begehung identifizierten Wassereindringpfade keine Schutzmassnahmen beschrieben sind, und
 - obwohl Wassereindringpfade oberhalb der Geländehöhe wegen der fehlenden Untersuchungen, in welche sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude bei einem Wasserstand oberhalb der Geländehöhe möglicherweise Wasser eindringt, nicht ausgeschlossen werden können.

- Das Notstandsgebäude ist laut dem im Rahmen der PSÜ vorgelegten Sicherheitsbericht lediglich bis zur Geländehöhe des KKG (382,00 m ü. M.) wasserdicht ausgelegt. Demnach müsste bei externen Überflutungen mit einer Flutkote von 382,20 bis 382,40 m ü. M. mit Wasseranfall im Notstandsgebäude gerechnet werden. Entsprechende Betrachtungen fehlen in der GPSA.

Das ENSI hat im Rahmen der Überprüfung von PSA-Annahmen das Notstandgebäude bezüglich Eindringens von Wasser bei externen Überflutungen inspiziert. Ein Eindringen von Wasser durch die Materialtür war zu erwarten und durch den Personaleingang nicht auszuschliessen. Die Rate des eindringenden Wassers war jedoch durch die engen Ritzen zwischen den Türen und ihrer Türfassung begrenzt. Ferner besitzt das Notstandsgebäude notstandsgesicherte Sumpfpumpen. Das KKG hat im Rahmen dieser Inspektion dargelegt, dass temporäre Hochwasserschutzmassnahmen von der Feuerwehr beübt werden.

Als Konsequenz der genannten Inspektion hat das ENSI ein Geschäft zum Thema externer Überflutungen eröffnet. Im Rahmen dieses Geschäfts hat das KKG dargelegt, dass

- potenzielle Wassereindringpfade nunmehr systematisch untersucht worden sind und
- administrative sowie technische Hochwasserschutzvorkehrungen optimiert worden sind.

Damit sind die Verbesserungspunkte bezüglich Wassereindringpfaden und bezüglich der Dichtheit des Notstandgebäudes nunmehr umgesetzt. Die von KKG im Rahmen des genannten Geschäfts vorgelegte Neubewertung der Hochwassergefährdung wurde vom ENSI jedoch sachlich zurückgewiesen.

Eine Betrachtung starker Niederschläge im Bereich des Standortes fehlt in der GPSA2009, obwohl entsprechende Analysen im Rahmen des Auswahlverfahrens externer Ereignisse in der GPSA2009 als erforderlich eingestuft worden sind. Da in diesem Fall ein Eindringen deutlich geringerer Wassermassen als bei einer Überflutung durch das 10'000-jährliche Hochwasser in sicherheitsrelevante Gebäude anzunehmen ist, erwartet das ENSI von dem Szenario allerdings nur einen unwesentlichen CDF-Beitrag. Dieser Punkt sowie die unter Verbesserungsbedarf genannten Punkte sind in die Aktionsliste aufgenommen worden.

7.2.6.5 Unfallbedingter Flugzeugabsturz

In den Analysen zum unfallbedingten Flugzeugabsturz werden Verkehrsflugzeuge und Militärflugzeuge betrachtet. Für Verkehrsflugzeuge, die per Definition in die Gewichtsklasse „> 5,7 t“ fallen, wird zusätzlich noch eine weitere Unterteilung in sechs Untergewichtsklassen vorgenommen. Zur Ermittlung der Gefährdung durch Verkehrsflugzeuge wird zunächst die Anzahl der Flugbewegungen

- des Start- und Landeverkehrs der Flughäfen Zürich und Basel
- sowie des Transitverkehrs dreier Flugrouten im 19-km-Umkreis (d. h. 20-km-Radius) des KKG

mittels als konservativ bezeichneter Statistiken aus dem Jahr 2001 bestimmt.

Aus einer Analyse der An- und Abflugrouten im Vergleich zur geographischen Lage des KKG-Standorts wird abgeschätzt, dass lediglich 25 % der Flugbewegungen des Start- und Landeverkehrs der Flughäfen Zürich und Basel für die Gefährdung des KKG-Standorts in Betracht zu ziehen sind.

Die Absturzraten in Flughafennähe (Start- und Landeverkehr) sowie im Transitflug werden der Richtlinie ENSI-A05 entnommen. Zur Berechnung der möglichen Absturzfläche (aus der sich die für den Standort relevante Gefährdung pro Quadratkilometer unter Bedingung eines Absturzes errechnet)

werden standortspezifische Eingangsgrößen (wie z. B. mittlere Flughöhe des für den Standort relevanten Transitverkehrs) herangezogen.

Für die Ermittlung der Gefährdung durch Militärflugzeuge werden Unfallstatistiken über Abstürze aus dem Zeitraum 1995 bis 2003 in der gesamten Schweiz herangezogen. Die Gefährdung wird als gleich verteilt über die Fläche ($41'285 \text{ km}^2$) der Schweiz angenommen. Zudem wird die so ermittelte Absturzhäufigkeit noch mit dem Faktor 0,75 multipliziert. In der Begründung hierzu wird unter Bezugnahme auf ein Referendum vom 24. Februar 2008 abgeschätzt, dass der horizontale Mindestabstand zwischen Militärflugroute und KKW-Standort 50 km beträgt, und berechnet, dass bei diesem Horizontalabstand (50 km) die Überflugstrecke, aus der das KKW im Fall eines Absturzes getroffen werden könnte, um das 0,75-fache kleiner ist als bei einem Horizontalabstand von 0 km.

Die Ermittlung der Absturzkonsequenzen, hinsichtlich des Strukturversagens sicherheitsrelevanter Gebäude, erfolgt unter Einbeziehung

- der virtuellen Gebäudetrefferflächen, die grösser sind als die tatsächlichen Flächen, da der Trümmerflug infolge eines in der Nähe eines Gebäudes aufschlagenden Flugzeugs auch zum Gebäudeversagen führen kann,
- von Abschirmungen aufgrund der Gebäudeanordnung auf dem KKG-Areal und
- der zu erwartenden Aufprallgeschwindigkeiten sowie der diesbezüglichen Auslegungsmerkmale der Gebäude.

Die Analyse des nach Flugzeugabsturz ausgelösten Ereignisablaufs umfasst zudem die Abfragen,

- ob im Fall der Zerstörung des Hauptkommandoraums (HKR) das Schichtpersonal noch für Handlungen zur Störfallbeherrschung zur Verfügung steht,
- und ob trotz grossflächigem Brand noch AM-Handlungen vor Ort möglich sind.

Der ermittelte Beitrag von Flugzeugabstürzen zur Kernschadenshäufigkeit beträgt $1,1 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr. An diesem Wert haben Militärflugzeuge einen Anteil von 45 %.

Beurteilung des ENSI

Die GPSA2009-Analyse zur Bestimmung der Absturzhäufigkeit von Zivil- und Militärflugzeugen sowie zur Modellierung der Absturzkonsequenzen entspricht weitgehend den methodischen Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05, ist im Allgemeinen nachvollziehbar dokumentiert und führt zu weitgehend plausiblen Resultaten. In einer stichprobenartigen Überprüfung dieser Analyse identifizierte das ENSI Verbesserungsbedarf, welcher im Detail in der Aktionsliste festgehalten und nachfolgend verkürzt wiedergegeben ist.

- Die Verwendung einer Absturzrate von $7,8 \cdot 10^{-7}$ pro Flugbewegung im An- und Abflugverkehr führt zwar, angesichts der Entfernung des Standorts von den Flughäfen Zürich und Basel-Mülhausen, tendenziell zu einer Überschätzung der Gefährdung, weil etwa 50 % der zu dieser Rate beitragenden Unfälle beim Starten (Phase „Takeoff“: bis 11 m über Pistenhöhe) oder Landen (Phase „Landing“: ab 15 m über Pistenhöhe) selber auftraten. Die Zählung von nur 25 % der Flugbewegungen des Start- und Landeverkehrs - in der GPSA2009 begründet mit der Verteilung der planmässigen Flugrichtungen des Flughafenverkehrs im Vergleich zur geographischen Lage des Standorts - führt dagegen zu einer Unterschätzung der Gefährdung. Denn Unfällen gehen in der Regel Störungen voraus, in deren Verlauf der Pilot die planmässige Flugrichtung ändert, um z. B. zwecks Notlandung den nächsten Flughafen zu erreichen.

- Zur Berechnung der Gefährdung durch Transitflüge berücksichtigt die GPSA2009 die Transitflugrouten im 19-km-Umkreis des KKG. Gemäss Richtlinie ENSI-A05 ist ein 100-km-Umkreis anzunehmen.
- Die in der GPSA2009 zur Berechnung der Absturzrate von Militärflugzeugen herangezogene Statistik hat nicht den in der Richtlinie ENSI-A05 geforderten Mindestumfang (20 Jahre rückwirkend).
- Die Reduzierung der Militärflugzeugabsturzhäufigkeit durch Multiplikation mit dem Faktor 0,75 entspricht nicht den Vorgaben der Richtlinie ENSI-A05. Die der Berechnung des Faktors zugrunde liegende Abschätzung eines Horizontalmindestabstands von 50 km ist deutlich grösser als der gemäss *Operational Manual Swiss Air Force* einzuhaltende Mindestabstand von 2 km. In der Berechnung selber wird ein geometrisches Modell verwendet. Diese Modellierung ist für Militärflugzeuge wenig erprobt und daher mit grossen Unsicherheiten verbunden. Eine der Unsicherheiten ist, dass ein Flugzeugkontrollverlust bei hoher Geschwindigkeit, welche bei militärischen Flügen zu erwarten sind, auch noch in grosser Entfernung von der anfänglichen Flugroute zum Absturz führen kann. Das ENSI erachtet daher die diesbezügliche Abweichung von der Richtlinie ENSI-A05 für nicht ausreichend begründet.
- Sowohl bei der Abbildung im Ereignisbaum als auch bei der Festlegung von Quantifizierungsregeln wird berücksichtigt, dass das Schaltanlagegebäude nur von einer Richtung aus getroffen werden kann. Dies hat eine Unterschätzung der Trefferwahrscheinlichkeit zur Folge.

Trotz dieser Punkte erwartet das ENSI einen geringen Beitrag von Flugzeugabstürzen zur Kernschadenshäufigkeit.

7.2.6.6 Verstopfung der Wasserfassungen

Das KKG verfügt über zwei Wasserfassungen, eine am Oberwasser- und eine am Unterwasserkanal. Mit diesen Wasserfassungen wird der Aare sowohl das für den Betrieb der Anlage wie auch das während Störfällen benötigte Kühlwasser entnommen. In der GPSA2009 werden die folgenden Ursachen für eine Verstopfung der Wasserfassungen berücksichtigt:

- verschiedene Arten von Schwemmholz (Äste, Baumstämme, etc.) und anderem grossen und kleinen Geschwemmsel (Blätter, Muscheln, Algen etc.), welche die Reinigungsmechanismen bei den Wasserfassungen beeinträchtigen oder blockieren können
- Überflutung der Siebrechen der oberen Wasserfassung durch Pegelanstieg im Oberwasserkanal bei Ausfall aller Turbinen des Wasserkraftwerkes Gösgen beeinträchtigt den Reinigungsmechanismus.
- Vereisung der Siebtrommeln durch Eisbrei

Im Normalfall ist die obere Wasserfassung in Betrieb, die untere Wasserfassung würde bei Ausfall der oberen Wasserfassung in Betrieb genommen. Die obere Wasserfassung wird während jeder Schicht kontrolliert, bei Stürmen oder starkem Anfall von Geschwemmsel auch häufiger.

In der Analyse der Eintretenshäufigkeit wird unterschieden, ob beide Wasserfassungen verstopfen oder nur die obere. Dabei wird wie folgt vorgegangen: Für jede einzelne Ursache wird abgeschätzt, wie häufig diese auftreten kann. Anschliessend wird bestimmt, wie viel Zeit für Reinigungsmassnahmen zur Verfügung steht, um eine Verstopfung zu verhindern. Auf Basis von ingenieurtechnischen Abschätzungen wird dann bestimmt, ob die untere Wasserfassung vom gleichen Effekt betroffen sein

kann oder nicht. Vereinfachend und konservativ wird angenommen, dass, wenn die Räumung der Wasserfassung am Oberwasserkanal vor deren Verstopfung misslingt, auch diejenige am Unterwasserkanal misslingt. Der Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit durch Verstopfung der Wasserfassungen beträgt $2,7 \cdot 10^{-9}$ pro Jahr.

Beurteilung des ENSI

Die vom KKG verwendete Methode zur Abschätzung der Eintrittshäufigkeit wird vom ENSI akzeptiert. In der GPSA2009 wird neu auch die Verstopfung durch Eisbrei mitberücksichtigt. Die Gefährdung durch Verstopfung der Wasserfassungen ist gut dokumentiert. Da die Verstopfung der Wasserfassungen nur im Falle einer Reihe von weiteren, unabhängigen Ausfällen zum Kernschaden führen kann, ist die angegebene, sehr geringe CDF plausibel.

7.2.6.7 Pipeline-Unfall

Westlich des Kernkraftwerks verlaufen zwei parallel geführte Erdgas-Hochdruckleitungen. Die Entfernung zur Wasserfassung am Oberwasserkanal beträgt 250 m, diejenige zum Notstandsgebäude und zum Notstromdieselgebäude beträgt 300 m. Die GPSA2009 hält fest, dass, basierend auf Extrapolationen von früheren Analysen, der Beitrag zur CDF durch Pipelinebrüche auf erheblich kleiner als $1,0 \cdot 10^{-9}$ pro Jahr abgeschätzt wird.

Beurteilung des ENSI

In der GPSA2009 wird nicht dargelegt, wie die angegebene CDF für Pipeline-Unfälle bestimmt wurde. Aufgrund der sehr geringen Häufigkeit des auslösenden Ereignisses und der grossen Entfernung der Erdgasleitungen zum KKG kann allerdings ein relevanter Beitrag zur CDF ausgeschlossen werden. Der entsprechende Verbesserungsbedarf ist in der Aktionsliste festgehalten.

7.2.7 Ergebnisse der Stufe-1-PSA für Vollast

In der GPSA2009 wird eine mittlere Kernschadenshäufigkeit (Core Damage Frequency, CDF) von $6,46 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr für den Betriebszustand „Vollast“ ausgewiesen. Die Beiträge der auslösenden Ereignisse zur CDF sind in Tabelle 7.2-2 dargestellt. Diese Tabelle enthält auch die entsprechenden Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse.

Tabelle 7.2-2: Kernschadensbeiträge und Unsicherheitsverteilungen der einzelnen Ereigniskategorien

Ereigniskategorie	Mittelwert	5 %	50 %	95 %
	CDF [1/a]	CDF [1/a]	CDF [1/a]	CDF [1/a]
Transienten*	$8,07 \cdot 10^{-9}$	$2,16 \cdot 10^{-10}$	$2,47 \cdot 10^{-9}$	$2,70 \cdot 10^{-8}$
Kühlmittelverluststörfälle	$2,61 \cdot 10^{-7}$	$4,94 \cdot 10^{-8}$	$1,82 \cdot 10^{-7}$	$6,58 \cdot 10^{-7}$
Dampferzeugerheizrohrbrüche	$2,87 \cdot 10^{-9}$	$3,05 \cdot 10^{-10}$	$1,62 \cdot 10^{-9}$	$8,35 \cdot 10^{-9}$
Total interne Ereignisse**	$2,77 \cdot 10^{-7}$	$5,58 \cdot 10^{-8}$	$1,98 \cdot 10^{-7}$	$6,85 \cdot 10^{-7}$
Brand	$2,37 \cdot 10^{-9}$	$1,03 \cdot 10^{-10}$	$9,13 \cdot 10^{-10}$	$7,77 \cdot 10^{-9}$
Interne Überflutung	$1,34 \cdot 10^{-9}$	$3,01 \cdot 10^{-11}$	$3,76 \cdot 10^{-10}$	$4,50 \cdot 10^{-9}$
Erdbeben	$3,37 \cdot 10^{-7}$	$1,20 \cdot 10^{-8}$	$1,18 \cdot 10^{-7}$	$1,12 \cdot 10^{-6}$
Externe Überflutung	$1,42 \cdot 10^{-8}$	$5,91 \cdot 10^{-10}$	$5,35 \cdot 10^{-9}$	$4,67 \cdot 10^{-8}$
Flugzeugabsturz	$1,13 \cdot 10^{-8}$	$6,46 \cdot 10^{-9}$	$1,06 \cdot 10^{-8}$	$1,73 \cdot 10^{-8}$
Verstopfung Wasserfassung	$2,66 \cdot 10^{-9}$	$7,00 \cdot 10^{-11}$	$8,07 \cdot 10^{-10}$	$8,92 \cdot 10^{-9}$
Total externe und interne systemübergreifende Ereignisse	$3,65 \cdot 10^{-7}$	$3,53 \cdot 10^{-8}$	$1,98 \cdot 10^{-7}$	$1,08 \cdot 10^{-6}$
Gesamte CDF	$6,46 \cdot 10^{-7}$	$1,42 \cdot 10^{-7}$	$4,74 \cdot 10^{-7}$	$1,55 \cdot 10^{-6}$

* Wie in der GPSA2009 wird in der obigen Tabelle die CDF der Transienten ohne den ATWS-Risikobeitrag, ohne den Risikobeitrag der nach BHB vorgesehenen Reaktorabschaltungen sowie ohne den Risikobeitrag einiger Schwachlasttransienten ausgewiesen.

** Im ausgewiesenen Total der internen Ereignisse sind die ATWS-Risikobeiträge enthalten.

- Interne Ereignisse tragen 42,9 % zur totalen CDF bei, wobei dieser Beitrag durch Kühlmittelverluststörfälle dominiert wird. Zu der Ereigniskategorie Kühlmittelverluste tragen RDB-Versagen und Störfälle mit kleinem Kühlmittelverlust massgeblich bei (siehe auch Tabelle 7.2-1).
- Interne systemübergreifende Ereignisse (Brand und interne Überflutung) liefern gemäss KKG einen Beitrag von 0,6 %. Diese Gruppe wird nicht separat ausgewiesen.
- Innerhalb der Gruppe „externe Ereignisse“ (56,5 % Beitrag zur totalen CDF) tragen Erdbeben am meisten zur CDF bei (52,1 %). Die weiteren externen Ereigniskategorien „externe Überflutung“, „Verstopfung der Wasserfassungen“ sowie „Flugzeugabsturz“ liefern einen geringen Beitrag zur CDF.

Gemäss Importanzanalyse der GPSA2009 liefern auf der Ebene der Basisereignisse folgende Ausfälle einen Beitrag von mindestens 2 % zur CDF:

- Betriebsversagen eines Notstanddiesels, jeweils (7,4 %)
- Verstopfung der oberen Wasserfassung durch kleines Geschwemmsel (4,6 %)
- Verstopfung der unteren Wasserfassung nach Verstopfung der oberen Wasserfassung durch kleines Geschwemmsel (4,2 %)
- Betriebsversagen einer Dieselpumpe der zweiten Wasserfassung, jeweils (3,1 %)
- Startversagen aller vier Hochdrucksicherheitseinspeisepumpen durch CCF (2,9 %)

- Betriebsversagen der Pumpe des Tanklöschfahrzeugs (2,7 %)

Operateurhandlungen, deren Versagen mindestens 2 % zur CDF beiträgt, sind:

- Erstellung einer langfristigen Dampferzeugerbespeisung ab Tanklöschfahrzeug (7,3 %)
- Reinigung der oberen Wasserfassung bei Verstopfung durch kleines Geschwemmsel (4,6 %)
- rasche Druckabsenkung bei kleinen Kühlmittelverlusten (KMV) mit Versagen der Hochdrucksicherheitseinspeisepumpen (3,6 %)
- Starten der Nachwärmeabfuhr bei KMV durch die Entnahmeleitung des Volumenregelsystems und Versagen deren Isolation (2,2 %)
- Unfallmanagement-Massnahme zur Isolation der Entnahmeleitung des Volumenregelsystems und zur Isolation von Instrumentierungsleitungen (2,2 %)

Aus Sicht vom KKG bestätigt die geringe CDF die hohen Sicherheitsmargen im Anlagendesign und Kraftwerksbetrieb. Es werden keine Massnahmen aus der GPSA2009 abgeleitet. Die CDF ist wesentlich niedriger als die von der IAEA für Neuanlagen empfohlene Obergrenze von 10^{-5} pro Jahr.

Auf Basis der GPSA2009 berechnet das KKG den Risikoeinfluss der in der Vergangenheit durchgeführten, aus Sicht der PSA wichtigen Anlagenänderungen. Die Resultate sind in der folgenden Tabelle 7.2-3 dargestellt.

Tabelle 7.2-3: Auswirkungen zurückliegender Anlagenänderungen (inkl. Vorschriften) auf die CDF

	NHB, präventiv	Seismische Ertüchtigungen	Störfall-BHB	PISA (Primär- Sicherheitsventil- Austausch)	Neubauten (Nasslager und Erweiterung Reaktorhilfsan- lagengebäude)
Jahr	1994/2001	2003	2004	2005	2007
Änderung CDF	$-8,0 \cdot 10^{-7}$	$-5,9 \cdot 10^{-7}$	$-7,0 \cdot 10^{-8}$	$-3,5 \cdot 10^{-8}$	$-7,7 \cdot 10^{-9}$
Prozentuale Reduktion der CDF	37,2 %	27,5 %	3,3 %	1,6 %	0,4 %

Diese Tabelle 7.2-3 zeigt, dass sich die Änderungen positiv auf die Anlagensicherheit ausgewirkt haben, so wurde die CDF durch die Verbesserungen um ca. 70 % verringert. Der grösste sicherheitstechnische Nutzen betreffend die CDF ergab sich aus der Einführung der präventiven Notfallmassnahmen.

Um die in der Richtlinie ENSI-A06 verlangte Bewertung der in der technischen Spezifikation vorgegebenen zulässigen Instandsetzungszeiten durchzuführen, analysiert das KKG die Ausserbetriebnahmezeiten (Reparaturzeiten, Zeiten für Strangrevisionen und Kurzwartungsklausel) basierend auf der Risikoerhöhung durch die Strangrevisionen. Dazu wird in einem ersten Schritt ein so genanntes Nullinstandhaltungsmodell auf Basis des Vollastmodells erstellt, welches keine Unverfügbarkeiten durch Instandsetzung, Wartung oder Prüfung enthält. Im zweiten Schritt wird für jeden Strang (d. h. einer Redundanz eines Sicherheitssystems) und die zweite Wasserfassung ermittelt, wie gross die CDF wäre, wenn der entsprechende Strang das ganze Jahr unverfügbar wäre. Diese Ergebnisse sind in der folgenden Tabelle 7.2-4 aufgeführt.

Tabelle 7.2-4: CDF bei Unverfügbarkeit eines Stranges während eines Jahres

	Hauptmodell	Nullinstandhaltungsmo- dell	Strang 1	Strang 2	Strang 3	Strang 4	Strang 5	Strang 6	zweite Wasserfassung (M5)
CDF [1/a]	$6,46 \cdot 10^{-7}$	$6,07 \cdot 10^{-7}$	$6,26 \cdot 10^{-7}$	$6,26 \cdot 10^{-7}$	$7,39 \cdot 10^{-7}$	$6,34 \cdot 10^{-7}$	$8,22 \cdot 10^{-7}$	$8,22 \cdot 10^{-7}$	$1,98 \cdot 10^{-6}$

Als dritter Schritt wird ein zusätzlicher Ausfall einer kritischen Komponente modelliert, der selber nicht zum Abfahren führt. Dieser Ausfall wird mit der Unverfügbarkeit eines Stranges überlagert. Das KKG modelliert dies als zeitgleiche Unverfügbarkeit zweier Stränge. Im Modell werden alle Komponenten, die von den beiden Strängen abhängig sind, als ausgefallen gesetzt.

Die höchste CDF ($7,67 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr) resultiert aus der gemeinsamen Unverfügbarkeit eines Notstandstranges und der zweiten Wasserfassung. Die Unverfügbarkeit beider Notstandstränge führt zu einer CDF von $4,85 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr.

Aus dieser Untersuchung leitet das KKG ab, dass die in den technischen Spezifikationen des KKG vorgegebenen, zulässigen Zeiten für die Nichtverfügbarkeit von Sicherheitssystemen im Leistungsbetrieb sehr konservativ sind und deutlich erhöht werden könnten. Eine Erhöhung dieser Zeiten hätte gemäss dem KKG einen positiven Einfluss auf die Planung und Qualität der Durchführung von Instandhaltungsmassnahmen. Zudem könnte mit der Auslagerung von Unterhaltsaktivitäten aus der Hauptrevision in den Leistungsbetrieb ein Beitrag zur Reduktion des Risikos im Nichtleistungsbetrieb geleistet werden.

Beurteilung des ENSI

Die folgende Beurteilung behandelt die Themen: Dokumentation, PSA-Modell und Anwendungen der PSA.

Dokumentation

Die PSA gehört gemäss KEV Anhang 3 zur technischen Betriebsdokumentation eines Kernkraftwerks. Die PSA besteht im Wesentlichen aus dem PSA-Modell und der Dokumentation. Die Dokumentation ist für die Nachvollziehbarkeit der Modellierungsannahmen von entscheidender Bedeutung.

Das KKG reichte zusammen mit dem Modell eine umfangreiche Dokumentation termingerecht ein. Eine wesentliche Hilfe bei der Überprüfung der PSA leistete ein mitgelieferter so genannter Viewer, eine Software, mit der das Modell betrachtet werden kann.

Die Überprüfung zeigt, dass einige Angaben in der Dokumentation sich widersprechen oder nicht mit dem Modell übereinstimmen. Obwohl das ENSI dem KKG mehrere umfangreiche Fragelisten sandte, konnten nicht alle Unklarheiten restlos geklärt werden. Spezifische Verbesserungen zur Dokumentation sind in der Aktionsliste festgehalten. Ein wichtiger Verbesserungspunkt der Dokumentation ist, dass das KKG die Resultate der PSA bezüglich Ausgewogenheit der Risikobeiträge der Unfallsequenzen, Komponenten und Personalhandlungen nicht diskutiert, wie dies die Richtlinie ENSI-A06 Absatz 6.2.a verlangt. Aus Sicht des ENSI ist eine solche Diskussion auch sinnvoll bezüglich der einzelnen Ereigniskategorien.

PSA-Modell

Das KKG reichte ein umfassendes Modell termingerecht ein. Alle wesentlichen Störfälle sind in diesem Modell enthalten. Das Modell ist sehr detailliert und der verwendete Rechencode entspricht dem Stand von Wissenschaft und Technik.

Allerdings beruhen viele entscheidende Annahmen des Volllast-PSA Modells auf Methoden oder Annahmen, die das KKG entwickelt hat und nicht dem etablierten Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Einige Beispiele dazu werden nachfolgend nochmals erwähnt:

- Zur Berechnung der Diagnose-HEP (für die gemäss Störfall-BHB angeforderten Handlungen der Kategorie C) als Produkt zweier HEPs wird in der HRA die verfügbare Diagnosezeit doppelt berücksichtigt.
- In der HRA werden ausschliesslich Abhängigkeiten zwischen dem Diagnoseversagen mehrerer gemäss Störfall-BHB angeforderter Handlungen berücksichtigt. Dies ist unvollständig, weil sämtliche anderen Kombinationen von Abhängigkeiten ebenfalls möglich sind (z. B. zwischen dem Versagen zweier Handlungsausführungen aufgrund gemeinsamer Faktoren wie Ablenkung durch andere Zusatzaufgaben). Bei der Quantifizierung einiger AM-Handlungen (z. B. lokale DE-Druckentlastung) fehlt eine explizite Berücksichtigung von Abhängigkeiten vom Versagen vorangegangener Handlungen.
- Mit dem verstärkten Abfahren (Gradient oberhalb 100 K/h) zwecks *RKL-Druckabsenkung nach kleinem Leck (20 cm²) und Ausfall der Hochdruckeinspeisung* wird eine Handlung berücksichtigt, deren zuverlässige Durchführung aufgrund der Rahmenbedingungen hinsichtlich Vorschriftsmässigkeit und Zeitfenster wenig plausibel ist.
- Mit der lokalen Isolierung eines KMWs über eine Messleitung des Reaktorkühlkreislaufs oder Druckhalters (ISLOCA) wird eine Handlung berücksichtigt, deren zuverlässige Durchführung aufgrund der Rahmenbedingungen hinsichtlich Vorschriftsmässigkeit und Zugänglichkeit wenig plausibel ist.
- In Bezug auf die Erdbebenanalyse werden die in gemeinsamem Auftrag der Betreiber der schweizerischen Kernkraftwerke von führenden Experten erarbeiteten standortspezifischen Erdbebengefährdungsergebnisse mit eigenen Rechnungen verändert. Die von einem Auftragnehmer mit einem anerkannten Verfahren durchgeführte Fragility-Analyse wird in mehreren Punkten modifiziert, u. a. mit einem eigenen Ansatz zur strukturdynamischen Kopplung, der dem Vergleich mit erprobten Methoden der nichtlinearen Strukturdynamik nicht Stand hält. Zur Modellierung des seismischen Versagensverhaltens ähnlicher Komponenten wird ein auf stochastischen Simulationen basierender Ansatz eingeführt, der Korrelationskoeffizienten zu liefern vermag, obschon er lediglich vom Informationsgehalt von Fragility-Kurven ausgeht und diese keine Information zur seismischen Ausfallabhängigkeit enthalten.

Ferner sind in diesem Zusammenhang auch die vielen aus Sicht des ENSI nicht plausiblen oder nicht begründeten „Korrekturfaktoren“ zu erwähnen, die alle zu einer Verkleinerung der CDF führen. Dazu lassen sich folgende Beispiele auflisten:

- Die Pumpen des Not- und Nachkühlsystems, des nuklearen Zwischenkühlsystems und des nuklearen Nebenkühlwassersystems werden jeweils zwei unterschiedlichen CCF-Gruppen zugewiesen. Bei der Modellierung wird dann angenommen, dass die Ausfallwahrscheinlichkeit aufgrund einer gemeinsamen Ursache für die normalerweise in Betrieb stehenden Pumpen um einen Faktor 10 kleiner ist als bei den in Bereitschaft stehenden Pumpen.

- In der Brand-PSA wird angenommen, dass ein Brand bei erfolgreichem Raumabschluss wegen Sauerstoffmangel erstickt. Dies ist für Räume mit sehr grossem Luftvolumen sowie für Räume, die Öffnungen zu Nachbarräumen aufweisen, unplausibel.
- In der Brand-PSA wird bei der Ermittlung der raumbezogenen Brandeintrittshäufigkeiten mit Hilfe des Berry-Verfahrens ein zusätzlicher Gewichtungsfaktor für die im Raum vorhandene Brandlast eingeführt. Das Berry-Verfahren berücksichtigt jedoch bereits diese Brandlasten und ihre Verteilung im Raum.
- In der Brand-PSA erfolgt die Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten von Turbinenbränden und von Bränden an Reaktorkühlmittelpumpen über eine Ableitung der Eintrittshäufigkeit von Lecks an Ölleitungen. Bei dieser wird jeweils ein so genannter Korrekturfaktor von 0,05 einbezogen. Dieser Faktor ist nicht nachvollziehbar belegt.
- In der Analyse externer Überflutungen werden bei einer Überflutung des Anlagengeländes Schutzmassnahmen für Nicht-Notstandsfunktionen der Anlage kreditiert, obwohl keine Untersuchungen durchgeführt wurden, welche Wassereindringpfade oberhalb des Anlagengeländes in die entsprechenden Gebäude existieren und welche Bereiche demzufolge zu schützen sind.
- Bei der Berechnung der Häufigkeit eines Turbinenzerknalls werden mit einem Bayes'schen Verfahren einerseits Daten aus Betriebserfahrungen mit generischen Daten verrechnet. Mit einem weiteren Reduktionsfaktor werden nochmals Verbesserungen beim Überdrehzahlenschutz berücksichtigt. Dieser Faktor wird nicht weiter belegt, bzw. basiert nicht auf einer nachvollziehbaren statistischen Bewertung.

Durch diese Vorgehensweise wird das Anlagenrisiko systematisch durch optimistische Annahmen, Methoden und/oder Korrekturen unterbewertet. Dies wird vom ENSI nicht akzeptiert.

Das ENSI kommt zum Schluss, dass das Volllast-PSA-Modell betreffend die Risiken durch Erdbeben, Flugzeugabsturz, Brand und externer Überflutungen nicht belastbar ist. Aufgrund des beschriebenen Verbesserungsbedarfs erachtet das ENSI die ausgewiesene Gesamt-CDF von $6,46 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr als nicht aussagekräftig.

Anwendungen der PSA

Die Anlagensicherheit beurteilt das ENSI wie folgt:

- Der hohe Redundanzgrad des KKG führt dazu, dass einzelne Komponenten keinen grossen Einfluss auf die CDF haben.
- Das vorhandene zweisträngige Notstandssystem erhöht die Sicherheit, vor allem bei externen auslösenden Ereignissen.
- Die Unfallmanagementmassnahmen tragen dazu bei, die CDF zu verringern.
- Basierend auf der hochredundanten Auslegung der Anlage und Erkenntnissen aus PSA von Schweizer und deutschen Kernkraftwerken kann davon ausgegangen werden, dass die CDF vom KKG geringer ist als 10^{-5} pro Jahr und somit unter der in der KEV vorgeschriebenen Obergrenze für neue Kernkraftwerke liegt.
- Gemäss Absatz 4.7.2.4.b der Richtlinie ENSI-A05 ist das Sicherheitsniveau (CDF) der Anlage sowie die Ausgewogenheit der Risikobeiträge zu diskutieren. Eine Diskussion des Sicherheitsniveaus ist nicht Bestandteil der GPSA2009. Die Ausgewogenheit der Risikobeiträge ist

in Absatz 6.2.b der Richtlinie ENSI-A06 geregelt. Es sind – sofern angemessen – Massnahmen zur Reduktion eines Risikobeitrages zu ergreifen, wenn eine auslösende Ereigniskategorie mehr als 60 % zur mittleren CDF beträgt und der Beitrag grösser ist als $6 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr. Die Resultate der GPSA2009 zeigen, dass diese Kriterien nicht zur Anwendung kommen. Allerdings kann die Ausgewogenheit der Risikobeiträge aufgrund der identifizierten Mängel nicht abschliessend beurteilt werden.

- Gemäss Richtlinie ENSI-A06 ist der Risikobeitrag durch Instandhaltung zu bewerten. Wenn das Verhältnis zwischen der mittleren CDF und dem Nullinstandhaltungsmodell grösser als 1,2 ist, sind Massnahmen zur Reduktion des Risikobeitrages durch Instandhaltung zu identifizieren und – sofern angemessen – zu ergreifen. Gemäss den in Tabelle 7.2-4 aufgeführten Resultaten beträgt dieses Verhältnis 1,07.
- Absatz 6.3.2.a der Richtlinie ENSI-A06 hält fest, dass die Wartung (inklusive Strangrevisionen) so zu planen ist, dass die wartungsbedingte Erhöhung der CDF kleiner als $5 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr ist. Die Berechnungen vom KKG zeigen, dass dies bei einigen Kombinationen von hypothetischen einjährigen Unverfügbarkeiten zweier Stränge nicht eingehalten würde. Allerdings entsprechen diese Randbedingungen auch nicht der Praxis. Die risikotechnische Auswertung der Betriebserfahrung der Überprüfungsperiode zeigt, dass die wartungsbedingte Erhöhung der CDF im Mittel bei ca. 10^{-7} pro Jahr lag. Allerdings kann auch dieses Ergebnis aufgrund des identifizierten Verbesserungspotentials nicht abschliessend beurteilt werden.

Aus den identifizierten Verbesserungspunkten bezüglich der Analysen, Modellierung und Dokumentation der Stufe-1-PSA leitet das ENSI nachstehende Forderung ab.

Forderung 7.2-2:

Bis 31. Dezember 2014 sind sämtliche in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte zur Stufe-1-PSA für die Bewertung des Betriebszustandes Volllast umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt schriftlich darzulegen, wie dieser im neuen Modell bzw. in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

Da das PSA-Modell auch zur Bewertung von Vorkommnissen und Massnahmen herangezogen wird, wurde im Rahmen einer Zwischenstellungnahme³²¹ zur GPSA2009 schon gefordert, dass das PSA-Modell wie folgt anzupassen ist:

- Für die in der GPSA2009, Vol. VII, Tab. 5 aufgeführten Gebäude sind im PSA-Modell die auf die PGA bezogenen Fragility-Werte zu verwenden.
- Auf die Modifikation der seismischen Fragility-Kurven durch den als strukturdynamische Kopplung bezeichneten Ansatz ist zu verzichten.
- Für Erdbeben oberhalb des explizit modellierten Anregungsbereichs ist garantierter Kernschaden anzunehmen.
- Für die Gesamt-Diagnose-HEP ist nur die unter „1. Durchführung“ tabellierte Diagnose-HEP zu berücksichtigen.
- Bei Quantifizierung der Abhängigkeit zwischen dem Versagen mehrerer Handlungen ist der ermittelte Kopplungsgrad nicht wie bisher ausschliesslich nur für das Diagnoseversagen, sondern für das gesamthafte Handlungsversagen anzuwenden.

- Die Operateurhandlung zum „verstärkten Abfahren (Gradient oberhalb 100 K/h) zwecks RKL-Druckabsenkung nach kleinem Leck (20 cm²)“ und Ausfall der Hochdruckeinspeisung (KKG-Bezeichnung: ODP4) ist im Modell nicht mehr zu berücksichtigen.
- Ferner sind die im Zusammenhang mit der Identifizierung des Fehlers (Sequenz 63) ermittelten Korrekturen umzusetzen.
- Die Operateurhandlung zur lokalen Isolation eines KMV über angrenzende Systeme (KKG-Bezeichnung: OAMLI) ist im Modell nicht mehr zu berücksichtigen.
- In den DE-Heizrohrbruch-Ereignisablaufanalysen sind die HRA-Topereignisse „RKL-Druckabsenkung“ (KKG-Bezeichnung: ODP) und „Herstellen des Nachkühlbetriebs“ (KKG-Bezeichnung: OALP) als voneinander abhängig zu modellieren, wobei ermittelte Kopplungsgrad für das gesamthafte Handlungsversagen anzuwenden ist.
- Die Wahrscheinlichkeit (p) des schockbedingten Handlungsversagens im Topereignis Erdbebenstörfall (KKG-Bezeichnung: SHEP) ist gemäss Richtlinie ENSI-A05 (d. h.: p=0 bis 0,3 g PGA; p=1 ab 0,6 g PGA; lineare Interpolation zwischen 0,3 g und 0,6 g) zu bestimmen

Entsprechende Unterlagen wurden von KKG Ende Februar 2012 eingereicht und werden vom ENSI überprüft.

7.3 Stufe-2-PSA für Volllast

Die Stufe-2-PSA analysiert das Anlageverhalten bei schweren Unfällen (auslegungsüberschreitende Störfälle, bei denen es zu einer Kernschmelze kommt). Insbesondere die Belastung und das Verhalten des Containments sowie der Umfang und die Häufigkeit der zu erwartenden Aktivitätsfreisetzungen (Quellterme) stehen dabei im Vordergrund der Analyse.

Die im Jahre 1994 eingereichte PSA des KKG enthielt bereits eine Stufe-2-PSA für die Bewertung des Volllastbetriebs. Dieses Modell wurde anlässlich der Erstellung der GPSA2006 überarbeitet und berücksichtigt unter anderem die im Jahr 2006 eingeführten Entscheidungshilfen für das Unfallmanagement (Severe Accident Management Guidance, SAMG). Methodisch basiert die im Rahmen dieser PSÜ eingereichte Stufe-2-PSA (GPSA2009) auf der GPSA2006.

7.3.1 Kernschadenzustände der Anlage

Mit der Stufe-1-PSA wird eine Vielzahl von Unfallsequenzen berechnet. Wenn für die Stufe-2-PSA ein separates Modell entwickelt wird, ist es aufgrund der grossen Menge von Sequenzen notwendig, diese Sequenzen in so genannte Kernschadenzustände (Plant Damage States, PDS) zu gruppieren. Zusammengefasst werden dabei jeweils Unfallsequenzen, die zu einem ähnlichen Schwerunfallablauf führen. Dazu werden die Unfallsequenzen nach einheitlichen Merkmalen wie Druck im Reaktorkühlsystem bei Kernschaden, dem Status der Kühlung durch die Dampferzeuger, dem Status des Containments und dessen Isolation sowie dem Zeitpunkt der Einspeisung aus den Flutbehältern gruppiert.

Da die GPSA2009 ein integriertes PSA Modell verwendet (d. h. die Stufe-1-PSA und Stufe-2-PSA sind in einem Modell zusammengefasst), entfällt grundsätzlich die rechentechnische Notwendigkeit, PDS als Ausgangspunkt für die Quantifizierung der Stufe-2-PSA zu verwenden, da jede Kernschadensequenz direkt in der Stufe-2-PSA weiter verfolgt werden kann. Da die PDS auch eine gute Ba-

sis bilden, die Anlagenzustände gemäss der Stufe-1-PSA zu analysieren, werden in der GPSA2009 die PDS weiterhin ausgewiesen.

Um eine kompakte Übersicht der Anlagenzustände zu erhalten, werden in der GPSA2009 die PDS nochmals nach Kühlmitteldruck und Containmentstatus zusammengefasst. Tabelle 7.3-1 gibt die entsprechenden Resultate wieder.

Tabelle 7.3-1: Zusammenstellung der PDS nach Kühlmitteldruck und Containmentstatus

Kühlmitteldruck bei Kernschaden	Zustand des Containments bei Kernschaden				Total
	Isoliert und intakt	Nicht isoliert		Bypass*	
		Kleines Leck	Grosses Leck		
Hoch (>110 bar)	1,88·10 ⁻¹¹ (0,003 %)	1,92·10 ⁻⁸ (3,0 %)	3,33·10 ⁻⁹ (0,5 %)	2,87·10 ⁻¹³ (<0,001 %)	2,25·10 ⁻⁸ (3,6 %)
Mittel (10 – 110 bar)	2,27·10 ⁻⁸ (3,6 %)	4,94·10 ⁻⁹ (0,8 %)	4,17·10 ⁻¹² (0,001 %)	4,77·10 ⁻¹¹ (0,008 %)	2,77·10 ⁻⁸ (4,4 %)
Tief (<10 bar)	2,31·10 ⁻⁷ (36,7 %)	1,31·10 ⁻⁷ (20,8 %)	4,36·10 ⁻⁸ (6,9 %)	1,74·10 ⁻⁷ (27,6 %)	5,80·10 ⁻⁷ (92,1 %)
Total	2,54·10⁻⁷ (40,3 %)	1,55·10⁻⁷ (24,6 %)	4,69·10⁻⁸ (7,4 %)	1,74·10⁻⁷ (27,6 %)	6,30·10⁻⁷ (100 %)

* Freisetzungspfad durch Umgehung des Containments

Wie die Tabelle 7.3-1 zeigt, stammt der Hauptanteil der PDS von Unfällen bei tiefem Kühlmitteldruck (92,1 %). Das Containment ist mit einer Wahrscheinlichkeit von 40,3 % bei Kernschaden noch intakt. In den verbleibenden 59,7 % hat das Containment schon versagt, hauptsächlich wegen Umgehung des Containments (Bypass) oder kleinen Lecks des Containments.

Beurteilung des ENSI

Zur Analyse der Eingangsgrössen für die Stufe-2-PSA, beziehungsweise zur Charakterisierung des Anlagenverhaltens bei schweren Unfällen, verlangt die Richtlinie ENSI-A05 (Kap. 5.1) die Quantifizierung von PDS auch bei integrierten PSA-Modellen (wenn auch nur in reduziertem Umfang). Entsprechende Angaben finden sich in der GPSA2009. Die in der GPSA2009 für die Definition der Kernschadenzustände gewählten Merkmale sind aus Sicht des ENSI geeignet zur Charakterisierung des Anlagezustandes bei Kernschaden.

In der GPSA2009 wird unterschieden, ob die Kernzerstörung rechtzeitig gestoppt werden kann, beispielsweise durch Einspeisen von Löschwasser bei einem kleinen Leck oder nach einer primären Druckentlastung. Solche Zustände mit rechtzeitig gestoppter Kernzerstörung werden separaten PDS zugewiesen.

Für die Analyse der Kernschadenzustände nach den Kriterien Kühlung durch die Dampferzeuger, Flutbehältereinspeisung und Sumpfkühlung werden die entsprechenden Häufigkeiten auf die Gesamthäufigkeit der PDS ohne die oben erwähnten PDS bezogen. Diese Analyse der PDS zeigt folgendes Bild:

- 7,0 % der Unfallhäufigkeit steht im Zusammenhang mit Versagen der Kühlung durch die Dampferzeuger. Der Status der Kühlung durch die Dampferzeuger wird nur bei Mitteldruck-

PDS differenziert. Bei allen Hochdruckzuständen hat die Kühlung durch die Dampferzeuger versagt, da Hochdruckzustände ausschliesslich als Folge einer ungenügenden Wärmeabfuhr durch die Sekundärseite entstehen können. Bei geringem Kühlmitteldruck ist die Kühlung durch die Dampferzeuger relativ wirkungslos und deren Verfügbarkeit hat keinen signifikanten Einfluss auf die Resultate der Stufe-2-PSA. Der geringe Anteil des Versagens der Dampferzeugerkühlung rührt daher, dass die Sekundärseite im KKG hochredundant ausgelegt ist.

- Bei 98,6 % der Unfallhäufigkeit wird der Inhalt der Flutbehälter nach dem RDB-Versagen eingespeist. Dadurch kann das eingespiesene Kühlmittel in die Reaktorgrube gelangen und ggf. die Kernschmelze kühlen.
- 59,3 % der Unfallhäufigkeit steht im Zusammenhang mit dem Versagen der Nachwärmeabfuhr aus dem Containment. Nach einem schweren Unfall wird die Nachwärme durch Rezirkulation des im Containmentsumpf vorhandenen Kühlmittels abgeführt. Dies kann das Versagen des Containments verhindern oder zumindest verzögern.

Die in Tabelle 7.3-1 angegebenen Zahlenwerte, welche aus der GPSA2009 Dokumentation stammen, sind nicht ganz im Einklang mit denjenigen des Modells. Die im Modell angegebenen Prozentwerte sind ähnlich, mit Ausnahme der Bypasssequenzen bei Hochdruckversagen des RDB, welche gemäss der Information im Modell etwas häufiger sind als in der Dokumentation angegeben und rund 3 % der Gesamthäufigkeit der PDS ausmachen. Ein entsprechender Verbesserungsbedarf der Dokumentation wurde in die Aktionsliste aufgenommen.

7.3.2 Containmenttragfähigkeit und Containmentbeanspruchung

Bei der Analyse der durch einen schweren Unfall verursachten radiologischen Konsequenzen für die Umgebung eines KKW ist das Containment von grosser Bedeutung, da dieses die letzte Rückhaltebarriere darstellt. Im Verlauf des schweren Unfalls sind starke – von unterschiedlichen Phänomenen herrührende – Belastungen des Containments zu erwarten. Daher kommt der Containmenttragfähigkeit eine wichtige Rolle bei der Analyse des Freisetzungsriskos zu.

Das KKG-Containment ist auf 5,9 bar_{abs} bei einer Temperatur von 135 °C ausgelegt und wurde bei einem Druck von 6,4 bar_{abs} bei Raumtemperatur erfolgreich getestet.

Eine anlagenspezifische Analyse der Containmenttragfähigkeit wurde bereits für die im Jahre 1994 eingereichte PSA durchgeführt. Für die GPSA2006 wurde die Containmenttragfähigkeit mit modernen Analysemethoden neu bestimmt. Diese Neubestimmung zeigt eine leicht geringere Belastbarkeit des Containments. Für die Stufe-2-PSA bei Vollastbetrieb wurden versehentlich weiterhin die Resultate der ursprünglichen Studie von 1994 verwendet und die Resultate der neuen Analyse nur für die Stufe-2-PSA bei Stillstand (Kap. 7.5) benutzt.

Bei der anlagenspezifischen Analyse der Containmenttragfähigkeit werden die verschiedenen Elemente des Containments wie die Stahlhülle und die verschiedenen Durchdringungen auf ihre Tragfähigkeit hin untersucht. Die gesamte Containmenttragfähigkeit wird aus den Tragfähigkeiten dieser einzelnen Elemente bestimmt. Tabelle 7.3-2 zeigt eine Zusammenfassung der wichtigsten Daten zur Tragfähigkeit dieser Elemente. In der Tabelle wird der Medianwert des Versagensdruckes der entsprechenden Elemente in Abhängigkeit der Temperatur angegeben.

Tabelle 7.3-2: Tragfähigkeit verschiedener Elemente des KKG-Containments

Versagensstellen	Median der Leckgrösse	Median des Versagensdruckes (bar) in Abhängigkeit der Temperatur der Stahlhülle (Differenzdrücke)		
		93 °C	149 °C	204 °C
Stahlhülle	gross	11,6	11,0	9,7
Containmentdurchdringung der Speisewasserleitungen	39 cm ²	11,4	10,5	9,5
Containmentdurchdringungen der Frischdampfleitungen	58 cm ²	11,5	10,5	9,6
Materialschleuse	8,4 cm ²	12,7	11,6	10,5
Personenschleuse	unbekannt*	19,2	18,4	17,5

* Der Median des Versagensdruckes der Personenschleuse liegt weit über denjenigen der anderen Stellen. Aus diesem Grund wird nicht erwartet, dass dieser Fehlermodus das Versagen des KKG signifikant beeinflusst.

Zur Verhinderung eines Überdruckversagens des Containments verfügt das KKG über ein System zur gefilterten Druckentlastung (Containment Filtered Venting System, CFVS). Eine der beiden zum Filter führenden parallelen Leitungen ist durch zwei Absperrklappen geschlossen, die andere ist durch eine Absperrklappe und eine Berstscheibe geschlossen. Mit Beginn der Kernbeschädigung und einer Gefährdung der Containmentintegrität öffnen die Operateure entsprechend den KKG-Notfallanweisungen die Absperrklappe vor der Berstscheibe, um ein Versagen des Containments infolge eines langsam steigenden Druckes zu verhindern. Entsprechend den KKG-Notfallanweisungen werden die Operateure bei einem schweren Unfall die gefilterte Druckentlastung (nach Rücksprache mit dem ENSI) bei 5,9 bar_{abs} in Betrieb nehmen. Sollte dies aus irgendeinem Grund versagen, bricht die Berstscheibe dieses Druckentlastungssystems bei 7,2 bar_{abs}, wodurch das Containment druckentlastet wird.

Bei ausgefallenem CFVS (oder wenn der Druckanstieg derart schnell erfolgt, dass das CFVS unwirksam bleibt) wird das Containment bei entsprechendem Überdruck am wahrscheinlichsten bei der Durchdringung der Speisewasserleitung versagen. Die vom KKG durchgeführten Analysen zeigen, dass das durch das Versagen dieser Durchdringung entstehende Leck ausreichen sollte, um einen weiteren Druckanstieg zu verhindern. Für den Fall, dass das Leck dafür nicht gross genug ist, ist als nächstes das Versagen der Containmentdurchdringung der Frischdampfleitung zu erwarten.

Die GPSA2009 berücksichtigt eine Reihe von physikalischen und chemischen Phänomenen, die bei schweren Unfällen zu einer massiven Containmentbelastung (bis hin zu Containmentversagen) führen können. Diese Belastungen werden mittels MELSIM-Analysen, speziell entwickelten Rechenprogrammen oder durch Handrechnungen bestimmt. Um aus den berechneten Belastungen (bedingte) Versagenswahrscheinlichkeiten abzuleiten, werden Monte-Carlo-Simulationen durchgeführt. Folgende Phänomene werden in der GPSA2009 berücksichtigt:

- Induziertes Versagen von Primärkreisstrukturen: Verursacht durch hohe Temperaturen bei hohen Drücken kann es zum Kriechversagen von Strukturen des Primärkreises kommen. Dieses Phänomen wird berücksichtigt für den Stutzen der heissen Hauptkühlmittelleitung am RDB (Reaktor-druckbehälter), für die Anschlussleitung des Druckhalters und die Dampferzeugerheizrohre. Eine Analyse des temperaturinduzierten Versagens von Primärkreisstrukturen wurde basierend auf dem Larson-Miller-Ansatz³²² durchgeführt. Die Resultate zeigen, dass die bedingte Wahrscheinlichkeit für das Versagen des Stutzens oder der Anschlussleitung bei

mittleren Drücken 0,1 und bei hohen Drücken 0,88 beträgt. Die bedingte Wahrscheinlichkeit von temperaturinduzierten Dampferzeugerheizrohrbrüchen ist hingegen verschwindend gering. In der GPSA2009 wird deshalb nur eine bedingte Wahrscheinlichkeit für das induzierte Versagen des Stutzens und der Druckhalteranschlussleitung berücksichtigt.

- Druckaufbau durch Dampfleckage aus dem beschädigten RDB (Vessel Blowdown): Beim Versagen des RDB treten grosse Dampfmengen in das Containment und verursachen dadurch einen Druckaufbau. Thermohydraulische Analysen (mit dem Programm MELSIM) zeigen, dass der Druckaufbau durch „Vessel Blowdown“ allein nicht ausreichend ist um das Containment zu gefährden. Im Modell wird der Druckaufbau durch dieses Phänomen berücksichtigt, es wird aber keine Containment-Versagenswahrscheinlichkeit durch dieses Phänomen abgebildet.
- Dampfexplosion im RDB: Beim Kontakt zwischen Kernschmelze und Wasser kann die Schmelze fragmentiert werden. Dadurch vergrößert sich die Schmelzeoberfläche, wodurch die in den Schmelzfragmenten gespeicherte Energie schneller an das Wasser übertragen werden kann. Dies führt zu einer verstärkten Verdampfung des Wassers und damit zu einem Druckaufbau. Falls gewisse Bedingungen erfüllt sind (Vorfragmentierung, gleichmässige Verteilung der Schmelzfragmente im Wasser, ausreichende Kontaktzeit für Feinfragmentierung, auslösender Druckstoss zur Destabilisierung des die Schmelzfragmente umgebenden Dampffilms) kann der Druckaufbau den Prozess der Fragmentierung und der Verdampfung verstärken, was wiederum zu einem Druckanstieg führt. Kommt dieser selbstverstärkende Prozess in Gang (auch als Dampfexplosion bezeichnet), können erheblich Druckspitzen auftreten.

Basierend auf einer KKG-spezifischen Untersuchung wurde die bedingte Wahrscheinlichkeit des Auftretens dieses Phänomens als sehr unwahrscheinlich abgeschätzt. Für die Abbildung der ermittelten Wahrscheinlichkeit im PSA-Modell wurde eine Lognormalverteilung mit einem Mittelwert von $2,7 \cdot 10^{-4}$ verwendet.

- HPME / DCH (High-Pressure Melt Ejection / Direct Containment Heating): Bei Unfallsequenzen mit RDB-Versagen unter hohem Druck kann die Kernschmelze beim hochenergetischen Herausschleudern (HPME) fein fragmentiert werden. Die Wärme der Schmelzfragmente wird dabei sehr schnell an die Containmentatmosphäre übertragen (DCH), woraus ein schneller Temperatur- und Druckanstieg resultiert. Mittels MELSIM-Analysen wurden verschiedene Hoch- und Mitteldruckszenarien berechnet, um eine Wahrscheinlichkeitsverteilung für die durch DCH entstehende Druckspitze zu ermitteln. Die Versagenswahrscheinlichkeit für das Containment wird aus den Verteilungen der Belastung (Druckspitze) und der Tragfähigkeit des Containments berechnet. Für Sequenzen mit RDB-Versagen bei hohem Druck beträgt diese Wahrscheinlichkeit $1,4 \cdot 10^{-3}$, für Sequenzen bei mittlerem Druck $1,0 \cdot 10^{-3}$.
- Abheben des RDB (Vessel Rocketing): Falls der RDB bei hohem Druck versagt, besteht die Gefahr, dass aufwärts gerichtete Schubkräfte (durch Dampf- und Gasaustritt aus dem RDB) den RDB aus seiner Verankerung reißen und in die Höhe heben, wo er mit dem Containment oder dem Kran kollidieren könnte. Zur Berechnung der Wahrscheinlichkeit, dass das Containment durch dieses Phänomen versagt, wurde vom KKG ein Programm entwickelt. Dieses Programm berücksichtigt unter anderem den Druck und die Temperatur im RDB, die Masse des RDBs und seiner Einbauten, die Grösse des RDB-Lecks, die Haltekräfte der Kühlmittelleitungen und mögliche Austrittspfade aus der Reaktorgrube. Der ermittelte Mittelwert für die be-

dingte Containmentversagenswahrscheinlichkeit durch „Vessel Rocketing“ beträgt bei hohem Druck 7,6 % und 0 % bei niedrigem Druck.

- Wasserstoff- und Kohlenmonoxidverbrennung: Während eines schweren Unfalls entstehen innerhalb und – nach dem RDB-Versagen – auch ausserhalb des RDB durch verschiedene Prozesse (primär Dampf-Metall Wechselwirkung bei hohen Temperaturen) grosse Mengen brennbaren Wasserstoffs. Zudem wird nach dem RDB-Versagen brennbares Kohlenmonoxid bei der Schmelze-Beton-Wechselwirkung gebildet. Damit Wasserstoff verbrennen kann, muss die Wasserstoffkonzentration oberhalb einer Mindestkonzentration sein, die von der Dampfkonzentration in der Containmentatmosphäre abhängig ist. Liegt die Dampfkonzentration über einem gewissen Wert (ca. 55 %), so ist eine Wasserstoffverbrennung nicht mehr möglich; das Containment ist dann dampfinertisiert.

Unter gewissen Umständen kann es auch zu einer Wasserstoffdetonation kommen, welche die Integrität des Containments gefährden könnte. Um eine örtliche Aufkonzentration von Wasserstoff zu vermeiden, besitzt das KKG ein System, mit dem das gesamte Luftinventar des Containments umgewälzt werden soll. Durch das Öffnen von Klappen und Türen stehen zusätzliche Volumina zur Verdünnung von allfällig brennbaren Gemischen zur Verfügung. Zusammen mit den zwei für Auslegungsstörfälle installierten aktiven Rekombinatoren zum Abbau des produzierten Wasserstoffs soll so der Gefahr einer massiven Wasserstoffverbrennung/-detonation entgegen gewirkt werden. Das KKG geht davon aus, dass diese Rekombinatoren auch bei schweren Unfällen eingesetzt werden können.

MELSIM-Analysen zeigen, dass das Containment im Bereich bei oder kurz nach RDB-Versagen bei Kühlmittelverluststörfällen dampfinertisiert ist. Bei anderen Störfällen beträgt die mittels MELSIM ermittelte Containmentversagenswahrscheinlichkeit 1,3 %. Eine Gefahr der späten Wasserstoffverbrennung kann basierend auf den MELCOR Analysen für alle Szenarien gemäss dem KKG ausgeschlossen werden, da der Dampfgehalt in der Containmentatmosphäre für eine Wasserstoffverbrennung zu hoch ist.

- Langfristiger Druckaufbau durch Dampf und nicht-kondensierbare Gase: Während eines schweren Unfalls können aufgrund verschiedener Prozesse (insbesondere der Schmelze-Beton-Wechselwirkung) grosse Mengen nichtkondensierbarer Gase (z. B. CO, CO₂, H₂) entstehen. Diese führen zusammen mit dem freigesetzten Wasserdampf zu einem Druckaufbau, der langfristig die Containmentintegrität gefährden kann. Falls das Containment nicht schon durch eines der oben beschriebenen Phänomene versagt hat und die gefilterte Druckentlastung nicht in Betrieb genommen wird, beträgt die bedingte Wahrscheinlichkeit, dass das Containment innerhalb von 48 Stunden nach Unfalleintritt versagt, 83 %.
- Schmelze-Beton-Wechselwirkung (Molten Core Concrete Interaction): Nach dem Versagen des RDB kommt es zur Wechselwirkung der Kernschmelze mit dem Betonfundament. Durch die hohe Temperatur zersetzt die Schmelze den Beton und penetriert das Fundament. Falls die Kernschmelze nicht gekühlt werden kann, wird eine Durchdringung des Fundamentes als sicher angenommen (bedingte Versagenswahrscheinlichkeit 100 %), wodurch ein Freisetzungspfad entsteht.
- Sumpfwassereintritt in die Reaktorgrube: Durch die Schmelze-Beton-Wechselwirkung kann die Kernschmelze bis zu den Entwässerungsleitungen, welche die Reaktorgrube mit dem Sumpf verbinden, vordringen. Wenn die Kernschmelze die abschliessenden Metallbleche dieser Kanäle durchgeschmolzen hat, kann sie in den Sumpf gelangen und es kann zu einem

Wassereintritt in die Reaktorgrube kommen. Dieser Wassereintritt führt zu verstärkter Dampfbildung und zu einer möglichen Kühlung der Schmelze.

Falls die Kernschmelze nicht gekühlt werden kann (beispielsweise durch Einspeisung in den RDB), beträgt die bedingte Wahrscheinlichkeit für das Phänomen Sumpfwassereintritt in die Reaktorgrube 10 %.

- Containment-Bypass (Umgehung) via Containment-Sumpf in den Ringraum: Wenn die Kernschmelze nicht gekühlt werden kann und im Containment-Sumpf in die Sumpfansaugrohre des Not- und Nachkühlsystems gelangt, kann es zu einem Versagen dieses Ansaugrohres und des umschliessenden Schutzrohres kommen. Dadurch kann es zu einem Containment-Bypass kommen und radioaktive Stoffe können direkt in den Ringraum gelangen. Die bedingte Wahrscheinlichkeit dafür beträgt 5 %.
- Kühlung der Kernschmelze ausserhalb des RDBs: Ob eine Kernschmelze kühlbar ist, hängt stark von deren Mächtigkeit ab. In Anlehnung an ein Kriterium der US-amerikanischen Aufsichtsbehörde geht das KKG davon aus, dass eine Kernschmelze nicht mehr nur von oben gekühlt werden kann, wenn deren Mächtigkeit grösser als 25 cm ist. Dies entspricht knapp 40 % des Kernmaterials (inkl. Zirkaloy) in der Reaktorgrube. In der GPSA2009 werden drei Fälle unterschieden:
 - Falls die Kernschmelze in der Reaktorgrube liegt und keine Möglichkeit zur Wassereinspeisung vorhanden ist, ist die Kühlung der Kernschmelze unmöglich.
 - Falls das RDB-Versagen bei Niederdruck stattfand und die Kernschmelze in der Reaktorgrube liegt und Wasser eingespiesen werden kann, so wird eine 10 %ige Wahrscheinlichkeit für eine erfolgreiche Kühlung der Kernschmelze angenommen.
 - Falls die Kernschmelze durch DCH aus der Reaktorgrube herausgeschleudert und im Containment verteilt wurde (RDB-Versagen bei Hoch- oder Mitteldruck), wird eine 95 %ige Wahrscheinlichkeit für eine erfolgreiche Kernkühlung angenommen.

Beurteilung des ENSI

Die in der Tragfähigkeitsanalyse identifizierten und quantifizierten Versagensmodi liegen im Bereich derjenigen, welche auch schon für andere Stahlcontainments desselben Kernkraftwerkerstellers ermittelt wurden und sind plausibel. Die Unterschiede zwischen der alten und der neuen Tragfähigkeitsanalyse betreffend die Tragfähigkeit der einzelnen Elemente sind gering und liegen im Bereich der Unsicherheit. Allerdings ist gemäss der neuen Analyse das Versagen des Containmentpolabschlusses (Abschlusselement der Containmentkuppel) bei einem etwas geringeren Überdruck zu erwarten als dasjenige der Speisewasserleitungsdurchdringung. Bei Versagen des Containmentpolabschlusses wird von einem grossflächigen Leck ausgegangen. Für die Zuordnung in die Freisetzungskategorien sind diese Unterschiede aber nicht von Belang, da schon das Versagen der Speisewasserleitungsdurchdringung für eine grosse Freisetzung ausreichend gross ist. Trotzdem ist für die Stufe-2-PSA bei Vollast die neue Tragfähigkeitsanalyse zu verwenden. Dieser Verbesserungsbedarf ist auch in der Aktionsliste enthalten.

Die in der GPSA2009 berücksichtigten Containmentbeanspruchungen decken den Bereich der relevanten, bei schweren Unfällen auftretenden Phänomene ab. Die ursprünglich für die GPSA2009 verwendete Simulationssoftware MELSIM basierte auf der MELCOR Version 1.8.5. Im Zusammenhang

mit nachgeforderten Unterlagen erstellte das KKG auch entsprechende Analysen mit Hilfe der neueren Version 1.8.6 von MELCOR.

Ein weiterer Verbesserungspunkt betrifft die Modellierung der Wasserstoffverbrennung: Mit dem in MELSIM verwendeten „Multi-Compartment“ Modell wird gezeigt, dass die Durchmischung ein wirksames Mittel zur Verhinderung der Bildung explosiver Wasserstoffgemische ist. Die Nodalisierung dieses Modells ist jedoch nicht fein genug, um lokale Bereiche mit allenfalls höheren Wasserstoffkonzentrationen zu simulieren. Es ist deshalb zusätzlich zu untersuchen, ob sich lokal explosive Wasserstoffgemische bilden können, die die Containmentintegrität gefährden können. Weiteren Untersuchungsbedarf identifizierte das ENSI im Nachgang der Ereignisse in Fukushima, der an anderer Stelle behandelt wird.

Die zur Modellierung der Phänomene verwendeten bedingten Wahrscheinlichkeiten sind im Allgemeinen plausibel und entsprechen denjenigen aus NUREG-1150³²³, dem deutschen PSA-Leitfaden BfS SCHR 37/05 und anderen Stufe-2-PSA für ähnliche Anlagen.

7.3.3 Unfallablaufanalyse

Durch die Verwendung eines integrierten Stufe-1/Stufe-2-PSA Modells stehen alle Informationen aus der Stufe-1-PSA auch der Stufe-2-PSA zur Verfügung. Für die KKG-Stufe-2-PSA werden zwei Ereignisbäume verwendet: Ein Ereignisbaum zur Modellierung der benötigten Systeme und Instrumentierungen (Wasserstoffbeherrschung, gefilterte Druckentlastung, Ringraumabsaugung) mit insgesamt sechs Abfragen und ein zweiter Ereignisbaum für den eigentlichen Unfallablauf. Dieser Ereignisbaum wird auch Containmentereignisbaum (Containment Event Tree, CET) genannt. In diesem Ereignisbaum werden hauptsächlich die Containmentbelastungen, mögliche Freisetzungspfade aus der Anlage in die Umgebung und spezifische Operateurhandlungen mit insgesamt 29 Abfragen abgebildet. Die erste Abfrage des Containmentereignisbaums verknüpft die Stufe-2-PSA mit der Stufe-1-PSA. Danach kann der Containmentereignisbaum in drei Zeitabschnitte gegliedert werden:

Die Abfragen 2 bis 13 behandeln den Zeitraum bis zum RDB-Versagen, die Abfragen 14 bis 20 berücksichtigen die Ereignisse der folgenden zehn Stunden und die Abfragen 21 bis 28 adressieren die späte Phase des schweren Unfalls. Frage 29 wird aus programmtechnischen Gründen für die Darstellung verschiedener Resultate benötigt.

Da sich aus dem Unfallablaufbaum eine enorm grosse Anzahl von Containment-Endzuständen ergibt, werden diese nach Versagenszeitpunkt und Versagensmodus des Containments sowie Grösse der Freisetzung zu Freisetzungskategorien zusammengefasst. Die GPSA2009 definiert insgesamt 23 solcher Freisetzungskategorien, für 18 davon wird eine Häufigkeit grösser Null berechnet. Die Zuweisung der einzelnen Unfallsequenzen erfolgt durch im Modell enthaltene logische Regeln. Das Resultat dieser Gruppierung ist in Tabelle 7.3-3 dargestellt.

Tabelle 7.3-3: KKG-Freisetzungskategorien (inklusive derjenigen mit gestopptem Kernschaden)

Freisetzungskategorie	Beschreibung	Häufigkeit [1/a]
		Anteil
RCA1L	Frühe grosse Freisetzung durch Dampferzeugerheizrohrbruch	$2,36 \cdot 10^{-9}$ 0,36 %
RCB1L	RDB-Versagen, frühes Containmentversagen, frühe grosse Freisetzung	$6,21 \cdot 10^{-9}$ 0,96 %
RCB2L	RDB-Versagen, spätes Containmentversagen, späte grosse Freisetzung	$5,00 \cdot 10^{-8}$ 7,73 %
RCC1L	RDB-Versagen, Isolationsversagen des Containments, frühe grosse Freisetzung, Freisetzung durch den Kamin	$4,15 \cdot 10^{-8}$ 6,41 %
RCD1S	RDB-Versagen, frühe kleine Freisetzung in den Ringraum (Isolationsversagen oder Bypass), Ringraumabsaugung versagt	$1,82 \cdot 10^{-7}$ 28,13 %
RCE1L	RDB-Versagen, Containment intakt, FCVS geöffnet, Versagen der Metallfilter, frühe grosse Freisetzung	$3,29 \cdot 10^{-11}$ 0,01 %
RCE1S	RDB-Versagen, Containment intakt, FCVS geöffnet, Versagen der Metallfilter, FCVS wieder geschlossen, frühe kleine Freisetzung	$9,16 \cdot 10^{-9}$ 1,42 %
RCF2L	RDB-Versagen, Containment intakt, FCVS geöffnet, keine Deionatnachspeisung, späte grosse Freisetzung	$1,09 \cdot 10^{-11}$ 0,00 %
RCF2S	RDB-Versagen, Containment intakt, FCVS geöffnet, keine Deionatnachspeisung, FCVS wieder geschlossen, späte kleine Freisetzung	$3,29 \cdot 10^{-9}$ 0,51 %
RCG1L	RDB-Versagen, Containment intakt, FCVS geöffnet, keine Wiederverschliessung des FCVS, frühe grosse Freisetzung	$6,73 \cdot 10^{-10}$ 0,10 %
RCG1S	RDB-Versagen, Containment intakt, FCVS geöffnet und später wieder geschlossen, frühe kleine Freisetzung (frühe erfolgreiche Druckentlastung)	$1,70 \cdot 10^{-7}$ 26,28 %
RCH1S	RDB-Versagen, frühe kleine Freisetzung in den Ringraum, Ringraumabsaugung funktioniert	$9,81 \cdot 10^{-8}$ 15,16 %
RCI	RDB-Versagen, späte Freisetzung durch Fundamentpenetration	$3,83 \cdot 10^{-11}$ 0,01 %
RCJ	RDB-Versagen, späte Freisetzung durch Bypass in den Ringraum	$9,54 \cdot 10^{-13}$ 0,00 %
CDAC	RDB-Versagen, Kernschaden gestoppt ausserhalb des RDBs, Containment intakt, kein FCV, späte Freisetzung	$2,66 \cdot 10^{-12}$ 0,00 %
CDASR	Kein RDB-Versagen, Containment mit kleinem Bypass oder Isolationsversagen einer kleinen Durchdringung oder intakt, kleine Freisetzung	$8,35 \cdot 10^{-8}$ 12,91 %
CDALRC	Kein RDB-Versagen, Containment nicht isoliert, grosse Freisetzung	$5,38 \cdot 10^{-11}$ 0,01 %
CDALRD	Kein RDB-Versagen, Bypass zum Ringraum, Ringraumventilation versagt, grosse Freisetzung	$1,56 \cdot 10^{-12}$ 0,00 %
Total		$6,47 \cdot 10^{-7}$

Die Resultate zeigen folgendes Bild: Bei rund 87 % der Unfallhäufigkeit versagt der RDB, bei den anderen 13 % kann die Kernzerstörung innerhalb des RDB gestoppt werden. Es gibt keine dominierende Freisetzungskategorie. Den grössten Anteil liefern Unfallabläufe mit sehr frühem Containment-Isolationsversagen und Versagen der Ringraumventilation (RCD1S, ca. 28 %). Vergleichbar häufig (26 %) sind Unfallsequenzen mit einer erfolgreichen, frühen Druckentlastung (RCG1S). Weitere ca. 15 % der Unfallhäufigkeit sind verursacht durch ein sehr frühes Isolationsversagen mit funktionierender Ringraumventilation (RCH1S).

Beurteilung des ENSI

Die Unfallablaufanalyse in der GPSA2009 entspricht im Allgemeinen dem Stand der Technik. Die verwendeten Ereignisbäume enthalten alle wesentlichen Abfragen bezüglich Systemausfällen, Operateurhandlungen und Containmentbelastungen und sind geeignet, den chronologischen Unfallverlauf genügend detailliert abzubilden.

Die in der Stufe-2-PSA verwendeten bedingten Wahrscheinlichkeiten erscheinen aufgrund der Überprüfung einiger Unfallsequenzen als plausibel. Die Definition der Freisetzungskategorien zur Zusammenfassung der Containmentendzustände ist grundsätzlich adäquat.

In der GPSA2009 wird das Ringraumabsaugsystem zur Unterdruckhaltung im Ringraum und zur Filtration allfälliger kleiner Freisetzungen kreditiert. Es fehlt ein Nachweis, der die Einsatzfähigkeit dieses Systems bei einem schweren Unfall zeigt.

Der identifizierte Verbesserungsbedarf ist in der Aktionsliste festgehalten.

7.3.4 Quelltermanalyse

Ein Quellterm charakterisiert den zeitlichen Verlauf und die nuklidspezifische Menge der in die Umgebung freigesetzten radioaktiven Stoffe.

Für die GPSA2009 werden keine neuen Quellterme berechnet, sondern es wird auf einen Bericht der GPSA2006 verwiesen. Die in diesem Bericht dokumentierten Resultate basieren auf MELSIM-Analysen von verschiedenen Unfallszenarien. Der für diese Analysen verwendete MELSIM- Unfallsimulator basiert auf der MELCOR Version 1.8.5.

Basierend auf den Quelltermen werden die Freisetzungskategorien in vier Freisetzungsguppen zusammengefasst: Grosse frühe Freisetzung (Large Early Release Frequency, LERF), grosse späte Freisetzung (Large Late Release, LLR), kleine Freisetzungen (Small Releases, SMREL) und Freisetzungen durch erfolgreiche gefilterte Containmentdruckentlastung (Venting Frequency, VENTF). Gemäss GPSA2009 gehört eine Freisetzung zur Gruppe LERF, wenn sie innerhalb von 10 Stunden nach Beginn des Kernschadens eintritt und wenn mehr als $2,0 \cdot 10^{18}$ Becquerel (Bq) Edelgase oder mehr als je $1,0 \cdot 10^{16}$ Bq Halogene und Alkalimetalle freigesetzt werden.

Tabelle 7.3-4 zeigt die in der GPSA2009 ausgewiesenen Freisetzungsaktivitäten pro Jahr der einzelnen Freisetzungskategorien. Die Freisetzungsaktivitäten pro Jahr sind definiert als Produkt von Häufigkeit und Quellterm einer Freisetzungskategorie.

Wie diese Tabelle zeigt, trägt die Freisetzungskategorie RCC1L am meisten zur LERF bei (knapp 82 %). Die LLR wird dominiert durch die Freisetzungskategorie RCB2L. Die Freisetzungskategorie RCD1S liefert den Hauptbeitrag zu SMREL. Diese drei Freisetzungskategorien (RCC1L, RCB2L und RCD1S) werden alle durch Unfallabläufe dominiert, welche durch starke Erdbeben ausgelöst werden. Weitere wichtige Auslöser für diese Freisetzungskategorien sind ISLOCAs und Flugzeugabstürze. Für die Kategorien RCI, RCJ, CDALRC und CDALRD (Beschreibung siehe Tabelle 7.3-3) werden in der GPSA2009 keine Quellterme ausgewiesen.

Tabelle 7.3-4: KKG-Risikoprofil (Freisetzungsaktivität pro Jahr)

Freisetzungs-kategorie und -Gruppe	Häufigkeit der Freisetzungs-kategorie [1/a]	%	Edelgase [Bq/a]	Aerosole [Bq/a]	Halogene [Bq/a]	Cäsium [Bq/a]	Cäsiumio-did [Bq/a]	Freigesetzte Aktivität [Bq/a]
LERF								
RCB1L	$6,21 \cdot 10^{-9}$	12,23 %	$5,65 \cdot 10^{10}$	$6,02 \cdot 10^9$	$9,93 \cdot 10^5$	$1,68 \cdot 10^8$	$1,55 \cdot 10^9$	$6,42 \cdot 10^{10}$
RCC1L	$4,15 \cdot 10^{-8}$	81,74 %	$3,94 \cdot 10^{11}$	$1,20 \cdot 10^9$	$9,13 \cdot 10^2$	$2,45 \cdot 10^7$	$2,41 \cdot 10^8$	$3,96 \cdot 10^{11}$
RCG1L	$6,73 \cdot 10^{-10}$	1,32 %	$4,71 \cdot 10^9$	$2,69 \cdot 10^5$	$2,69 \cdot 10^5$	$6,73 \cdot 10^2$	$6,73 \cdot 10^3$	$4,71 \cdot 10^9$
RCA1L	$2,36 \cdot 10^{-9}$	4,64 %	$4,24 \cdot 10^9$	$2,83 \cdot 10^9$	$3,53 \cdot 10^5$	$2,00 \cdot 10^8$	$2,10 \cdot 10^9$	$9,37 \cdot 10^9$
RCE1L	$3,29 \cdot 10^{-11}$	0,06 %	$1,98 \cdot 10^8$	$6,59 \cdot 10^6$	$6,59 \cdot 10^2$	$2,97 \cdot 10^5$	$1,65 \cdot 10^6$	$2,06 \cdot 10^8$
LERF TOTAL	$5,08 \cdot 10^{-8}$	100,00 %	$4,60 \cdot 10^{11}$	$1,01 \cdot 10^{10}$	$1,62 \cdot 10^6$	$3,93 \cdot 10^8$	$3,89 \cdot 10^9$	$4,74 \cdot 10^{11}$
LLR								
RCB2L	$5,00 \cdot 10^{-8}$	99,98 %	$2,10 \cdot 10^{11}$	$2,35 \cdot 10^9$	$4,75 \cdot 10^7$	$1,70 \cdot 10^8$	$1,15 \cdot 10^9$	$2,14 \cdot 10^{11}$
RCF2L	$1,09 \cdot 10^{-11}$	0,02 %	$7,94 \cdot 10^7$	$4,35 \cdot 10^5$	$3,05 \cdot 10^4$	$2,28 \cdot 10^4$	$3,15 \cdot 10^5$	$8,02 \cdot 10^7$
LLR TOTAL	$5,00 \cdot 10^{-8}$	100,00 %	$2,10 \cdot 10^{11}$	$2,35 \cdot 10^9$	$4,76 \cdot 10^7$	$1,70 \cdot 10^8$	$1,15 \cdot 10^9$	$2,14 \cdot 10^{11}$
SMREL								
RCB1S	0	0,00 %	0	0	0	0	0	0
RCE1S	$9,16 \cdot 10^{-9}$	3,13 %	$9,16 \cdot 10^9$	$2,75 \cdot 10^8$	$2,75 \cdot 10^4$	$1,83 \cdot 10^7$	$7,32 \cdot 10^7$	$9,52 \cdot 10^9$
RCF2S	$3,29 \cdot 10^{-9}$	1,12 %	$3,29 \cdot 10^9$	$1,97 \cdot 10^7$	$1,31 \cdot 10^6$	$9,86 \cdot 10^5$	$1,31 \cdot 10^7$	$3,32 \cdot 10^9$
RCH1S	$9,81 \cdot 10^{-8}$	33,58 %	$1,08 \cdot 10^{11}$	$3,43 \cdot 10^7$	$2,26 \cdot 10^2$	$7,07 \cdot 10^5$	$6,87 \cdot 10^6$	$1,08 \cdot 10^{11}$
RCD1S	$1,82 \cdot 10^{-7}$	62,16 %	$1,27 \cdot 10^{11}$	$7,28 \cdot 10^9$	$1,82 \cdot 10^5$	$1,82 \cdot 10^8$	$1,64 \cdot 10^9$	$1,35 \cdot 10^{11}$
SMREL TOTAL	$2,92 \cdot 10^{-7}$	100,00 %	$2,48 \cdot 10^{11}$	$7,61 \cdot 10^9$	$1,52 \cdot 10^6$	$2,02 \cdot 10^8$	$1,73 \cdot 10^9$	$2,56 \cdot 10^{11}$
VENTF								
RCG1S	$1,70 \cdot 10^{-7}$	100,00 %	$1,70 \cdot 10^{11}$	$1,02 \cdot 10^7$	$1,02 \cdot 10^7$	$3,40 \cdot 10^4$	$3,40 \cdot 10^5$	$1,70 \cdot 10^{11}$
VENTF TOTAL	$1,70 \cdot 10^{-7}$	100,00 %	$1,70 \cdot 10^{11}$	$1,02 \cdot 10^7$	$1,02 \cdot 10^7$	$3,40 \cdot 10^4$	$3,40 \cdot 10^5$	$1,70 \cdot 10^{11}$
Total	$5,63 \cdot 10^{-7}$	100,00 %	$1,09 \cdot 10^{12}$	$2,01 \cdot 10^{10}$	$6,09 \cdot 10^7$	$7,65 \cdot 10^8$	$6,78 \cdot 10^9$	$1,11 \cdot 10^{12}$

Die Gesamtaerosolfreisetzung beträgt $2,01 \cdot 10^{10}$ Bq pro Jahr, die Gesamtfreisetzungsaktivität (Total Risk of Activity Release, TRAR) inklusive der Edelgase $1,11 \cdot 10^{12}$ Bq pro Jahr. Den höchsten Beitrag zur TRAR liefern die in der Freisetzungsgruppe LERF zusammengefassten Freisetzungskategorien, gefolgt von der Gruppe der kleinen Freisetzungen (SMREL), welche wegen der rund sechsmal grösseren Häufigkeit leicht mehr zum Freisetzungsrisiko beitragen als die Gruppe der grossen späten Freisetzungen (LLR). Am meisten zum Aerosol-Freisetzungsrisiko trägt die Freisetzungskategorie RCD1S bei (36.3 %). Die Häufigkeit dieser Freisetzungskategorie wird zu 95 % durch Erdbeben verursacht.

Beurteilung des ENSI

Die der Quelltermberechnung zugrunde liegende Methode entspricht dem Stand von Wissenschaft und Technik. Die Vernachlässigung der Quellterme der Freisetzungskategorien RCI und RCJ ist gerechtfertigt, da diese Freisetzungskategorien nur rund 0,006 % der CDF repräsentieren. Das verwendete Anlagenmodell ist gut dokumentiert.

Entgegen den Vorgaben in der Richtlinie ENSI-A05 wird die Häufigkeit von grossen Freisetzungen (Large Release Frequency, LRF) nicht direkt ausgewiesen. Allerdings kann die LRF durch Addition der LERF und LLR ermittelt werden. Die LRF beträgt $1,1 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr.

Das ENSI hat folgenden Verbesserungsbedarf identifiziert, der im Detail in der Aktionsliste beschrieben wird und hier zusammenfassend dargestellt wird:

- Gemäss der Richtlinie ENSI-A05 ist die LERF definiert als jährlich erwartete Anzahl von Ereignissen, die innerhalb von 10 Stunden nach Kernschaden zu einer Iod-131-Freisetzung von mehr als $2 \cdot 10^{15}$ Bq in die Umgebung führen. Die vom KKG verwendete Definition (mehr als $2,0 \cdot 10^{18}$ Bq Edelgase oder mehr als je $1,0 \cdot 10^{16}$ Bq Halogene und Alkalimetalle) ist anzupassen.
- Gemäss GPSA2006 resultieren bei den in die Freisetzungskategorien CDALRD und CDALRC überführten Unfallsequenzen grosse Freisetzungen. Aus diesem Grund ist es angebracht, für diese beiden Freisetzungskategorien Quellterme zu berechnen.
- Aufgrund einer Nachfrage des ENSI zu Unterlagen zur Stufe-2-PSA wurden neue Quellterme berechnet, basierend auf der aktuelleren MELCOR Version 1.8.6. Bei diesen neuen Berechnungen gibt es einige Unklarheiten betreffend der Zuordnung zu den Freisetzungskategorien.

7.3.5 Ergebnisse der Stufe-2-PSA für Vollast

Die Häufigkeit einer grossen frühen Freisetzung (LERF) beträgt gemäss GPSA2009 $5,08 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr und wird, wie die untenstehende Tabelle 7.3-5 zeigt, von den externen Ereignissen Erdbeben und Flugzeugabsturz dominiert. Bei den internen Ereignissen tragen vor allem Kühlmittelverluststürfälle und hier hauptsächlich die Dampferzeugerheizrohrbrüche zur LERF bei. Der Beitrag der Transienten ist sehr gering.

Tabelle 7.3-5: Beiträge der auslösenden Ereignisse zur LERF

Auslösendes Ereignis	LERF [1/a]	Anteil
Kühlmittelverluststürfälle (KMV) ohne Dampferzeugerheizrohrbrüche	$7,62 \cdot 10^{-10}$	1,50 %
Dampferzeugerheizrohrbrüche	$2,36 \cdot 10^{-9}$	4,64 %
Transienten mit erfolgreicher Reaktorschnellabschaltung	$2,03 \cdot 10^{-11}$	0,04 %
Transienten mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)	$1,68 \cdot 10^{-11}$	0,03 %
Interne Ereignisse (Total)	$3,16 \cdot 10^{-9}$	6,22 %
Brand	$1,29 \cdot 10^{-12}$	0,00 %
Interne Überflutung	$2,62 \cdot 10^{-12}$	0,01 %
Interne systemübergreifende Ereignisse (Total)	$3,91 \cdot 10^{-12}$	0,01 %
Erdbeben	$4,15 \cdot 10^{-8}$	81,76 %
Externe Überflutung	$2,25 \cdot 10^{-12}$	0,00 %
Flugzeugabsturz	$6,10 \cdot 10^{-9}$	12,01 %
Verlust der Kühlwasserfassungen	$1,53 \cdot 10^{-12}$	0,00 %
Externe Ereignisse (Total)	$4,76 \cdot 10^{-8}$	93,77 %
Total aller Ereignisse	$5,08 \cdot 10^{-8}$	100 %

Bezogen auf interne Ereignisse ist die LERF knapp zwei Grössenordnungen tiefer als die Kernschadenshäufigkeit. Bei den externen Ereignissen ist die LERF knapp 8-mal kleiner als die CDF.

Die Resultate einer Unsicherheitsanalyse sind in der folgenden Tabelle 7.3-6 dargestellt.

Tabelle 7.3-6: Mittelwerte und die 5 %-, 50 %- und 95 %-Fraktile der Freisetzungsguppen

Freisetzungsguppe	Mittelwert	5 %	50 %	95 %
LERF	$5,08 \cdot 10^{-8}$	$1,55 \cdot 10^{-8}$	$4,12 \cdot 10^{-8}$	$1,08 \cdot 10^{-7}$
LLR	$5,07 \cdot 10^{-8}$	$2,03 \cdot 10^{-11}$	$1,45 \cdot 10^{-9}$	$9,65 \cdot 10^{-8}$
SMREL	$2,92 \cdot 10^{-7}$	$2,72 \cdot 10^{-8}$	$1,56 \cdot 10^{-7}$	$8,71 \cdot 10^{-7}$
VENTF	$1,70 \cdot 10^{-7}$	$1,41 \cdot 10^{-8}$	$8,66 \cdot 10^{-8}$	$5,17 \cdot 10^{-7}$

Gemäss Importanzanalyse der GPSA2009 liefert auf Ebene der Basisereignisse nur das Schliessversagen des Frischdampfisolationsventils von Dampferzeuger 2 mit 1,6 % einen Beitrag von mehr als 1 % zur LERF.

Operateurhandlungen, deren Versagen mindestens 1 % zur LERF beitragen, sind:

- Operateurhandlung zur Identifizierung des von einem Heizrohrbruch betroffenen Dampferzeugers und dessen Isolierung (2,2 %)
- Operateurhandlung zur Inbetriebnahme des Nachkühlsystems bei Dampferzeugerheizrohrbrüchen bei vorhandenem Druckhaltersprühen (1,9 %)
- Operateurhandlung zur Inbetriebnahme des Nachkühlsystems bei Dampferzeugerheizrohrbruch mit nichtisoliertem Dampferzeuger und vorhandenem Druckhaltersprühen (1,9 %)
- Unfallmanagement-Massnahme zur Schliessung des Systems zur gefilterten Containmentdruckentlastung (1,4 %)

Ferner werden in der GPSA2009 mit dem integrierten Stufe-1/Stufe-2 PSA-Modell Sensitivitätsanalysen zu verschiedenen Fehlerparametern durchgeführt. Eine Erhöhung der Fehlerwahrscheinlichkeiten von Operateurhandlungen um einen Faktor 3 führt beispielsweise zu einer Erhöhung der CDF von 66,4 % und der LERF von 21,4 %. Andere Resultate der Sensitivitätsanalysen scheinen durch numerische Effekte (Abschneidekriterium von 10^{-14}) beeinflusst zu sein.

Die Auswirkungen der Anlagenänderungen auf die LERF zeigt die nachfolgende Tabelle 7.3-7:

Tabelle 7.3-7: Auswirkungen zurückliegender Anlagenänderungen (inkl. Vorschriften) auf die LERF

Änderung	NHB präventiv	Seismische Ertüchtigungen	Störfall-BHB	NHB mitigativ	PISA (Austausch Primär-Sicherheitsventil)	Neubauten (Nasslager und Erweiterung Reaktorhilfsanlagegebäude)
Jahr	1994/2001	2003	2004	2005	2005	2007
Änderung LERF	$-1,50 \cdot 10^{-9}$	$-5,00 \cdot 10^{-8}$	$-4,90 \cdot 10^{-9}$	$-1,70 \cdot 10^{-7}$	$-4,00 \cdot 10^{-9}$	$-9,90 \cdot 10^{-9}$
prozentuale Reduktion der LERF	0,5 %	17,2 %	1,7 %	58,4 %	1,4 %	3,4 %

Insgesamt konnte durch die Anlagenänderungen die LERF um knapp 83 % verringert werden. Den grössten Einfluss hatte die Einführung der mitigativen Notfallmassnahmen.

Beurteilung des ENSI

Die Stufe-2-PSA der GPSA2009 wurde hinsichtlich Methodik, getroffener Annahmen und ermittelter Resultate vom ENSI überprüft. Das ENSI kommt zum Schluss, dass die Stufe-2-PSA im Allgemeinen dem Stand der Technik entspricht. Wesentliche Erkenntnisse sind:

- Die Ereignisbäume der Stufe-2-PSA sind übersichtlich und gut dokumentiert. Die relevanten Phänomene werden berücksichtigt.
- Wie in Kapitel 7.2.7 beschrieben, gibt es einige, zum Teil signifikante, Vorbehalte gegenüber einzelnen in der Stufe-1-PSA angewandten Methoden. Da die Stufe-2-PSA auf der Stufe-1-PSA aufbaut, wirken sich die in der Stufe-1-PSA verwendeten Methoden auch auf die Resultate der Stufe-2-PSA aus. Aus diesem Grund sind die Resultate der Stufe-2-PSA generell als vorläufig zu betrachten. Aufgrund des Anlagendesigns vom KKG ist jedoch eine im internationalen Vergleich kleine LERF zu erwarten.
- Gemäss Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen soll die Häufigkeit von Freisetzungen radioaktiver Stoffe in gefährdendem Umfang deutlich geringer sein als die Häufigkeit eines Kernschadens. Die Absatz 6.1 Bst. a der Richtlinie ENSI-A06 fordert, dass die mittlere LERF kleiner als 10^{-6} pro Jahr sein soll, ansonsten sind Massnahmen zur Reduktion des Risikos zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen. Die in der GPSA2009 ermittelte LERF liegt unter dieser Grenze. Allerdings kann dieses Ergebnis aufgrund der identifizierten Mängel nicht abschliessend beurteilt werden.
- Unter Berücksichtigung der oben geschilderten Vorbehalte, können folgende Aussagen zur Ausgewogenheit der Risikobeiträge gemacht werden:
 - Unfallabläufe mit anfänglich isoliertem Containment tragen rund 40 % zur Kernschadenshäufigkeit bei. Entsprechend weniger bedeutend sind die im Containmentereignisbaum modellierten Ereignisse.
 - Die LERF wird dominiert durch Unfallabläufe mit Isolationsversagen der grossen Containmentdurchdringungen (RCC1L). Diese Freisetzungskategorie wird durch die im Containmentereignisbaum modellierten Ereignisse nicht beeinflusst. Dies kann auch die schmale Unsicherheitsverteilung der LERF erklären. Bezogen auf die auslösenden Ereignisse wird die LERF dominiert durch Erdbeben und, in geringerem Ausmass, durch Flugzeugabstürze und Dampferzeugerheizrohrbrüche.
 - In der GPSA2009 wird angenommen, dass alle Dampferzeugerheizrohrbrüche den Dampferzeuger 2 betreffen, da diese Annahme zu den limitierendsten Erfolgskriterien betreffend die kombinierte Einspeisung aus den Not- und Notstandspeisewassersystemen führt. Aus diesem Grund scheint die höhere Importanz des Frischdampfisolationsventils des zweiten Dampferzeugers plausibel.
 - Es wurden keine Operateurhandlungen oder Basisereignisse mit einer auffallend hohen Bedeutung für die LERF identifiziert.
 - Wie erwähnt dominiert das Versagen des Containmentabschlusses die LERF. Die Bedeutung der Schwerunfallphänomene ist weniger dominant. Eine gewisse Bedeutung

haben noch die Phänomene Dampfexplosion im RDB und Wasserstoff-/Kohlenmonoxidverbrennung sowie die Kühlung der Kernschmelze ausserhalb des RDB.

- Das Aerosol-Freisetzungsrisiko wird durch die Freisetzungskategorie RCD1S (kleine frühe Freisetzung in den Ringraum durch Isolationsversagen oder Bypass, Versagen der Ringraumlüftung) dominiert.

Aus den Betrachtungen zur Ausgewogenheit wurden keine spezifischen Anlageschwächen identifiziert. Der dominierende Beitrag zum Freisetzungsrisiko (LERF) durch Erdbeben ist eine Konsequenz aus dem dominierenden Erdbebenbeitrag zur CDF der Stufe-1-PSA. Das Freisetzungsrisiko (LERF) ist aber insgesamt sehr tief. In Anbetracht der geringen LERF spielt die Ausgewogenheit der auslösenden Ereigniskategorien eine untergeordnete Rolle. Dieses Vorgehen zur Bewertung der Ausgewogenheit entspricht auch dem Ansatz wie er für die Stufe-1-PSA vorgegeben ist (siehe Richtlinie ENSI-A06 Absatz 6.2 Bst. b). Unabhängig davon hat das ENSI weitere Analysen zur Bestimmung des Erdbebenrisikos gefordert (siehe Kap. 7.2).

- Absatz 5.6.2.3 Bst. a der Richtlinie ENSI-A05 fordert, dass hinsichtlich TRAR und LERF Sensitivitätsanalysen zum Einfluss verschiedener potenzieller Anlagenänderungen, zum Einfluss der bei der Modellierung der Schwerunfallphänomene getroffenen Annahmen und zum Einfluss weiterer wichtiger Modellierungsannahmen durchzuführen sind. Die vom KKG durchgeführten Sensitivitätsuntersuchungen zu einzelnen Komponentenkenngrossen und Versagenswahrscheinlichkeiten werden begrüsst. Für die Stufe-2-PSA wurden auch Sensitivitätsanalysen zu einzelnen Schwerunfallphänomenen erstellt. Bei diesen Analysen wird der Einfluss auf die LERF und die TRAR allerdings nicht berechnet. Es ist zu beschreiben, weshalb die Modellierung der Schwerunfallphänomene nicht sensitiv auf die Resultate ist oder die entsprechenden Berechnungen sind durchzuführen. Dieser Verbesserungsbedarf wird in der Aktionsliste festgehalten.

Die oben dargelegten Erkenntnisse zeigen, dass im Rahmen der Stufe-2-PSA keine Anlageschwächen identifiziert wurden. Allerdings kann dieses Ergebnis aufgrund der identifizierten Mängel nicht abschliessend beurteilt werden. Aus den identifizierten Verbesserungspunkten bezüglich der Analysen und Dokumentation der Stufe-2-PSA leitet das ENSI nachstehende Forderung ab.

Forderung 7.3-1:

Bis 31. Dezember 2015 sind sämtliche in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte zur Stufe-2-PSA für die Bewertung des Betriebszustandes Volllast umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt schriftlich darzulegen, wie dieser im neuen Modell bzw. in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

7.4 Stufe-1-PSA für Schwachlast und Stillstand

Im Jahre 1994 reichte das KKG der HSK erstmals eine PSA der Stufe-1 für die Bewertung der Betriebszustände bei Schwachlast und Stillstand ein. Sie beinhaltete interne Störfälle (Kühlmittelverluste und Transienten), interne systemübergreifende Ereignisse (Brände und interne Überflutungen) und externe Ereignisse (Erdbeben, Flugzeugabsturz und Verstopfung der Wasserfassungen). Die Studie wurde nachfolgend verschiedentlich aktualisiert. So erfolgte beispielsweise 1997 eine Überarbeitung,

bei der unter anderem der Einbau eines zusätzlichen Brennelementbeckenkühlstranges berücksichtigt wurde.

Die im Rahmen der PSÜ 2008 eingereichte PSA (GPSA2009) beinhaltet eine Überarbeitung der Stufe-1-PSA für Schwachlast und Stillstand. Wichtige Elemente der Überarbeitung dieser Studie sind die Berücksichtigung der durchgeführten Anlagenänderungen bis Mitte 2007, die Überarbeitung der Brand- und Erdbeben-PSA, die Überarbeitung der Systemanalysen und die neu bestimmten Zuverlässigkeiten von Operateurhandlungen.

Wie in Kapitel 7.2 beschrieben, enthält das Volllastmodell auch alle Zustände mit einer Leistung kleiner als 40 %, in denen die Wärme über die Dampferzeuger abgeführt wird (Schwachlastzustände). Das Stillstandsmodell der GPSA2009 enthält alle Betriebszustände, in denen die Restwärme über das Nachwärmeabfuhrsystem abgeführt wird. In den Tabellen 7.4-1 bis 7.4-3 werden die definierten Betriebszustände aufgelistet.

7.4.1 Definition und Ermittlung der Dauer von Betriebszuständen

In der GPSA2009 wird zwischen drei Abstellungstypen unterschieden:

- A. zur Durchführung von Instandhaltungsarbeiten bei geschlossenem Primärkreis
- B. zur Durchführung von Instandhaltungsarbeiten mit geöffnetem Primärkreis und reduziertem Kühlmittelinventar
- C. zum Brennelementwechsel (Revisionsstillstand)

Ein wesentlicher Unterschied zwischen Abstellungstyp A und den Abstellungstypen B und C besteht darin, dass bei den zwei letztgenannten Abstellungstypen Betriebszustände mit reduziertem Kühlmittelinventar auftreten, bei denen das Kühlmittel bis auf das Niveau von $\frac{3}{4}$ des Primärkreises abgesenkt wird (so genannte Mitte-Loop Zustände).

Die Häufigkeiten dieser drei Abstellungstypen werden basierend auf der ausgewerteten Betriebserfahrung (26 Jahre) bestimmt, wobei für die Typen A und B zusätzlich die Betriebserfahrung anderer Werke herangezogen und mit Hilfe des Bayes-Verfahrens aufdatiert wird.

Zur Bestimmung der Dauer dieser Abstellungstypen wird ebenfalls die KKG-spezifische Betriebserfahrung verwendet. Wie die nachfolgend aufgeführte Betriebserfahrung zeigt, kam es nur zu einer Abstellung vom Typ B. Deshalb wird dafür ebenfalls die Betriebserfahrung anderer Werke herangezogen und mit Hilfe des Bayes-Verfahrens aufdatiert.

Die Betriebserfahrung umfasst folgende Abstellungen:

- zwei Stillstände wegen Dampfleckagen (Typ A)
- zwei Stillstände wegen Inspektionen an den Frischdampfisolationsventilen (Typ A)
- einen Stillstand zur Behebung einer Undichtigkeit am RDB-Deckel (Typ B)
- die jährlichen Revisionsstillstände der Jahre 1991 bis 2005 (Typ C)

In der GPSA2009 wird jeder Abstellungstyp noch weiter in einzelne, spezifische Betriebszustände (Plant Operation States, POS) unterteilt. Diese berücksichtigen unter anderem die unterschiedlichen Bedingungen im Reaktorkühlsystem und den Ablauf einer Ausserbetriebnahme. Die einzelnen POS werden aufgrund folgender Parameter definiert:

- abzuführende Nachwärmemenge

- geplante Instandhaltungsarbeiten
- verfügbare Systeme zur Nachwärmeabfuhr
- Kühlmittel-Füllstand im Reaktorkühlsystem respektive im Druckhalter
- Status des Reaktordruckbehälters (geöffnet oder geschlossen)

Tabelle 7.4-1: In der GPSA2009 definierte POS für den Brennelementwechsel (Typ C) und deren durchschnittliche Dauer

Betriebszustand		Trenngrenzen		Reaktorkühlsystem				Containment	Dauer [h]
	Beschreibung	Von	Bis	P _{rel} [bar]	T [°C]	Füllstand Druckhalter	RDB offen /geschlossen		
C0	Reaktor abfahren	40 % Reaktorleistung	0 % Reaktorleistung	154	310	7,3m	geschlossen	geschlossen	3,6
C1	Abkühlen und Druckentlasten	0 % Reaktorleistung	Nachwärmeabfuhrsystem in Betrieb	154 - 31	310 - 120	7,3 - 4,3m	geschlossen	geschlossen	8,97
C2	Nachwärmeabfuhr	Nachwärmeabfuhrsystem in Betrieb	Reaktorkühlmittelpumpen ausser Betrieb genommen bei 50 °C	31	120 - 50	4,3m	geschlossen	offen	5,12
C3	Reaktorkühlmittelpumpen ausser Betrieb genommen	Reaktorkühlmittelpumpen ausser Betrieb genommen bei 50 °C	Starten Kühlmitteldrainage	31 - 0	50	4,3 - 1,5m	geschlossen	offen	4,83
C45	Entgasen	Starten Kühlmitteldrainage	Kühlmittelfüllstand bei Mitte-Loop	< 0	50	Mitte-Loop	geschlossen	offen	3,99
C6	Entgasen	Kühlmittelfüllstand bei Mitte-Loop	Deckeldichtung gelöst	< 0	50	Mitte-Loop	geschlossen	offen	18,64
C7	Reaktorgrube füllen	Deckeldichtung gelöst	Reaktorgrube gefüllt, Schütz gezogen	0	50	Mitte-Loop (Annahme)	Deckel offen	offen	8,51
C8	Kern ausladen	Reaktorgrube gefüllt, Schütz gezogen	Kern entladen, Schütz eingesetzt	0	50	Reaktorgrube gefüllt	Deckel offen	offen	50,34
C9	Kern im Brennelementbecken	Kern entladen, Schütz eingesetzt	Schütz gezogen zur Wiederbeladung	N/A	N/A	N/A	N/A	offen	296,34
C10	Kern einladen	Schütz gezogen zur Wiederbeladung	Schütz eingesetzt, Start Drainage	0	50	Reaktorgrube gefüllt	Deckel offen	offen	77,71
C11	Reaktorgrube füllen	Schütz eingesetzt, Start Drainage	Deckel wieder aufgesetzt	0	50	Mitte-Loop	Deckel offen	offen	44,78
C12	Mitte-Loop, Deckel zu	Deckel wieder aufgesetzt	RDB voll und Sollwert des Druckhalterfüllstand erreicht	< 0	50	Mitte-Loop (3,7 m)	geschlossen	offen	39,70
C13	Reaktorkühlsystem gefüllt	RDB voll und Sollwert des Druckhalterfüllstand erreicht	Nachwärmeabfuhrsystem ausser Betrieb genommen	0 - 31	50 - 120	3,7m	geschlossen	offen	39,02
C14	Reaktor aufheizen	Nachwärmeabfuhrsystem ausser Betrieb genommen	Reaktor kritisch, 0 % Reaktorleistung	31 - 154	120 - 310	3,7 - 4,3m	geschlossen	geschlossen	12,74
C15	Reaktor anfahren	Reaktor kritisch, 0 % Reaktorleistung	40 % Reaktorleistung	154 - 158	310	4,3 - 7,3m	geschlossen	geschlossen	41,30

Tabelle 7.4-2: In der GPSA2009 definierte POS für eine Abstellung ohne reduziertes Kühlmittelinventar (Typ A) und deren durchschnittliche Dauer

Betriebszustand		Trenngrenzen		Reaktorkühlsystem				Containment	Dauer [h]
	Beschreibung	Von	Bis	P _{rel} [bar]	T(°C)	Füllstand Druckhalter	RDB offen /geschlossen		
A0	Reaktor abfahren	40 % Reaktorleistung	0 % Reaktorleistung	154	310	7,3m	geschlossen	geschlossen	3,6
A1	Abkühlen und Druckentlasten	0 % Reaktorleistung	Nachwärmeabfuhrsystem in Betrieb	154 - 31	310 - 120	7,3 - 4,3m	geschlossen	geschlossen	9,88
A2	Nachwärmeabfuhr	Nachwärmeabfuhrsystem in Betrieb	Reaktorkühlmittelpumpen ausser Betrieb genommen bei 50 °C	31	120 - 50	4,3m	geschlossen	offen	1,87
A3	Ausserbetriebnahme der Reaktorkühlmittelpumpen bei 50 °C	Reaktorkühlmittelpumpen ausser Betrieb genommen bei 50 °C	Reaktorkühlsystem druckentlastet 0 bar	31 - 0	50	4,3 - 1,5m	geschlossen	offen	0,00
A4	Unterhaltsarbeiten bei gefülltem Reaktorkühlsystem	Reaktorkühlsystem druckentlastet 0 bar	Reaktor aufheizen gestartet	0	50	1,5m	geschlossen	offen	10,24
A5	Reaktor aufheizen starten	Reaktor aufheizen gestartet	Nachwärmeabfuhrsystem ausser Betrieb genommen	0 - 31	50 - 120	1,5 - 3,7m	geschlossen	offen	2,23
A6	Reaktor aufheizen	Nachwärmeabfuhrsystem ausser Betrieb genommen	Reaktor kritisch, 0 % Reaktorleistung	31 - 154	120 - 310	3,7 - 4,3m	geschlossen	geschlossen	6,74
A7	Reaktor anfahren	Reaktor kritisch, 0 % Reaktorleistung	40 % Reaktorleistung	154 - 158	310	4,3 - 7,3m	geschlossen	geschlossen	2,84

Tabelle 7.4-3: In der GPSA2009 definierte POS für eine Abstimmung mit reduziertem Kühlmittelinventar (Typ B) und deren durchschnittliche Dauer

Betriebszustand		Trenngrenzen		Reaktorkühlsystem				Containment	Dauer [h]
	Beschreibung	Von	Bis	P _{rel} [bar]	T(°C)	Füllstand Druckhalter	RDB offen /geschlossen		
B0	Reaktor abfahren	40 % Reaktorleistung	0 % Reaktorleistung	154	310	7,3m	geschlossen	geschlossen	3,60
B1	Abkühlen und Druckentlasten	0 % Reaktorleistung	Nachwärmeabfuhrsystem in Betrieb	154 - 31	310 - 120	7,3 - 4,3m	geschlossen	geschlossen	7,57
B2	Nachwärmeabfuhr	Nachwärmeabfuhrsystem in Betrieb	Reaktorkühlmittelpumpen ausser Betrieb genommen bei 50 °C	31	120 - 50	4,3m	geschlossen	offen	5,58
B3	Druck absprühen	Reaktorkühlmittelpumpen ausser Betrieb genommen bei 50 °C	Starten Kühlmitteldrainage	31 - 0	50	4,3 - 1,5m	geschlossen	offen	10,94
B4	Unterhaltsarbeiten bei Mitte-Loop	Starten Kühlmitteldrainage	Reaktorkühlsystem gefüllt und aufheizen gestartet	< 0	50	Mitte-Loop	offen	offen	79,64
B5	Reaktorkühlsystem gefüllt	Reaktorkühlsystem gefüllt und aufheizen gestartet	Nachwärmeabfuhrsystem ausser Betrieb genommen	0 - 31	50 - 120	3,7m	geschlossen	offen	23,35
B6	Reaktor aufheizen	Nachwärmeabfuhrsystem ausser Betrieb genommen	Reaktor kritisch, 0 % Reaktorleistung	31 - 154	120 - 310	3,7 - 4,3m	geschlossen	geschlossen	16,41
B7	Reaktor anfahren	Reaktor kritisch, 0 % Reaktorleistung	40 % Reaktorleistung	154 - 158	310	4,3 - 7,3m	geschlossen	geschlossen	51,31

In der GPSA2009 fallen die folgenden POS unter die Kategorie Schwachlast:

Tabelle 7.4-4: In der GPSA2009 als Schwachlastzustände bezeichnete POS

Abstellungstypen	Betriebszustände (POS)
A (ohne Öffnen des Primärkreises)	A0, A1, A6, A7
B (mit Öffnen des Primärkreises)	B0, B1, B6, B7
C (Revisionsstillstand)	C0, C1, C14, C15

Das Risiko dieser Zustände ist nicht in der FDF (Fuel Damage Frequency) des Stillstandsmodells sondern in der CDF des Volllastmodells enthalten.

Beurteilung des ENSI

Nach Auffassung des ENSI ist die in der GPSA2009 gewählte Unterteilung in drei Abstellungstypen zweckmässig, sind die abgebildeten POS für den Anlagenbetrieb innerhalb des Überprüfungszeitraums repräsentativ und die zur Bestimmung der Häufigkeiten und Dauer verwendeten Methoden korrekt. Allerdings sind die Risikobeiträge der Schwachlastzustände mit der FDF ausgewiesen werden.

7.4.2 Zuverlässigkeit von Komponenten

Zur Bestimmung der Kenndaten für die Beschreibung der Komponentenzuverlässigkeit in der GPSA2009 sei Folgendes vermerkt:

- Die für den Volllastbetrieb ermittelten Komponentenausfallraten (siehe Kap. 7.2.1) werden auch für die probabilistische Bewertung der Betriebszustände Schwachlast und Stillstand verwendet. Für den Stillstandsbetrieb werden keine zusätzlichen Komponentenausfallraten bestimmt.
- Für die Bestimmung der Unverfügbarkeiten aufgrund von geplanten Wartungen während der Stillstandskonfigurationen C8, C9 und C10 wird die Betriebserfahrung für den Zeitraum 1991 bis 2005 von den folgenden Systemen aufgrund der Terminpläne der Brennelementwechsel ausgewertet:
 - 400 kV und 220 kV externe Stromversorgung,
 - elektrische Systeme (Divisionen 1 bis 7),
 - Not- und Nachkühlsystem (TH),
 - Kühlwasserfassung (VA).
- Die statistische Auswertung von Unverfügbarkeiten aufgrund von Instandsetzungen (unplanned maintenance) wird aus der Volllast-PSA übernommen. Das KKG begründet dieses Vorgehen damit, dass der Umfang der während des Stillstands durchgeführten Instandsetzungen nicht so gross wie während der Volllast sein darf, da die benötigten Systeme im Allgemeinen eine geringere Anzahl Redundanzen aufweisen. Ferner müssen gewisse Systeme verfügbar sein, damit die Anlage abgefahren werden darf. Das KKG führt ausserdem auf, dass bei einem Redundanzverlust Instandsetzung nur dann ausgeführt wird, wenn das absolut notwen-

dig ist (d. h. bei einem Komponentenausfall). Aus diesen Gründen betrachtet das KKG die Verwendung von Daten zu Instandsetzungen aus dem Volllastbetrieb für den Stillstand als konservativ.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI stimmt im Allgemeinen dem vom KKG gewählten Vorgehen zur Bestimmung von Komponentenzuverlässigkeitskenngrößen für den Stillstand zu. Die Verwendung derselben Komponentenausfallraten für alle Modelle (also für die Bewertung der Betriebszustände Volllast, Schwachlast und Stillstand) wird als zweckmässig betrachtet, da die Daten für die Bestimmung der Zuverlässigkeitswerte über das ganze Jahr hinweg unabhängig vom Betriebszustand erhoben werden und nicht davon auszugehen ist, dass statistisch gesehen relevante Unterschiede identifiziert werden können. Für den nachgerüsteten 3. Beckenkühlstrang (TH74) und insbesondere für die zugehörige Beckenkühlpumpe TH74D001, die speziell für den Stillstandsbetrieb verwendet wird, wurden keine spezifischen Zuverlässigkeitsdaten ermittelt. Für die Pumpe TH74D001 werden die Komponentenausfallraten der Notstandsnachkühlpumpen TH17D001 und TH37D001 übernommen. Die Pumpe TH74D001 sowie die Pumpen TH17D001 und TH37D001 sind jedoch nicht baugleich. Ferner werden für Pumpen üblicherweise komponentenspezifische Zuverlässigkeitskenndaten aufgrund der Betriebserfahrung ermittelt. Dieser Punkt wurde in die Aktionsliste aufgenommen.

Das Vorgehen zur Ermittlung von stillstandsbezogenen Kennwerten zur geplanten Wartung für die Stillstandskonfigurationen C8, C9 und C10 ist nachvollziehbar beschrieben. Das ENSI erachtet den Umfang der Systeme, für welche Daten erhoben werden, als angemessen. Ebenfalls erachtet das ENSI die Verwendung der gleichen werkspezifischen Unverfügbarkeitswahrscheinlichkeiten von Komponenten durch Instandsetzung für das Volllast und Schwachlastmodell als zweckmässig. Dieses Vorgehen entspricht dem Stand der Praxis in der Schweiz.

7.4.3 Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen

Die GPSA2009 enthält keine Angaben zur HRA von Operateurhandlungen, die den Schwachlastbetrieb betreffen.

Das Modell für Stillstand umfasst keine Handlung der Kategorie A, zwei Handlungen der Kategorie B (beide die Niveauekontrolle des Kühlmittelinventars betreffend) und 83 Handlungen der Kategorie C wie z. B. den Start der DE-Bespeisung nach Ausfall des Nachkühlsystems oder der Niederdruckeinspeisung (zur Flutung des Reaktorkerns) nach einem Kühlmittelverlust.

Zehn Handlungen der Kategorie C betreffen die Brandbekämpfung, welche so wie in Kap. 7.2.2 beschrieben quantifiziert werden. Die HEPs der übrigen Handlungen der Kategorie C - von denen zwei dem AM zugewiesen werden - werden in der Regel mit der Methode THERP bestimmt; für Handlungen, bei denen vom Operateur die Anweisungen in den Vorschriften auf die jeweilige Situation angepasst werden müssen, werden die HEPs für die Handlungsausführung mit der Methode ASEP bestimmt. Mit dem irrtümlichen Abschalten der Hochdruckförderpumpen umfasst die HRA auch eine Fehlhandlung vom Typ „Error of Commission“.

Zur Modellierung von Abhängigkeiten zwischen dem Versagen mehrerer Handlungen der Kategorie C werden in der Regel die berücksichtigten Optionen zur Herstellung bzw. Aufrechterhaltung der Brennstoffkühlung (z. B. Inbetriebnahme einer Sicherheitseinspeisepumpe) so definiert, dass sie nacheinander (in einem derartigen Fall wurde das zur Verfügung stehende Zeitfenster entsprechend aufgeteilt) oder durch unabhängige Teams ausgeführt werden können. Bei der Aufteilung des insgesamt

zur Verfügung stehenden Zeitfensters wird die mögliche Parallelität der Durchführung von Handlungen berücksichtigt. Den Optionen wird eine gemeinsame Diagnose-HEP zugewiesen; in einigen Fällen wird auch noch zusätzlich das Versagen des Übergangs auf die nächste Option explizit quantifiziert. Die Berücksichtigung von Abhängigkeiten zwischen dem Versagen der einzelnen Optionen erfolgt unter Verwendung des THERP-Abhängigkeitsmodells. Zusätzlich werden auch Abhängigkeiten zwischen Handlungserfolgen berücksichtigt: nach erfolgter Diagnose der Notwendigkeit einer Hochdruckeinspeisung wird beispielsweise von einer erhöhten Erfolgswahrscheinlichkeit der Inbetriebnahme einer Sicherheitseinspeisepumpe ausgegangen.

Für die Wiederherstellung des Nachkühlbetriebs vor Aufheizung auf 220 °C wird die Abhängigkeit vom Versagen der Diagnose oder der Ausführung der vorangegangenen Handlung (Wiederherstellung des Nachkühlbetriebs vor Aufheizung auf 180 °C) explizit unter Verwendung des THERP-Abhängigkeitsmodells analysiert.

Die Berücksichtigung von Besonderheiten bei Handlungen nach externen Ereignissen erfolgt so wie in Kap. 7.2.2 beschrieben.

Beurteilung des ENSI

Für die HRA der Operateurhandlungen der Kategorie A und die Brandbekämpfungshandlungen im Stillstandsmodell gilt die in Kap. 7.2.2 beschriebene Bewertung.

Die HRA der Kategorie B-Handlungen sowie der Handlungen gemäss BHB/NHB der Kategorie C erfolgt im Allgemeinen mit vom ENSI akzeptierten Methoden. Für die Mehrzahl der Handlungen ist die HEP-Ermittlung mit dem Stand der Technik entsprechenden Methoden (THERP, ASEP) durchgeführt worden und gut dokumentiert. Die Berücksichtigung von Abhängigkeiten zwischen dem Versagen mehrerer Handlungen erfolgt systematisch; die erzielten Resultate sind plausibel.

Eine vom ENSI stichprobenartig für drei Handlungen (u. a. DE-Bespeisung nach Ausfall der Nachkühlung) durchgeführte Detailüberprüfung ergab, dass die Unterstützung der Operateure durch Vorschriften bei der Störfallbeherrschung in der Regel als gut einzustufen ist.

Die vom ENSI durchgeführte Überprüfung der HRA identifizierte Punkte mit Verbesserungsbedarf, welche in der Aktionsliste detailliert aufgeführt sind. Eine Kurzfassung dieser Punkte ist nachfolgend aufgelistet.

- Es fehlen Angaben zur HRA von Operateurhandlungen, die den Schwachlastbetrieb betreffen.
- Die HEP-Bestimmung für Handlungen der Kategorie B ist unzureichend dokumentiert. Beispielsweise ist nicht ersichtlich, wie die Wahrscheinlichkeit einer übermässigen Niveauabsenkung hergeleitet wurde.
- In der Dokumentation der HRA einiger Handlungen der Kategorie C fehlen die gemäss Richtlinie ENSI-A05 geforderten Angaben zur Anleitung durch Vorschriften und zur Herleitung der Zeitfenster. Aus der Dokumentation für die Operateurhandlung zur Inbetriebnahme der sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr ist z. B. nicht ersichtlich, wie der Einstieg in die als anwendbar genannten BHB-Kapitel angewiesen wird.
- Die Berechnung der Diagnose-HEP (für die Handlungen der Kategorie C) als Produkt zweier HEPs, welche beide aus dem THERP-Diagnose-Modell über den zeithabhängigen Verlauf der Diagnose-HEP hergeleitet werden, ist keine vom ENSI akzeptierte Anwendung der Methode

THERP, weil dadurch die verfügbare Diagnosezeit doppelt berücksichtigt wird. Die personelle Redundanz durch den Pikett-Ingenieur, mit der in der GPSA2009 die Berücksichtigung der zweiten Diagnose-HEP begründet wird, ist bereits implizit im THERP-Modell berücksichtigt, denn die mit dem Modell ermittelte HEP gilt für die gesamte Schichtmannschaft einschliesslich eines im Störfall zusätzlich aufgebotenen Experten (Shift Technical Advisor gemäss THERP-Modell).

- Die Modellierung von Abhängigkeiten zwischen Handlungserfolgen ist keine gängige THERP-Anwendung und wird auch im THERP-Handbuch selber nicht empfohlen. Diese Art der Modellierung ist in der GPSA2009 unzureichend begründet und führt zu optimistischen Resultaten. Unter anderem fehlt der Nachweis, dass in einer dem THERP-Handbuch entnommenen HEP der positive Effekt eines vorangegangenen Handlungserfolgs – sofern dieser Effekt überhaupt statistisch gesichert nachweisbar sein sollte – noch nicht berücksichtigt ist. Aus diesen Gründen akzeptiert das ENSI diesen Ansatz nicht.
- Hinsichtlich Stör- und Notfallvorschriften, die auch für die PSA relevant sind, hat das ENSI einige potenzielle Verbesserungen identifiziert, wie z. B. die klarere Regelung zum Aufruf der Vorschrift für das Einspeisen mit Feuerlöschwasser.

Trotz dieser Punkte ist insgesamt festzustellen, dass für den Stillstand eine aussagekräftige HRA mit weitgehend plausiblen Resultaten vorliegt.

7.4.4 Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien

Für die risikotechnische Bewertung des Schwachlastbetriebs wurde das PSA-Modell für Volllast verwendet. Deshalb gelten für Schwachlast die Ausführungen in Kapitel 7.2.3.

Analog zur Definition des Kernschadens wird in der GPSA2009 angenommen, dass der Brennstoffschaden beginnt, wenn der Füllstand deutlich unterhalb der Brennelementoberkante liegt und die Brennstofftemperatur ca. 1 200 °C überschreitet.

Für die GPSA2009 wurden mit der MELCOR Version 1.8.6 neue anlagenspezifische thermohydraulische Analysen durchgeführt, um das Anlagenverhalten in verschiedenen Betriebszuständen während des Revisionsstillstandes zu simulieren. Diese Analysen wurden auch zur Quantifizierung der verfügbaren Zeitfenster für verschiedene Operateurhandlungen verwendet.

Beurteilung des ENSI

Die für den Anlagenstillstand relevanten Erfolgskriterien werden in der GPSA2009 nicht zusammenfassend dargestellt. Allerdings können diese anhand der einzelnen Ereignisablaufdiagramme (Event Sequence Diagrams, ESD) ermittelt werden.

Das ENSI führte zur Überprüfung der Studie eigene thermohydraulische Analysen durch. Dazu wurden insbesondere die risikodominierenden Betriebszustände betrachtet. Die Nachrechnungen zeigen, dass die in der Stillstands-PSA verwendeten Kriterien für die Nachwärmeabfuhr jeweils zu einem stabilen Anlagezustand führen.

7.4.5 Interne Ereignisse

7.4.5.1 Auslösende Ereignisse

Der Umfang der für die Schwachlast-PSA berücksichtigten internen auslösenden Ereignisse entspricht mit wenigen Ausnahmen dem, der für die Volllast-PSA (siehe Kap. 7.2.4.1) ermittelt wurde. Bei Schwachlast werden zusätzliche auslösende Ereignisse berücksichtigt, wie beispielsweise Dampferzeugerheizrohrbrüche mit speziellen Randbedingungen sowie Reaktor- und/oder Turbinenschnellabschaltung beim Anfahren.

Ein auslösendes Ereignis während dem Stillstand ist im Wesentlichen dadurch gekennzeichnet, dass es den Dauerbetrieb der Nachwärmeabfuhr stört.

Für alle Abstellungstypen A, B und C bzw. Stillstandskonfigurationen (POS) werden in der GPSA2009 auslösende Ereignisse wie folgt identifiziert:

- Es wurde überprüft, welche der für das Volllastmodell verwendeten auslösenden Ereignisse auf das Stillstandsmodell übertragbar sind. In diesem Zusammenhang wurde auch geprüft, ob auslösende Ereignisse, die aus der Volllastuntersuchung ausgeschlossen worden sind, für die Stillstandskonfigurationen zutreffend sind.
- Für jede POS werden Komponentenausfälle und menschliche Fehler analysiert, die zu einem auslösenden Ereignis führen können.
- Weitere auslösende Ereignisse wurden aufgrund der werkseigenen und der internationalen Betriebserfahrung identifiziert.
- Mit Berücksichtigung der anlagenspezifischen Erfahrung, des Anlagendesigns und der Prozeduren wurden potenzielle Rekritikalitätsereignisse (Borverdünnungsstörfälle, die zu einem kritischen Reaktor führen könnten) untersucht. Das KKG kommt zu dem Schluss, dass solche Ereignisse sehr unwahrscheinlich sind. Daher werden sie in der GPSA2009 nicht weiter betrachtet.

Aus der Analyse wurden insgesamt ca. 85 interne auslösende Ereignisse identifiziert, die im Stillstandsmodell berücksichtigt werden. Sie können zu den folgenden zwei Arten von auslösenden Ereignissen zusammengefasst werden:

- Ereignisse, die zu einer Unausgewogenheit in der Nachwärmeabfuhr (ohne Kühlmittelinventarverluste) führen, wobei der Brennstoff mehr Energie produziert, als von den Wärmeabfuhrsystemen abgeführt wird. Dazu gehören:
 - Fehler von Komponenten oder Systemen, die in bestimmten Kombinationen und in bestimmten Anlagenbetriebszuständen zum Ausfall der Nachwärmeabfuhr oder der Lagerbeckenkühlung führen, und
 - Ausfälle der Nachwärmeabfuhr aufgrund fehlerhaft durchgeführter Prozeduren (z. B. unbeabsichtigtes Überspeisen des RDB).
- Kühlmittelinventarverluste (so genannte „draindown events“), die sich aufgrund der sich oft ändernden Konfigurationen von Systemen während des Stillstands ereignen können. Das KKG unterscheidet dabei zwischen
 - Kühlmittelinventarverlusten aufgrund zufälliger Komponentenausfälle und

- Kühlmittelinventarverlusten durch fehlerhafte Personalhandlungen.

Die Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse wird mit Hilfe von Fehlerbäumen ermittelt. Ausgenommen davon sind die auslösenden Ereignisse, die aufgrund der werkseigenen oder internationalen Betriebserfahrung identifiziert worden sind. Für diese auslösenden Ereignisse werden generische Daten verwendet, die mit Hilfe des Bayes-Verfahrens mit den KKG-spezifischen Daten verrechnet werden.

Beurteilung des ENSI

Die Beurteilung des ENSI zu den internen auslösenden Ereignissen für die Volllast-PSA (siehe Kap. 7.2.4.1) gilt auch für die entsprechenden auslösenden Ereignisse in der Schwachlaststudie.

Das ENSI beurteilt den Umfang der für den Stillstand berücksichtigten internen auslösenden Ereignisse im Allgemeinen als angemessen. Ein Vergleich mit dem Referenzspektrum für den Druckwasserreaktor im Nichtleistungsbetrieb aus BfS-SCHR 37/05 zeigt, dass die für KKG für den Nichtleistungsbetrieb relevanten auslösenden Ereignisse in der GPSA betrachtet werden.

Die zur Bestimmung der Ereignishäufigkeiten verwendete Methodik entspricht aus Sicht dem ENSI dem Stand der Technik.

Im Rahmen der Überprüfung wurden einige Verbesserungspunkte identifiziert, die im Detail in der Aktionsliste festgehalten sind und von denen die wesentlichen im Folgenden aufgeführt sind:

- Die Dokumentation zur Auswahl und zur Quantifizierung der internen auslösenden Ereignisse für den Stillstand ist auf mehrere Module der GPSA verteilt und teilweise lückenhaft. Z. B. werden nicht alle in Tabellen aufgeführten auslösenden Ereignissen in der Dokumentation beschrieben und es gibt Inkonsistenzen zwischen den verschiedenen Listen von auslösenden Ereignissen. Es fehlt in der GPSA-Dokumentation eine zusammenfassende verbindliche Tabelle mit Angaben zum auslösenden Ereignis bezüglich Eintrittshäufigkeit, der für dieses Ereignis relevanten Anlagenbetriebszustände und die für die Berechnung der Häufigkeit zugrunde liegenden Parameter mit Querverweis auf die verwendete Quelle bzw. den betreffenden Dokumentationsabschnitt.
- Brennelementhandhabungsfehler und Störfälle durch herabstürzende schwere Lasten werden im Stillstands-PSA-Modell nicht betrachtet. Das KKG argumentiert, dass der Beitrag dieser Ereignisse im Vergleich zu den Ereignissen im Zusammenhang mit dem Reaktorkühlsystem vernachlässigbar ist. Diese Aussage wurde aus der GPSA94-Studie übernommen. Die GPSA2009 nimmt keinen Bezug auf eigene, aktuellere und detaillierte probabilistische Untersuchungen zum Thema Brennelement-Handhabungsstörfälle, wie sie im Zusammenhang mit der Festlegung der Störfallkategorie erstellt wurden.

7.4.5.2 System- und Unfallablaufanalyse

Für die Modellierung der Schwachlasttransienten wurden in der GPSA2009 einige Anpassungen gegenüber der Modellierung des Volllastzustandes vorgenommen, um den Einfluss der speziellen Randbedingungen abzubilden.

Die Betriebszustände A0, A1, A6, A7, B0, B1, B6, B7, C0, C1, C14 und C15 werden in der GPSA2009 als Schwachlastzustände betrachtet, deren Risikobeitrag aber mit dem Volllastmodell quantifiziert und als CDF ausgewiesen.

Das PSA-Modell für die Bewertung des Stillstands basiert auf der gleichen Methode wie das Modell für den Volllastbetrieb. Dadurch können die für die Volllast-PSA erstellten Ereignisbäume und logischen Regeln teilweise übernommen werden. Die Ereignisbäume sind an die stillstandsspezifischen Bedingungen angepasst. So wird beispielsweise der Zustand des RDB modelliert (Deckel offen oder geschlossen) sowie der Standort der Brennelemente (RDB oder Brennelementbecken) abgebildet. Bei der Quantifizierung der Stillstands-PSA werden zwei verschiedene Abschneidekriterien benutzt, eines für Erdbeben ($1,0 \cdot 10^{-15}$ pro Jahr) und ein zweites für alle anderen Auslöser ($5,0 \cdot 10^{-15}$ pro Jahr).

Wie für das Volllastmodell wird auch für das Stillstandsmodell eine Sensitivitätsanalyse zum verwendeten Abschneidekriterium durchgeführt. Analog zur Volllast-PSA wurden auch bei dieser Sensitivitätsanalyse Erdbeben nicht betrachtet. Die Berechnungen zeigen, dass sich die FDF bei einer Reduktion des Abschneidekriteriums von $5,0 \cdot 10^{-15}$ pro Jahr auf $1,0 \cdot 10^{-15}$ pro Jahr nur um 0,1 % erhöht.

Beurteilung des ENSI

Die Methode zur System- und Unfallablaufmodellierung der Stillstands-PSA ist die gleiche wie für die Volllast-PSA. Die modellierten Ereignisbäume bilden die stillstandsspezifischen Randbedingungen ab und sind geeignet, die verschiedenen auslösenden Ereignisse und deren Erfolgskriterien zu modellieren. Für die Beurteilung des Abschneidekriteriums gilt grundsätzlich dieselbe Aussage wie in Kapitel 7.2.4.2, da auch in der Stillstands-PSA die Plant Level Fragility bei stärkeren Erdbeben abnimmt, was physikalisch unlogisch ist.

7.4.5.3 Resultate

Tabelle 7.4-5 zeigt das in der GPSA2009 ermittelte Risikoprofil für die internen auslösenden Ereignisse während dem Stillstand. Zur Vereinfachung der Darstellung wurden die 83 verschiedenen internen auslösenden Ereignisse vom ENSI in den untenstehenden Gruppen zusammengefasst.

Tabelle 7.4-5: GPSA2009-Resultate zu den internen Ereignissen (Stillstand und Schwachlast)

Gruppe auslösender Ereignisse	FDf [1/Jahr]	Anteil
Kühlmitteldrainage in den Sumpf über TH-Leitung	$1,27 \cdot 10^{-7}$	29,2 %
Kühlmittelverlust durch Bruch eines Nachwärmekühlers	$7,23 \cdot 10^{-8}$	16,6 %
Kühlmittelverlust vom Reaktordruckbehälter ins Brennelementbecken	$6,02 \cdot 10^{-8}$	13,8 %
Absenkung des Kühlmittelfüllstandes unter Mitte-Loop	$5,21 \cdot 10^{-9}$	1,2 %
Sonstige KMV	$1,85 \cdot 10^{-9}$	0,4 %
Total Kühlmittelverluststörfälle (KMV)	$2,67 \cdot 10^{-7}$	61,1 %
Ausfall der 220 kV Schaltanlage	$4,96 \cdot 10^{-8}$	11,4 %
Ausfall einer 10 kV oder 6.3 kV Schiene	$3,58 \cdot 10^{-8}$	8,2 %
Ausfall der Füllstands- oder Druckkontrolle	$3,31 \cdot 10^{-8}$	7,6 %
Ausfall der externen Stromversorgung	$2,30 \cdot 10^{-8}$	5,3 %
Ausfall einer Saug- oder Einspeiseleitung (TH10/TH30)	$1,47 \cdot 10^{-8}$	3,4 %
Ausfall eine 220V DC Schiene	$5,03 \cdot 10^{-9}$	1,2 %
Ausfall einer TH Pumpe (10/20/30)	$4,77 \cdot 10^{-9}$	1,1 %
Sonstige Transienten	$3,64 \cdot 10^{-9}$	0,8 %
Total Transienten	$1,70 \cdot 10^{-7}$	38,9 %
Total (interne Ereignisse, Stillstand und Schwachlast)	$4,36 \cdot 10^{-7}$	100,0 %

Kühlmittelverluststörfälle liefern in der GPSA2009 einen grösseren Beitrag zur Brennstoffschadenshäufigkeit (Fuel Damage Frequency, FDF) als Transienten (ca. Faktor 1,5). Bei den Transienten dominieren Ausfälle der Stromversorgung.

Beurteilung des ENSI

Trotz des in den vorangegangenen Kapiteln beschriebenen Verbesserungsbedarfs geht das ENSI davon aus, dass die in der Stillstands-PSA für interne Ereignisse ausgewiesene FDF plausibel ist.

7.4.6 Interne systemübergreifende Ereignisse

7.4.6.1 Interner Brand

Die im PSA-Modell für interne Ereignisse definierten Betriebszustände des Stillstands werden vom KKG für die Durchführung der Brandanalyse im Rahmen der GPSA2009 laut Dokumentation zu zwei Gruppen zusammengefasst. Diese Gruppen sind folgendermassen charakterisiert:

Gruppe 1: Alle Brennelemente im Brennelementlagerbecken (Betriebszustand C9)

Gruppe 2: Brennelemente teilweise oder vollständig im Reaktordruckbehälter (alle anderen Betriebszustände im Stillstand)

Die Betriebszustände während Schwachlast werden vom KKG aufgrund ihrer geringen Gesamtdauer von der weiteren Analyse ausgeschlossen.

Die Brandeintrittshäufigkeiten pro Jahr für Gebäude und Räume werden analog zum Verfahren für den Betriebszustand Vollast ermittelt. Die berechneten jahresbezogenen Werte werden entspre-

chend der Dauer der einzelnen Betriebszustände angepasst. Weitere stillstandsspezifische Aspekte bezüglich Brandeintrittshäufigkeiten sind in der Dokumentation nicht aufgeführt.

Die qualitative Auswahl der zu analysierenden Anlagenbereiche wird weitgehend entsprechend den in der Brandanalyse für den Betriebszustand Volllast dargestellten Schritten durchgeführt. Unter Beachtung der unterschiedlichen Anforderungen an Sicherheitssysteme für die beiden betrachteten Betriebszustandsgruppen werden laut Dokumentation insgesamt 81 Raumbrandszenarien entwickelt und genauer analysiert. Eines davon geht, wie auch für den Betriebszustand Volllast modelliert, aufgrund fehlender Informationen zu Brandlasten konservativ von einem Vollbrand im Einlaufbauwerk aus.

Komponentenbrände – hier nur Transformatorenbrände – sowie die gleichen Explosionsszenarien wie für Volllast werden wiederum gesondert modelliert. Daraus ergeben sich weitere 10 im Modell abgebildete Szenarien.

Entsprechend dem Vorgehen für den Betriebszustand Volllast wird der brandbedingte FDF-Beitrag von Raumbränden anhand der Brandeintrittshäufigkeiten, mit Hilfe des Brandereignisbaumes (der die Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Brandschutzmassnahmen und damit des Brandausmasses ermittelt) und unter Berücksichtigung der für das jeweilige Brandausmass charakteristischen Brandauswirkungen auf die zur Unfallbeherrschung erforderlichen Systeme ermittelt. Der FDF-Beitrag von Transformatorenbränden und von Explosionen wird wiederum ohne Detailanalyse mittels Brandereignisbaum quantifiziert.

Die durch anlageninterne Brände bedingte FDF wird in der GPSA2009 mit $1,31 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr ausgewiesen. Dies entspricht 54,8 % der gesamten ausgewiesenen FDF. Dominierend ist hierbei die Gruppe der Betriebszustände, bei denen sich Brennelemente im Reaktordruckbehälter befinden. Brände im Ringraum tragen mit 94,7 % und Brände im Schaltanlagegebäude mit 4,3 % zur FDF bei.

Beurteilung des ENSI

Die Bewertung der im Rahmen der GPSA2009 durchgeführten Brandanalyse für die Betriebszustände Schwachlast und Stillstand konzentriert sich vornehmlich auf die gegenüber der Brandanalyse für den Betriebszustand Volllast dargelegten stillstandsspezifischen Änderungen und Ergänzungen.

Die Einschränkung der Brandanalyse in der GPSA2009 auf die Betriebszustände während des Stillstands erachtet das ENSI als gerechtfertigt, da aufgrund der geringen Dauer der Betriebszustände während Schwachlast ein vernachlässigbarer FDF-Beitrag zu erwarten ist.

Aufgrund der weitgehenden Übereinstimmung der Studien für Volllast und für den Stillstand hinsichtlich der weiteren Analyseschritte gilt die gesamthafte Beurteilung der Volllaststudie auch für die Stillstandsstudie. Darüber hinaus wurde im Zusammenhang mit der Bewertung interner Brände bei Stillstand vom ENSI weiteres Verbesserungspotential identifiziert. Dieses ist in der Aktionsliste festgehalten. Im Folgenden werden die wesentlichen Punkte genannt:

- Es ist nicht erkennbar, ob bzw. welche stillstandsspezifischen Brandaspekte (Brandlasten, Zündquellen und ähnliches) bei der Berechnung der raumbezogenen Brandeintrittshäufigkeiten einbezogen worden sind.
- Die Dokumentation der Brandszenarien stimmt teilweise nicht mit der Modellierung überein.

- Die Brandszenarien von Räumen, für die mehr als ein Brandszenario (für ein und dieselbe Anlagenkonfiguration) modelliert ist, sind nicht nachvollziehbar, weil Angaben zum angenommenen Brandherd (d. h. zum Bereich, von dem der Brand ausgeht) und zur angenommenen Brandausbreitung fehlen.
- Zwei Brandszenarien, die in der Dokumentation nicht nachvollziehbar beschrieben sind, tragen jeweils etwa 30 % zur brandbedingten FDF bei (und die brandbedingte FDF macht wiederum mehr als die Hälfte der gesamten FDF aus).

Aufgrund des identifizierten Verbesserungsbedarfs – insbesondere wegen der beiden die brandbedingte FDF dominierenden, nicht nachvollziehbar beschriebenen Brandszenarien – kann der angegebene Wert von $1,31 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr für den FDF-Beitrag interner Brände vom ENSI nicht bestätigt werden. Wegen der Redundanztrennung des KKG und wegen des Notstandsystems erwartet das ENSI jedoch keinen so grossen FDF-Beitrag durch anlageninterne Brände, dass im Sinne der Richtlinie ENSI-A06 Massnahmen zur Reduktion des Risikos zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen wären.

7.4.6.2 Interne Überflutung

Die Überflutungshäufigkeiten pro Jahr werden analog zum Vorgehen für den Volllastbetrieb bestimmt, wobei die Betriebserfahrung amerikanischer Anlagen (über die Auswertung der Datensammlung eines Auftragnehmers vom KKG für den Zeitraum 1980-1992) sowie die anlagenspezifische Betriebserfahrung im Hinblick auf Überflutungen ausgewertet wird, die im Betriebszustand Stillstand aufgetreten bzw. möglich sind.

Zusätzlich zu den für den Volllastbetrieb durchgeführten Begehungen wurde im Hinblick auf den Stillstandsbetrieb im Jahr 2008 der Raum ZB0162 begangen, in dem die für die Modellierung des Stillstands bedeutsame Pumpe des 3. Beckenkühlstrangs aufgestellt ist. Im Vergleich zur Überflutungsanalyse für Volllast wird ein Szenario (Überflutung im Hauptkühlwasserpumpenhaus) weniger modelliert. Ein weiteres Szenario wird in vier Detailszenarien entsprechend den vier Quadranten des Ringraums unterteilt. Daraus resultieren insgesamt 22 Flutszenarien im Stillstandsbetrieb. Die Analyse der überflutungsbedingten Auswirkungen erfolgt entsprechend der Vorgehensweise in der Überflutungsanalyse für Volllast.

Die durch anlageninterne Überflutung bedingte FDF wird in der GPSA2009 mit $2,86 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr ausgewiesen. Dominierend sind hierbei Überflutungen im Ringraum. Insbesondere trägt dort ein einziges Szenario (Überflutungen durch TF-Wärmetauscher aufgrund von Wartungsfehlern oder aufgrund des Bruchs einer Zuleitung) 90,3 % zur FDF bei.

Beurteilung des ENSI

Die Bewertung der im Rahmen der GPSA2009 durchgeführten Überflutungsanalyse für den Betriebszustand Stillstand konzentriert sich vornehmlich auf die gegenüber der Überflutungsanalyse für den Betriebszustand Volllast dargelegten stillstandsspezifischen Änderungen und Ergänzungen.

Das ENSI ist damit einverstanden, dass in der Überflutungsanalyse für den Stillstand das für Volllast berücksichtigte Hauptkühlwasserpumpenhaus nicht modelliert wird, da das Hauptkühlwasser für die Abfuhr der Nachzerfallswärme im Betriebszustand Stillstand nicht benötigt wird. Aus Sicht des ENSI sind in der Studie die wesentlichen, das Überflutungsrisiko bestimmenden Anlagenbereiche erfasst. Das im Zusammenhang mit der Bewertung interner Überflutungen bei Stillstand vom ENSI identifizier-

te Verbesserungspotential ist in der Aktionsliste festgehalten. Im Folgenden werden die wesentlichen Punkte genannt:

- Wie in der Analyse für Vollast ist die Aufteilung von Überflutungsszenarien im Ringraum in Unterszenarien entsprechend der vier Quadranten nicht nachvollziehbar begründet und die Ableitung der entsprechenden Eintretenshäufigkeiten von Überflutungen teilweise nicht nachvollziehbar.
- Bei Überflutungen im Ringraum durch ausfliessendes Wasser aus TF-Wärmetauschern aufgrund von Wartungsfehlern oder aufgrund des Bruchs einer Zuleitung wird angenommen, dass alle PSA-Komponenten der -6 m Ebene ausfallen. Diese Annahme erscheint sehr konservativ und ist nicht durch die Angabe der Ausflussmenge der Flutquelle, der Drainagemöglichkeiten sowie der kritischen Überflutungsvolumina (bezogen auf die einzelnen Komponenten) belegt.
- Für drei Überflutungsszenarien im Ringraum müsste laut Dokumentation die Pumpe des 3. Beckenkühlstrangs TH74D001 ausfallen. Im Stillstandsmodell ist dieser Ausfall für die genannten Szenarien nicht abgebildet.
- Die Überflutungsszenarien für das obere und das untere Einlaufbauwerk sind in der Dokumentation beschrieben, aber nicht im Modell abgebildet.

Aus Sicht des ENSI bewirkt insbesondere die fehlende Modellierung des Ausfalls der Pumpe des 3. Beckenkühlstrangs bei einer Überflutung im Ringraum durch die Flutquelle TF-Wärmetauscher einen deutlich zu niedrigen Beitrag interner Überflutungen zur Brennstoffschadenshäufigkeit. Das entsprechende auslösende Ereignis ist bereits ohne den Ausfall des 3. Beckenkühlstrangs für 90 % des FDF-Beitrags interner Überflutungen verantwortlich.

Das Ergebnis, dass Überflutungen im Ringraum das Risiko durch interne Überflutungen dominieren, spiegelt wider, dass sich dort auf der -6 m-Ebene sämtliche Pumpen für die Nachwärmeabfuhr sowie alle Pumpen des nuklearen Zwischenkühlsystems befinden. Die Analyse vernachlässigt jedoch gerade bei Überflutungen durch TF-Wärmetauscher als Flutquelle, dass der betrachtete Überflutungsbereich sehr gross ist und dass die genannten Pumpen teilweise in separaten Räumen aufgestellt sind. Die Überflutungsanalyse bildet in dieser Hinsicht die Gegebenheiten des Ringraums konservativ ab, wodurch der Risikobeitrag überschätzt wird. Insgesamt kann das ENSI wegen der beiden genannten gegenläufigen Effekte den angegebenen Wert von $2,86 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr für den FDF-Beitrag interner Überflutungen nicht bestätigen. Bei realistischer Abbildung von Überflutungsszenarien im Ringraum erwartet das ENSI jedoch keinen so grossen FDF-Beitrag durch interne Überflutungen, dass im Sinne der Richtlinie ENSI-A06 Massnahmen zur Reduktion des Risikos zu identifizieren und – sofern angemessen – umzusetzen wären

7.4.7 Externe Ereignisse

Die Aussagen in Kapitel 7.2.6.6 und 7.2.6.7 zu den Gefährdungen durch Verstopfung der Wasserfassungen und durch Pipeline-Unfall gelten sinngemäss auch für den Schwachlast- und Stillstandbetrieb.

7.4.7.1 Erdbeben

Die Modellierung der erdbebenspezifischen Punkte ist in den Analysen für Nichtleistungsbetrieb und Leistungsbetrieb in der GPSA2009 grundsätzlich identisch. Im Stillstandsmodell punktuell vorgenom-

mene Anpassungen betreffen z. B. den Absturz des Gebäudekrans und den Absturz der Brennelement-Lademaschine. Da im Nichtleistungsbetrieb die Betonabdeckung oberhalb der Reaktorgrube entfernt ist, wird in der Stillstand-PSA als Folge dieser Abstürze direkter Brennstoffschaden angenommen.

Beurteilung des ENSI

Die in dem Stillstandsmodell der GPSA2009 gegenüber dem Volllastmodell vorgenommenen Anpassungen sind plausibel. Da sich jedoch die Erdbebenanalysen der GPSA2009 für Volllast- und Stillstandbetrieb in hohem Masse entsprechen, gelten die Beurteilung des ENSI zur Volllaststudie und die daraus abgeleitete Forderung auch für die Stillstandsstudie.

7.4.7.2 Extreme Winde und Tornados

Die GPSA2009 für die Bewertung des Schwachlast- und Stillstandsbetriebs berücksichtigt keine Auswirkung von extremen Winden und Tornados. Das KKG begründet dies mit dem geringen Risikobeitrag, der schon mit der Volllast-PSA aufgezeigt wird (siehe Kap. 7.2.6.3) und der aufgrund der viel kürzeren Dauer des Stillstand- und Schwachlastbetriebs im Gegensatz zum Volllastbetrieb weiteren Reduktion. Ferner argumentiert das KKG damit, dass das Notstandspeisewassersystem eine höhere Verfügbarkeit während des Schwachlast- und Stillstandsbetriebs hat.

Beurteilung des ENSI

Die Gefährdung durch extreme Winde und Tornados wurde für die Betriebszustände Schwachlast und Stillstand nur qualitativ untersucht und nicht im PSA-Modell abgebildet. Da schon der CDF-Beitrag von diesen Gefährdungen ausserordentlich gering ist, ist dieses Vorgehen angemessen.

Ferner fehlt die Angabe, ob stillstandsspezifische Bedingungen existieren, die für die Analyse der Auswirkungen von extremen Winden und Tornados relevant sein können. Entsprechende Verbesserungspunkte wurden in der Aktionsliste aufgenommen.

7.4.7.3 Externe Überflutung

Die durch die externe Überflutung bedingte Brennstoffschadenshäufigkeit wird mit dem Stillstandsmodell bestimmt, indem das einzige in der Volllaststudie modellierte Überflutungsereignis, ungewöhnliches Ansteigen des Wasserstandes der Aare, für die Betriebszustände der verschiedenen betrachteten Arten von Stillständen modelliert wird. Damit entsprechen die überflutungsspezifischen Annahmen der Stillstandstudie, wie z. B. die Annahme des Verlusts der Notstromversorgung bei Versagen der Schutzmassnahmen und der Verlust der externen Stromversorgung, jenen der Volllaststudie. Der Risikobeitrag des Anstiegs des Aarepegels durch Talsperrenbrüche ist wiederum vernachlässigt. Für das ungewöhnliche Ansteigen des Wasserstandes der Aare wird eine Brennstoffschadenshäufigkeit von $5,34 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr berechnet.

Beurteilung des ENSI

Aufgrund der weitgehenden Übereinstimmung der beiden Studien – nur die Eintretenshäufigkeit externer Überflutungen wurde an die durchschnittliche Stillstandsdauer angepasst – gilt die gesamthafte Beurteilung der Volllaststudie auch für die Stillstandsstudie. Der für die Volllaststudie identifizierte Verbesserungsbedarf betrifft folglich auch die Stillstandsstudie. Die zugehörigen Punkte der Aktionsliste sind entsprechend gekennzeichnet. Besondere stillstandsspezifische Aspekte sind nicht ersicht-

lich. Insbesondere ist die Annahme, dass die elektrische Energieversorgung bei Vollast und bei Stillstand gleichermassen von einer externen Überflutung betroffen ist, aus Sicht des ENSI gerechtfertigt.

7.4.7.4 Unfallbedingter Flugzeugabsturz

Die GPSA2009 enthält keine Angaben zur Analyse von Flugzeugabstürzen, die den Schwachlastbetrieb betreffen.

Bei der Bestimmung der Eintrittshäufigkeiten pro Kalenderjahr von durch Flugzeugabsturz ausgelösten Ereignisabläufen während des Stillstands wird die Zeit berücksichtigt, während der sich die Anlage im Stillstand befindet. Ansonsten wird die Analyse so durchgeführt wie die Analyse von Flugzeugabstürzen während des Vollastbetriebs (siehe Abschnitt 7.2.6.5).

Die mittlere Kernschadenshäufigkeit aufgrund von unfallbedingten Flugzeugabstürzen während des Stillstands beträgt $3,9 \cdot 10^{-10}$ pro Jahr.

Beurteilung des ENSI

Da die GPSA2009-Analyse zum Flugzeugabsturz während Stillstand derjenigen zum Flugzeugabsturz während Vollast entspricht, entspricht auch die ENSI-Beurteilung hierzu der Beurteilung im Abschnitt 7.2.6.5.

In den fehlenden Angaben zur Analyse von Flugzeugabstürzen, die den Schwachlastbetrieb betreffen, sieht das ENSI einen zusätzlichen Verbesserungsbedarf, der in die Aktionsliste aufgenommen wurde.

7.4.8 Ergebnisse der Stufe-1-Stillstands-PSA

Die gesamte in der GPSA2009 ermittelte Brennstoffschadenshäufigkeit (Fuel Damage Frequency, FDF) beträgt gemäss dem KKG $2,40 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr mit folgenden Beiträgen (Tabelle 7.4-6):

Tabelle 7.4-6: FDF für verschiedene auslösende Ereignisse

Ereigniskategorie	FDF [1/Jahr]	Anteil
Stillstands-Transienten	$1,70 \cdot 10^{-7}$	7,1 %
Kühlmittelverluststörfälle (KMV)	$2,67 \cdot 10^{-7}$	11,1 %
Total interne Ereignisse	$4,36 \cdot 10^{-7}$	18,2 %
Brand	$1,31 \cdot 10^{-6}$	54,8 %
Interne Überflutung	$2,86 \cdot 10^{-8}$	1,2 %
Total interne systemübergreifende Ereignisse	$1,34 \cdot 10^{-6}$	56,0 %
Erdbeben	$5,47 \cdot 10^{-7}$	22,8 %
Externe Überflutung	$5,34 \cdot 10^{-8}$	2,2 %
Flugzeugabsturz	$3,85 \cdot 10^{-10}$	0,0 %
Verstopfung der Wasserfassung	$1,88 \cdot 10^{-8}$	0,8 %
Total externe Ereignisse	$6,19 \cdot 10^{-7}$	25,8 %
Totale Brennstoffschadenshäufigkeit	$2,40 \cdot 10^{-6}$	100,0 %

Wesentliche Beiträge zur totalen FDF liefern Brand (54,8 %), Erdbeben (22,8 %) und Kühlmittelverluststörfälle (11,1 %). Das Brandrisiko während des Stillstandes wird dominiert durch Brände im Ringraum. Tabelle 7.4-7 zeigt die in der GPSA2009 ermittelten Risikobeiträge der einzelnen Betriebszustände.

Tabelle 7.4-7: FDF der verschiedenen Betriebszustände

Betriebszustand		Dauer	FDF [1/a]	Anteil
Abb.	Beschreibung			
A2	Nachwärmeabfuhr	1,9	$3,85 \cdot 10^{-9}$	0,16 %
A3	Ausserbetriebnahme der Reaktorkühlmittelpumpen bei 50 °C	0,0	--	--
A4	Reaktorkühlsystem drucklos – 0 bar	10,2	$2,08 \cdot 10^{-8}$	0,87 %
A5	Reaktor aufheizen starten	2,2	$4,36 \cdot 10^{-9}$	0,18 %
B2	Nachwärmeabfuhr	5,6	$4,43 \cdot 10^{-9}$	0,18 %
B3	Druck absprühen	10,9	$8,56 \cdot 10^{-9}$	0,36 %
B4	Unterhaltsarbeiten bei Mitte-Loop	79,6	$1,78 \cdot 10^{-7}$	7,43 %
B5	Reaktorkühlsystem gefüllt	23,4	$1,62 \cdot 10^{-8}$	0,68 %
C2	Nachwärmeabfuhr	5,1	$5,30 \cdot 10^{-8}$	2,21 %
C3	Reaktorkühlmittelpumpen ausser Betrieb genommen	4,8	$4,77 \cdot 10^{-8}$	1,99 %
C45	Entgasen	4,0	$9,05 \cdot 10^{-8}$	3,78 %
C6	Entgasen	18,6	$4,15 \cdot 10^{-7}$	17,30 %
C7	Reaktorgrube füllen	8,5	$2,41 \cdot 10^{-7}$	10,06 %
C8	Kern ausladen	50,3	$9,64 \cdot 10^{-10}$	0,04 %
C9	Kern im Brennelementbecken	296,3	$7,09 \cdot 10^{-8}$	2,96 %
C10	Kern einladen	77,7	$5,59 \cdot 10^{-9}$	0,23 %
C11	Reaktorgrube füllen	44,8	$1,21 \cdot 10^{-7}$	5,06 %
C12	Mitte-Loop, Deckel geschlossen	39,7	$6,55 \cdot 10^{-7}$	27,31 %
C13	Reaktorkühlsystem gefüllt	39,0	$4,60 \cdot 10^{-7}$	19,20 %
Total	Alle Betriebszustände		$2,40 \cdot 10^{-6}$	100,00 %

Die Zusammenstellung zeigt auf, dass die Revisionsstillstände (Typ C) das Stillstandsrisiko mit einem Beitrag von 90,1 % dominieren und die Stillstände für Arbeiten am geöffneten Primärkreis (Typ B) mit 8,7 % noch nennenswert zum Risiko beitragen. Stillstände vom Typ A tragen mit 1,2 % nur minimal zum Stillstandsrisiko bei. Diese Reihenfolge entspricht den Anteilen dieser drei Typen an der insgesamt pro Jahr zu erwartenden Stillstandsdauer. Die Betriebszustände bei Mitte-Loop (B4, C45, C6, C7, C11 und C12) liefern den Hauptbeitrag zum Stillstandsrisiko (70,9 %).

Gemäss Importanzanalyse der GPSA2009 liefern folgende Basisereignisse einen Beitrag von mindestens 5 % zur FDF:

- Brandlöschung mittels mobiler Feuerlöscher versagt (33,5 %)
- Versagen einer Dieselmotor-Kühlwasserpumpe (5,7 %)

Operateurhandlungen, deren Versagen jeweils mindestens 5 % zur FDF beiträgt, sind:

- Versagen der Operateurhandlung zur Inbetriebnahme der sekundärseitigen Wärmeabfuhr vor dem Öffnen der Druckhaltersicherheitsventile (43,1 %)

- Versagen der Operateurhandlung zur Inbetriebnahme der Kühlmittelnachspeisung in den RDB im Falle eines nichtisolierbaren Lecks (22,0 %)

Beurteilung des ENSI

Dokumentation

Das KKG reichte eine umfangreiche Dokumentation termingerecht ein. Eine wesentliche Hilfe bei der Überprüfung der PSA leistete der sogenannte Viewer, mit dem das Modell betrachtet werden kann und der auch detaillierte Zwischen- und Endresultate enthält. Die Überprüfung der Dokumentation identifizierte jedoch auch Verbesserungsbedarf, der im Detail in der Aktionsliste festgehalten ist und in den vorangegangenen Kapiteln zusammengefasst dargestellt ist.

Ein weiterer Verbesserungspunkt betrifft die Abgrenzung zwischen dem Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb, wie sie in der Richtlinie ENSI-A05 gefordert wird. In der GPSA2009 wird der Schwachlastbereich bei der Leistungs-PSA mitmodelliert und liefert einen geringen Beitrag zur CDF. Das ENSI ist der Ansicht, dass die Risikobeiträge aller Betriebszustände des Nichtleistungsbetriebs (inkl. Schwachlastzustände) zur FDF gehören. Der Grund dafür ist, dass die mit der CDF betrachteten Betriebszustände zu den Anwendungen der PSA passen müssen, beispielsweise die Beurteilung der Technischen Spezifikation während des Volllastbetriebs.

PSA-Modell

Das termingerecht eingereichte Stillstandsmodell umfasst alle wesentlichen Störfälle und die für den Stillstand charakteristischen und risikorelevanten Randbedingungen. Die Modellierung ist ausreichend detailliert.

Die Überprüfung des ENSI identifizierte trotzdem einigen Verbesserungsbedarf, vor allem bei den internen systemübergreifenden und den externen Ereignissen (siehe vorangegangene Kapitel). Ferner fehlt in der GPSA2009 eine Unsicherheitsanalyse für die Brennstoffschadenshäufigkeit. Dieser Verbesserungsbedarf wurde in die Aktionsliste aufgenommen.

Vergleicht man die Kernschadenshäufigkeit mit der Brennstoffschadenshäufigkeit, zeigt sich, dass die FDF rund 3,7-mal grösser ist als die CDF. Technische Gründe, die für eine höhere FDF als CDF sprechen, sind:

- Unverfügbarkeit verschiedener Sicherheitssysteme
- Mitte-Loop-Zustände mit reduziertem Kühlmittelinventar

Technische Gründe, die für eine geringere FDF als CDF sprechen, sind:

- geringere Nachzerfallswärme, wodurch mehr Zeit für Gegenmassnahmen zur Verfügung steht
- viel geringere Dauer des Stillstandes gegenüber dem Volllastbetrieb

Nach Ansicht des ENSI liegen wesentliche Gründe für die im Vergleich zur CDF deutlich höhere FDF in der Verwendung unterschiedlicher Modellierungsansätze und in der unterschiedlichen Auswirkung einzelner, gleicher Modellierungsansätze auf die Volllast- und Stillstand-PSA:

- Bei der HRA ist trotz einiger Verbesserungspunkte (z. B. doppelte Berücksichtigung von personeller Redundanz und Zeitfenster bei der Bestimmung der Diagnosefehlerwahrscheinlichkeit) insgesamt festzustellen, dass für den Stillstand aussagekräftige und weitgehend plausib-

le Resultate vorliegen. Insbesondere wird das voneinander abhängige Versagen mehrerer Handlungen im Stillstand realitätsnäher modelliert als bei Volllast.

- Für die Brand-PSA werden im Volllast- und im Stillstandsmodell prinzipiell die gleichen Modellierungsansätze verwendet. Raumübergreifende Brände haben allerdings für den Stillstand wegen der Anordnung aller Pumpen zur Nachwärmeabfuhr und der entsprechenden Kabel in einem einzigen sehr grossen Brandabschnitt eine wesentlich grössere Bedeutung als für den Volllastbetrieb, dessen wichtigste Komponenten brandschutztechnisch getrennt sind. Eine konservative Behandlung von raumübergreifenden Bränden wirkt sich daher wesentlich stärker auf die FDF als auf die CDF aus. Dies spiegelt sich darin wider, dass die beiden dominanten Brandszenarien, die jeweils etwa 30 % zur Brand-FDF beitragen, raumübergreifende Brände beschreiben.

Aufgrund der identifizierten Verbesserungspunkte ist die Aussagekraft und Belastbarkeit des PSA-Modells für Schwachlast und Stillstand eingeschränkt.

Anwendungen der PSA

Vorbehaltlich der oben aufgeführten Einschränkungen zum PSA-Modell können folgende Aussagen gemacht werden:

- Die vom KKG ausgewiesene FDF beträgt $2,4 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr und erfüllt damit klar das in der Richtlinie ENSI-A06 Absatz 6.1.b festgelegte probabilistische Sicherheitsziel (FDF kleiner als 10^{-5} pro Jahr), welches für bestehende Anlagen einzuhalten ist, sofern dies mit angemessenen Mitteln erreicht werden kann.
- Betreffend die Ausgewogenheit der Risikobeiträge kann Folgendes festgehalten werden:
 - Auffallend ist die hohe Bedeutung des Basisereignisses „Versagen der Brandlöschung mittels portabler Löschausrüstung“ für die FDF. Dies spiegelt wider, dass sich ein Entstehungsbrand nur bei einem Misserfolg der Brandlöschung mittels portabler Löschausrüstung zu einem kleinen Brand, einem Raumbrand oder sogar einem übergreifenden Brand entwickeln kann. Alle Sequenzen, die solche Brände beschreiben, enthalten deshalb das genannte Basisereignis. Dessen Bedeutung steht also im engen Zusammenhang mit dem hohen FDF-Anteil anlageninterner Brände.
 - Da das Reaktorschutzsystem und somit verschiedene automatisch gesteuerte Sicherheitsfunktionen während den Anlagenstillständen zeitweise ausser Betrieb gesetzt sind, kommt den Operateurhandlungen eine besondere Bedeutung zu. Die Importanzanalyse der Stillstands-PSA zeigt deshalb die erwarteten, grösseren Importanzen von Operateurhandlungen als während des Volllastbetriebs.
 - Betreffend die Ausgewogenheit der Risikobeiträge der auslösenden Ereigniskategorien enthält die Richtlinie ENSI-A06 keine explizite Anforderungen für die FDF. Die Beurteilung stützt sich deshalb sinngemäss auf die für die CDF geltenden Kriterien (siehe Richtlinie ENSI-A06 Kap. 6.2) ab. Die Resultate der Stillstands-PSA halten die Kriterien für die Ausgewogenheit der Risikobeiträge der auslösenden Ereigniskategorien ein.
- Aus dem Umstand, dass die CDF ($6,46 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr) kleiner als die FDF ($2,40 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr) ist, leitet das KKG die Schlussfolgerung ab, dass Instandhaltungsaktivitäten aus dem Revisionsstillstand ausgelagert und während dem Leistungsbetrieb durchgeführt werden sollten.

Das KKG erwägt demnach eine Risikoreduktion im Stillstand auf Kosten einer Risikoerhöhung während des Vollastbetriebs. Nach Ansicht des ENSI ist die Schlussfolgerung des KKG nicht sicherheitsgerichtet, da weder die PSA-Resultate noch die Planung und Vorschriften für den Revisionsstillstand hinterfragt werden. Auf diesen Aspekt wird insbesondere noch in Kapitel 7.6 eingegangen.

Die oben dargelegten Erkenntnisse zeigen, dass im Rahmen der Stufe-1-PSA keine Anlagenschwächen identifiziert wurden. Aus den identifizierten Verbesserungspunkten bezüglich der Analysen, Modellierung und Dokumentation der Stillstand-Stufe-1-PSA leitet das ENSI nachstehende Forderung ab.

Forderung 7.4-1:

Bis 31. Dezember 2015 sind sämtliche in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte zur Stufe-1-PSA für die Bewertung des Betriebszustandes Stillstand umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt schriftlich darzulegen, wie dieser im neuen Modell bzw. in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

7.5 Stufe-2-PSA für Schwachlast und Stillstand

Mit der Einführung der Kernenergieverordnung (KEV) wird neu auch eine Stufe-2-PSA für den Anlagenstillstand verlangt. Mit der GPSA2009 reichte das KKG erstmals eine solche Analyse ein. Wie in Kapitel 7.2 beschrieben, werden die Schwachlastzustände mit dem Vollastmodell abgebildet und sind in den entsprechenden Ergebnissen enthalten. Es werden keine separaten Ergebnisse für Schwachlast ausgewiesen.

7.5.1 Kernschadenzustände der Anlage

Für die aus der Stufe-1-PSA resultierenden Unfallsequenzen werden im Stillstandsmodell in Abhängigkeit der Merkmale Druck im Reaktorkühlsystem, Status des Containments, Ort des Schadens (RDB oder Brennelementbecken), Eintretenszeitpunkt des Unfalls während dem Stillstand und Schaden durch herabfallende Objekte verschiedene Kernschadenzustände (Plant Damage States, PDS) definiert.

Beurteilung des ENSI

In der Stillstands-PSA werden die Kernschadenzustände beschrieben, aber mit dem Modell nicht quantifiziert. Dementsprechend werden auch keine Resultate dazu präsentiert. Zur Analyse der Eingangsgrossen für die Stufe-2-PSA verlangt die Richtlinie ENSI-A05 (Kap. 5.1) die Quantifizierung von PDS auch bei integrierten PSA-Modellen (wenn auch nur in reduziertem Umfang). Derartige Angaben tragen auch zum besseren Verständnis des Anlagenverhaltens bei. Der entsprechende Verbesserungsbedarf wurde in der Aktionsliste festgehalten.

7.5.2 Containmenttragfähigkeit und Containmentbeanspruchung

Wie in Kapitel 7.3.2 beschrieben, wurde für die GPSA2006 die Tragfähigkeit des Containments mit modernen Analysemethoden neu bestimmt (Finite-Elemente-Methode). Die mit dieser Methode be-

rechneten Tragfähigkeiten sind etwas geringer als diejenigen der älteren Analyse von 1994. Im Gegensatz zur Volllast-PSA werden für die Stillstands-PSA die Resultate der neuen Analyse verwendet.

Das Modell zur Bewertung des Stillstands berücksichtigt eine Reihe von physikalischen und chemischen Phänomenen, die bei schweren Unfällen zu einer massiven Containmentbelastung (bis hin zu Containmentversagen) führen können. In dem Modell werden die gleichen Phänomene berücksichtigt wie im Volllastmodell (siehe Kapitel 7.3.2). Allerdings werden aufgrund der unterschiedlichen Randbedingungen teilweise andere bedingte Wahrscheinlichkeiten für die einzelnen Phänomene verwendet. So wird beispielsweise die bedingte Wahrscheinlichkeit, dass es aufgrund der Schmelze-Beton-Wechselwirkung zu einem Bypass des Containments via Containment-Sumpf in den Ringraum kommt, von 0,05 auf 0,5 erhöht. Der Grund dafür ist, dass das Brennelementbecken oberhalb des Containment-Sumpfes liegt. Dadurch ist die Wahrscheinlichkeit für den Eintrag von geschmolzenem Kernmaterial in den Containment-Sumpf höher.

Ferner sind die bedingten Wahrscheinlichkeiten für Wasserstoffverbrennungen und langfristigen Druckaufbau im Containment ebenfalls höher.

Beurteilung des ENSI

Die meisten relevanten, bei schweren Unfällen im Anlagenstillstand zu einer Containmentbelastung führenden Phänomene werden berücksichtigt. Folgender Verbesserungsbedarf wurde identifiziert und in der Aktionsliste festgehalten:

- Gemäss Richtlinie ENSI-A05 Abs. 5.3.b sind für den Nichtleistungsbetrieb spezifische Schwerunfallphänomene wie Luftzufuhr zu den Brennelementen oder erhöhte Oxidation und Zirkonium-Brand zu untersuchen. Diese Untersuchungen sind in der GPSA2009 nicht dokumentiert.
- Im Volllast-PSA-Modell wird angenommen, dass das Containment in der späten Phase des Unfallablaufes nicht durch Wasserstoffverbrennungen gefährdet ist und deshalb nicht versagt, sofern die gefilterte Druckentlastung verfügbar ist. Im Stillstands-PSA-Modell wird auch bei verfügbarer gefilterter Druckentlastung eine Versagensmöglichkeit des Containments durch Wasserstoffverbrennungen berücksichtigt. Aus Sicht des ENSI ist dieser Unterschied nicht nachvollziehbar.

7.5.3 Unfallablaufanalyse

Der Unfallablauf wird in der Stillstands-PSA auf die gleiche Art und Weise modelliert wie in der Volllast-PSA. Folgende zwei Ausnahmen sind hervorzuheben:

- Im Gegensatz zur Volllast-PSA wird davon ausgegangen, dass das Containment zu Beginn des Störfalls offen ist und geschlossen werden muss.
- Im Gegensatz zur Volllast-PSA wird die Operateurchandlung, mit der das System zur gefilterten Containmentdruckentlastung nach einer gewissen Zeit wieder ausser Betrieb genommen wird, mangels entsprechender Vorschriften als fehlgeschlagen angenommen.

In der Stillstands-PSA werden die Freisetzungskategorien nach den Kriterien Freisetzungspfad, Anlagenkonfiguration (vor oder nach dem Brennelementwechsel), Zeitpunkt der Freisetzung und Konsequenz für die Umgebung unterschieden. In den in Tabelle 7.5-1 aufgelisteten Freisetzungskategorien hat der letzte Buchstabe folgende Bedeutung: L (late) steht für die späten Anlagenzustände des Still-

stands, beginnend beim Wiederbeladen des Kerns (POS C10 – C13, siehe auch Tabelle 7.4-1), und E (early) steht für die frühen Anlagenzustände, womit alle anderen POS gemeint sind.

Tabelle 7.5-1: KKG-Freisetzungskategorien

Freisetzungskategorie	Beschreibung	Häufigkeit [1/a]	Anteil [%]
RCA1E	Frühe grosse Freisetzung durch frühen Containmentbypass, frühe Anlagenzustände	$5,75 \cdot 10^{-8}$	2,4 %
RCA1L	Frühe grosse Freisetzung durch frühen Containmentbypass, späte Anlagenzustände	$2,46 \cdot 10^{-10}$	0,0 %
RCB1E	Frühe grosse Freisetzung durch frühes Containmentversagen, frühe Anlagenzustände	$1,21 \cdot 10^{-7}$	5,1 %
RCB1L	Frühe grosse Freisetzung durch frühes Containmentversagen, späte Anlagenzustände	$9,21 \cdot 10^{-8}$	3,8 %
RCB2E	Späte grosse Freisetzung (off-site) durch frühes Containmentversagen, frühe Anlagenzustände	$2,59 \cdot 10^{-8}$	1,1 %
RCB2L	Späte grosse Freisetzung (off-site) durch frühes Containmentversagen, späte Anlagenzustände	$7,72 \cdot 10^{-8}$	3,2 %
RCC3E	Späte, gefilterte Freisetzung durch Versagen des Containmentabschlusses, frühe Anlagenzustände	$3,83 \cdot 10^{-12}$	0,0 %
RCC3L	Späte, gefilterte Freisetzung durch Versagen des Containmentabschlusses, späte Anlagenzustände	$4,30 \cdot 10^{-12}$	0,0 %
RCD2E	Grosse Freisetzung aus dem Containment in den Ringraum (Isolationsversagen oder kleines Leck), Versagen der Ringraumabsaugung, frühe Anlagenzustände	$7,01 \cdot 10^{-10}$	0,0 %
RCD2L	Grosse Freisetzung aus dem Containment in den Ringraum (Isolationsversagen oder kleines Leck), Versagen der Ringraumabsaugung, späte Anlagenzustände	$7,73 \cdot 10^{-10}$	0,0 %
RCE2E	Späte grosse Freisetzung, Containment intakt, CFVS geöffnet, Versagen der Metallfilter, frühe Anlagenzustände	$3,81 \cdot 10^{-8}$	1,6 %
RCE2L	Späte grosse Freisetzung, Containment intakt, CFVS geöffnet, Versagen der Metallfilter, späte Anlagenzustände	$3,58 \cdot 10^{-8}$	1,5 %
RCF3E	Späte Freisetzung, Containment intakt, CFVS geöffnet, keine Deionatnachspeisung, frühe Anlagenzustände	$1,28 \cdot 10^{-8}$	0,5 %
RCF3L	Späte Freisetzung, Containment intakt, CFVS geöffnet, keine Deionatnachspeisung, späte Anlagenzustände	$1,30 \cdot 10^{-8}$	0,5 %
RCG3E	Späte Freisetzung, Containment intakt, erfolgreiche Druckentlastung mit CFVS, frühe Anlagenzustände	$6,70 \cdot 10^{-7}$	28,0 %
RCG3L	Späte Freisetzung, Containment intakt, erfolgreiche Druckentlastung mit CFVS, späte Anlagenzustände	$6,49 \cdot 10^{-7}$	27,1 %
RCJ2E	Späte grosse Freisetzung durch Bypass in den Ringraum, frühe Anlagenzustände	$9,23 \cdot 10^{-10}$	0,0 %
RCJ2L	Späte grosse Freisetzung durch Bypass in den Ringraum, späte Anlagenzustände	$6,80 \cdot 10^{-10}$	0,0 %
RCJ3E	Späte Freisetzung durch Bypass in den Ringraum, frühe Anlagenzustände	$6,09 \cdot 10^{-8}$	2,5 %
RCJ3L	Späte Freisetzung durch Bypass in den Ringraum, späte Anlagenzustände	$3,76 \cdot 10^{-8}$	1,6 %
CDAC4E	Brennstoffzerstörung gestoppt ausserhalb RDB, frühe Anlagenzustände	$1,16 \cdot 10^{-8}$	0,5 %
CDAC4L	Brennstoffzerstörung gestoppt ausserhalb RDB	$2,52 \cdot 10^{-8}$	1,1 %
CDASR4E	Brennstoffzerstörung gestoppt innerhalb RDB, Containment intakt, frühe Anlagenzustände	$1,38 \cdot 10^{-7}$	5,7 %
CDASR4L	Brennstoffzerstörung gestoppt innerhalb RDB, Containment intakt, späte Anlagenzustände	$2,82 \cdot 10^{-7}$	11,8 %
CDALRB4E	Brennstoffzerstörung gestoppt innerhalb RDB, Containment versagt	$1,72 \cdot 10^{-8}$	0,7 %
CDALRB4L	Brennstoffzerstörung gestoppt innerhalb RDB, Containment versagt	$2,58 \cdot 10^{-8}$	1,1 %
CDALRD4E	Brennstoffzerstörung gestoppt innerhalb RDB, Versagen des Containmentabschlusses	$1,21 \cdot 10^{-10}$	0,0 %
CDALRD4L	Brennstoffzerstörung gestoppt innerhalb RDB, Versagen des Containmentabschlusses	$2,71 \cdot 10^{-10}$	0,0 %
CDALRC4E	Brennstoffzerstörung gestoppt innerhalb RDB, Bypass in den Ringraum	$4,43 \cdot 10^{-13}$	0,0 %
CDALRC4L	Brennstoffzerstörung gestoppt innerhalb RDB, Bypass in den Ringraum	$1,64 \cdot 10^{-12}$	0,0 %
RCGAPS	Brennstoffzerstörung im Brennelementbecken verursacht durch herabfallenden Kran	$2,55 \cdot 10^{-9}$	0,1 %
Total		$2,40 \cdot 10^{-6}$	100,0 %

Aus der Tabelle 7.5-1 ist ersichtlich, dass bei rund 55 % der Brennstoffschadenshäufigkeit die Freisetzung durch die gefilterte Druckentlastung gemildert werden kann (Kategorien RCG3E und

RCG3L). Bei weiteren rund 21 % kann die Brennstoffzerstörung gestoppt werden (Kategorien CDAC, CDASR, CDALRB, CDALRC, CDALRD und RCGAPS).

Beurteilung des ENSI

Die Unfallablaufanalyse des Stillstandsmodells entspricht dem Stand von Wissenschaft und Technik. Die verwendeten Ereignisbäume enthalten die wesentlichen Abfragen bezüglich Systemausfälle, Operateurhandlungen und Containmentbelastungen und sind grundsätzlich geeignet, den chronologischen Unfallverlauf genügend detailliert abzubilden. Folgendes Verbesserungspotential wurde identifiziert und in der Aktionsliste festgehalten:

- Das ENSI führte eine Inspektion zur Überprüfung der Positionen der Gebäudeabschlussarmaturen der Durchdringungen 33, 35, 50, 51, 52, 54, 58, 59 und 131 während des Stillstandes durch. Dabei wurde festgestellt, dass die Gebäudeabschlussarmaturen der Durchdringungen 33, 35, 50, 51, 58 und 59 offen waren, d. h. für den Containmentabschluss geschlossen werden müssen. In der Stillstands-PSA wird diese Tatsache bei der Unterscheidung der einzelnen Freisetzungskategorien vernachlässigt.
- Die Quellterme der Volllast-PSA zeigen, dass durch das Wiederschliessen der gefilterten Druckentlastung die Aerosolfreisetzung um ca. einen Faktor 7 reduziert werden kann. Wie gross die entsprechende Reduktion im Anlagenstillstand wäre, hängt davon ab, wie lange die Anlage schon abgestellt ist, da die kurzlebigen Nuklide schnell zerfallen. Die Anleitung im Stillstand durch das Notfallhandbuch ist vergleichbar zur Anleitung bei Volllast. In der Dokumentation ist nicht dargestellt, weshalb das Wiederschliessen der gefilterten Druckentlastung in der Stillstands-PSA nicht modelliert wird.

7.5.4 Quelltermanalyse

In der Stillstands-PSA des KKG wird eine Freisetzung als früh und gross bezeichnet, wenn mehr als $2,0 \cdot 10^{15}$ Bq Iod-131 innerhalb von 10 Stunden nach Beginn des Kernschadens freigesetzt werden. Die entsprechenden Freisetzungskategorien werden zur Gruppe LER (Large Early Release) zusammengefasst.

Im Zeitbereich nach den ersten 10 Stunden wird zwischen folgenden Gruppen unterschieden:

- Freisetzungen, bei denen mehr als $2,0 \cdot 10^{14}$ Bq Cäsium freigesetzt werden, werden in die Gruppe LROFF (Large Offsite Release) eingeordnet.
- Freisetzungen, bei denen weniger als $2,0 \cdot 10^{14}$ Bq Cäsium freigesetzt werden, werden der Gruppe LRON (Large Onsite Release) zugeordnet. Diese Gruppe enthält nur Unfallabläufe, welche zum Zeitpunkt des Integritätsverlustes des Containments einen niedrigen Containmentdruck aufweisen. Aus dieser Gruppe werden die Freisetzungen durch die gefilterte Druckentlastung (Venting) noch separat ausgewiesen (Gruppe VENT).
- Freisetzungen, die durch das Stoppen der Brennstoffzerstörung entweder innerhalb oder ausserhalb des RDBs begrenzt werden können. Diese Gruppe hat keine spezielle Bezeichnung.

Die nachfolgende Tabelle 7.5-2 zeigt aus welchen Freisetzungskategorien die einzelnen Freisetzungsguppen bestehen.

Tabelle 7.5-2: Zuordnung der Freisetzungskategorien

Freisetzungsguppe	Freisetzungskategorie
LER	RCA1E, RCA1L, RCB1E, RCB1L
LROFF	RCE2E, RCE2L, RCB2E, RCB2L, RCJ2E, RCD2L, RCD2E, RCJ2L, RCF2E, RCF2L,
LRON	RCJ3E, RCJ3L, RCF3E, RCF3L, RCC3E, RCC3L
VENT	RCG3E, RCG3L

Mithilfe des MELSIM-Unfallsimulators werden für verschiedene Szenarien Quellterme berechnet. Basierend auf diesen Szenarien werden den Freisetzungsguppen in der GPSA2009 Quellterme zugewiesen. Tabelle 7.5-3 zeigt die in der GPSA2009 ermittelten Freisetzungsaktivitäten pro Jahr der einzelnen Freisetzungsguppen.

Tabelle 7.5-3: KKG-Risikoprofil für den Stillstand (Freisetzungsaktivität pro Jahr)

		Häufigkeit der Freisetzungsguppe [1/a]	Edelgase [Bq/a]	Aerosole [Bq/a]	Halogene [Bq/a]	Cäsium [Bq/a]	Cäsium-iodid [Bq/a]	Freigesetzte Aktivität [Bq/a]
LER	Large Early Release	$2,71 \cdot 10^{-7}$	$1,87 \cdot 10^{12}$	$3,79 \cdot 10^{11}$	$7,86 \cdot 10^7$	$1,33 \cdot 10^{10}$	$1,38 \cdot 10^{11}$	$2,40 \cdot 10^{12}$
LROFF	Late Release Offsite	$1,80 \cdot 10^{-7}$	$6,12 \cdot 10^{11}$	$5,40 \cdot 10^{10}$	$3,42 \cdot 10^7$	$2,70 \cdot 10^9$	$1,64 \cdot 10^{10}$	$6,85 \cdot 10^{11}$
LRON	Late Release Onsite	$1,24 \cdot 10^{-7}$	$5,83 \cdot 10^{11}$	$2,60 \cdot 10^8$	$2,23 \cdot 10^7$	$1,13 \cdot 10^7$	$6,70 \cdot 10^7$	$5,83 \cdot 10^{11}$
VENT	Vented Release	$1,32 \cdot 10^{-6}$	$6,73 \cdot 10^{12}$	$4,75 \cdot 10^8$	$4,49 \cdot 10^8$	$1,25 \cdot 10^6$	$1,00 \cdot 10^7$	$6,73 \cdot 10^{12}$
Total		$1,90 \cdot 10^{-6}$	$9,80 \cdot 10^{12}$	$4,34 \cdot 10^{11}$	$5,84 \cdot 10^8$	$1,60 \cdot 10^{10}$	$1,54 \cdot 10^{11}$	$1,04 \cdot 10^{13}$

Die Gesamtaerosolfreisetzung beträgt $4,34 \cdot 10^{11}$ Bq pro Jahr und wird dominiert durch die in der Gruppe LER zusammengefassten Freisetzungskategorien. Die TRAR (Total Risk of Activity Release) inklusive der Edelgase beträgt $1,04 \cdot 10^{13}$ Bq pro Jahr. Den höchsten Beitrag zur TRAR liefert die Freisetzungsguppe VENT.

Beurteilung des ENSI

Die der Quelltermberechnung zugrunde liegende Methode entspricht dem Stand der Technik. Die Gruppe LER steht für die LERF (Large Early Release Frequency), die Gruppe LROFF für die LRF (Large Release Frequency). Die in der Stillstands-PSA verwendeten Definitionen für die LERF und die LRF entsprechen den Definitionen gemäss der Richtlinie ENSI-A05. Folgender Verbesserungsbedarf wurde identifiziert und entsprechend in der Aktionsliste aufgenommen:

- Die Summe der Häufigkeiten der in Tabelle 7.5-3 aufgeführten Freisetzungsguppen beträgt zusammen $1,90 \cdot 10^{-6}$. Dies ist rund 80 % der Gesamthäufigkeit aller Freisetzungskategorien. Der Grund dafür ist, dass die Freisetzungen der Kategorien ohne fortschreitende Brennstoffzerstörung (wie bei der Volllast-PSA) und die Kategorie RCGAPS nicht in diesen Freisetzungsguppen enthalten sind. Das ENSI ist der Auffassung, dass für diese Kategorien/Gruppen ebenfalls Quellterme auszuweisen sind.

- Für die Freisetzungskategorie CDALRB4E wird kein MELSIM-Szenario berechnet. Basierend auf Übertragbarkeitsüberlegungen wird ein Quellterm eines anderen Szenarios für die Freisetzungskategorie CDALRB4E verwendet. Allerdings erfüllt dieser „Ersatzquellterm“ auch die Bedingungen, um der LERF zugeordnet zu werden. Diese Freisetzungskategorie muss aus Sicht des ENSI somit ebenfalls bei der LERF berücksichtigt (Freisetzungsguppe LER) werden.

7.5.5 Ergebnisse der Stufe-2-PSA für Schwachlast und Stillstand

Die Beiträge der Schwachlastzustände sind in den Resultaten der Volllast-PSA enthalten. Die Häufigkeit einer grossen frühen Freisetzung (LERF) beträgt im Stillstand $2,71 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr. Dominierend sind die Auslöser Brand, Kühlmittelverluststörfälle und Erdbeben, welche zusammen 91,1 % zur LERF beitragen. Die untenstehende Tabelle 7.5-4 zeigt die Beiträge der auslösenden Ereignisse zur LERF.

Tabelle 7.5-4: Beiträge der auslösenden Ereignisse zur LERF

Ereigniskategorie	LERF [1/a]	Anteil
Kühlmittelverluststörfälle (KMV)	$7,70 \cdot 10^{-8}$	28,41 %
Transienten	$1,53 \cdot 10^{-8}$	5,65 %
Interne Ereignisse (Total)	$9,23 \cdot 10^{-8}$	34,06 %
Brand	$1,17 \cdot 10^{-7}$	43,18 %
Interne Überflutung	$1,79 \cdot 10^{-9}$	0,66 %
Interne systemübergreifende Ereignisse (Total)	$1,19 \cdot 10^{-7}$	43,84 %
Erdbeben	$5,29 \cdot 10^{-8}$	19,52 %
Externe Überflutung	$5,44 \cdot 10^{-9}$	2,01 %
Flugzeugabsturz	$2,72 \cdot 10^{-11}$	0,01 %
Verlust der Kühlwasserfassungen	$1,53 \cdot 10^{-9}$	0,56 %
Externe Ereignisse (Total)	$5,99 \cdot 10^{-8}$	22,10 %
Total aller Ereignisse	$2,71 \cdot 10^{-7}$	100,00 %

Die LERF ist rund 9-mal kleiner als die FDF. Tabelle 7.5-5 zeigt die in der GPSA2009 ermittelten Risikobeiträge der einzelnen Betriebszustände.

Tabelle 7.5-5: LERF der verschiedenen Betriebszustände

Betriebszustand		Dauer [h]	LERF [1/a]	Anteil
Abk.	Beschreibung			
A2	Nachwärmeabfuhr	1,9	$3,10 \cdot 10^{-10}$	0,11 %
A3	Ausserbetriebnahme der Reaktorkühlmittelpumpen bei 50 °C	0,0	--	--
A4	Reaktorkühlsystem drucklos – 0 bar	10,2	$1,76 \cdot 10^{-9}$	0,65 %
A5	Reaktor aufheizen starten	2,2	$3,03 \cdot 10^{-10}$	0,11 %
Total A			$2,38 \cdot 10^{-9}$	0,88 %
B2	Nachwärmeabfuhr	5,6	$3,60 \cdot 10^{-10}$	0,13 %
B3	Druck absprühen	10,9	$7,06 \cdot 10^{-10}$	0,26 %
B4	Unterhaltsarbeiten bei Mitte-Loop	79,6	$1,77 \cdot 10^{-8}$	6,55 %
B5	Reaktorkühlsystem gefüllt	23,4	$1,18 \cdot 10^{-9}$	0,43 %
Total B			$2,00 \cdot 10^{-8}$	7,38 %
C2	Nachwärmeabfuhr	5,1	$3,20 \cdot 10^{-8}$	11,81 %
C3	Reaktorkühlmittelpumpen ausser Betrieb genommen	4,8	$4,14 \cdot 10^{-9}$	1,53 %
C45	Entgasen	4,0	$1,64 \cdot 10^{-8}$	6,07 %
C6	Entgasen	18,6	$7,68 \cdot 10^{-8}$	28,34 %
C7	Reaktorgrube füllen	8,5	$2,14 \cdot 10^{-8}$	7,89 %
C8	Kern ausladen	50,3	0	0,00 %
C9	Kern im Brennelementbecken	296,3	$5,49 \cdot 10^{-9}$	2,02 %
C10	Kern einladen	77,7	0	0,00 %
C11	Reaktorgrube füllen	44,8	$1,08 \cdot 10^{-8}$	3,98 %
C12	Mitte-Loop, Deckel geschlossen	39,7	$4,59 \cdot 10^{-8}$	16,95 %
C13	Reaktorkühlsystem gefüllt	39,0	$3,56 \cdot 10^{-8}$	13,16 %
Total C			$2,49 \cdot 10^{-7}$	91,75 %
Gesamttotal aller Betriebszustände			$2,71 \cdot 10^{-7}$	100,00 %

Die Tabelle 7.5-5 verdeutlicht, dass die Revisionsstillstände (Typ C) den dominierenden Beitrag zur LERF liefern. Die Mitte-Loop Betriebszustände (C45, C6, C7, C11 und C12) tragen mit rund 63 % am meisten zur LERF bei Revisionsstillstand bei. Während Unterhaltsarbeiten ohne Öffnung des Reaktorkühlkreises (Typ A) ausgelöste Unfälle tragen nur unwesentlich zur LERF bei. Bezogen auf die Freisetzungskategorien, wird die LERF durch Unfallabläufe mit frühem Containmentversagen dominiert (Freisetzungskategorien RCB1E und RCB1L). Der Einfluss von Bypassszenarien ist deutlich geringer.

Die Resultate einer Unsicherheitsanalyse sind in der folgenden Tabelle 7.5-6 dargestellt.

Tabelle 7.5-6: Mittelwerte und Fraktile der Häufigkeiten der verschiedenen Freisetzungsgruppen

Freisetzungsgruppe	Mittelwert [1/a]	5 % [1/a]	50 % [1/a]	95 % [1/a]
LER	$2,71 \cdot 10^{-7}$	$7,74 \cdot 10^{-8}$	$2,19 \cdot 10^{-7}$	$6,23 \cdot 10^{-7}$
LROFF	$1,80 \cdot 10^{-7}$	$1,43 \cdot 10^{-8}$	$9,18 \cdot 10^{-8}$	$5,92 \cdot 10^{-7}$
LRON	$1,24 \cdot 10^{-7}$	$9,93 \cdot 10^{-9}$	$6,35 \cdot 10^{-8}$	$4,07 \cdot 10^{-7}$
VENT	$1,32 \cdot 10^{-6}$	$3,72 \cdot 10^{-7}$	$1,06 \cdot 10^{-6}$	$3,05 \cdot 10^{-6}$

Gemäss Importanzanalyse liefern auf Ebene der Basisereignisse folgende Ausfälle einen Beitrag von mindestens 2 % zur LERF bei Stillstand:

- Versagen der Brandlöschung mittels portabler Löschausrüstung (28,0 %)
- Rohrbruch im Wärmetauscher TH20 (5,9 %)
- Rohrbruch im Wärmetauscher TH10 (4,9 %)
- Bruch der Rohrdichtung im Wärmetauscher TH20 (4,7 %)
- Bruch der Rohrdichtung im Wärmetauscher TH10 (3,9 %)
- Sumpfansaugventil fälschlicherweise aufgefahren (2,1 %)

Operateurhandlungen, deren Versagen jeweils mindestens 5 % zur LERF beiträgt, sind:

- Schliessen der grossen Montageöffnung im Containment und der grossen Lüftungsleitungen (44,7 %)
- Inbetriebnahme der sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr, Not- und Notstandspeisewasser verfügbar (37,4 %)
- Wiederauffüllen des RDB zur Wiederinbetriebnahme der Nachwärmeabfuhr (19,3 %)
- Nachspeisung von Kühlmittel in den RDB bei nichtisolierbaren Lecks (17,6 %)
- Einspeisen von Feuerlöschwasser in den Reaktorkühlkreislauf (9,7 %)

Beurteilung des ENSI

Die Stufe-2-PSA für Stillstand wurde hinsichtlich Methodik, getroffener Annahmen und ermittelter Resultate vom ENSI überprüft. Das ENSI kommt zum Schluss, dass die Methodik der Stufe-2-PSA im Allgemeinen dem Stand der Technik entspricht. Wesentliche Erkenntnisse sind:

- Die Ereignisbäume der Stufe-2-PSA sind übersichtlich und verständlich. Die meisten relevanten Phänomene werden berücksichtigt. Zur Bewertung einzelner Phänomene hat das ENSI noch einen Verbesserungsbedarf identifiziert.
- Die FDF ist deutlich grösser als die CDF. Da die Stufe-2-PSA für Stillstand ähnlich ist wie diejenige für Vollast, führt dies zu einer deutlich höheren LERF im Stillstand ($2,7 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr) als bei Vollast ($5,1 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr). Nach Auffassung des ENSI ist allerdings mit einer Verände-

rung der Resultate zu rechnen, wenn der für die Stufe-1-PSA identifizierte Verbesserungsbedarf (vor allem betreffend Erdbeben) umgesetzt ist.

- Gemäss Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen soll die Häufigkeit von Freisetzungen radioaktiver Stoffe in gefährdendem Umfang deutlich geringer sein als die Häufigkeit eines Kernschadens. Da die Richtlinie ENSI-A06 dazu keine Präzisierung enthält, wird die Beurteilung auf die für den Leistungsbetrieb geltenden Anforderungen abgestellt ($LERF < 1,0 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr). Vorbehältlich der identifizierten Verbesserungspunkte erfüllt die in der Stillstands-PSA ausgewiesene LERF diese Anforderungen.
- Zur Ausgewogenheit der Risikobeiträge sei Folgendes festgehalten:
 - Das Aerosol-Freisetzungsrisiko wird durch die in der Freisetzungsgruppe LER zusammengefassten Freisetzungskategorien dominiert.
 - Die LERF wird dominiert durch Brände (43 %), Kühlmittelverluste (28 %) und Erdbeben (20 %).
 - Auch für die Schwachlast-Stufe-2-PSA gilt, dass das Versagen des Containmentabschlusses eine deutlich grössere Bedeutung für die LERF hat als die Schwerunfallphänomene. Einen gewissen Betrag zur LERF liefern noch die Phänomene Vessel Rocketing, Wasserstoff-/Kohlenmonoxidverbrennung und Dampfexplosion im RDB.
 - Die Importanzanalyse zeigt die hohe Bedeutung der Nachwärmeabfuhr über die Wärmetauscher des TH-Systems während des Stillstands. Dies ist aufgrund des Anlagendesigns allerdings auch so zu erwarten. Die wichtigsten Operateurhandlungen sind die Schliessung der Containmentöffnungen, die Inbetriebnahme der Wärmeabfuhr via Dampferzeuger sowie die Wiederauffüllung des RDBs.
 - Auffallend ist der hohe Anteil der zu einer grossen frühen Freisetzung führenden Unfallabläufe, die das Basisereignis „Versagen der Brandlöschung mittels portabler Löschausrüstung“ enthalten. Die Beurteilung dieser Tatsache ist in Kapitel 7.4.8 aufgeführt.

Aus den Betrachtungen zur Ausgewogenheit wurden keine spezifischen Anlageschwächen identifiziert. Die LERF wird weitgehend durch die gleichen auslösenden Ereignisse dominiert wie die FDF. Wie schon bei der Stufe-2-PSA für den Volllastbetrieb festgehalten, spielt in Anbetracht der tiefen LERF die Ausgewogenheit eine untergeordnete Rolle.

Die oben dargelegten Erkenntnisse zeigen, dass im Rahmen der Stufe-2-PSA keine Anlageschwächen identifiziert wurden. Aus den identifizierten Verbesserungspunkten bezüglich der Analysen und Dokumentation der Stillstands-Stufe-2-PSA leitet das ENSI nachstehende Forderung ab.

Forderung 7.5-1:

Bis 31. Dezember 2016 sind sämtliche in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte zur Stufe-2-PSA für die Bewertung des Betriebszustandes Stillstand umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt schriftlich darzulegen, wie dieser im neuen Modell bzw. in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

7.6 Zusammenfassende Bewertung

Basierend auf den Resultaten der vom KKG eingereichten PSA (GPSA2009) und den Resultaten der Überprüfung durch das ENSI können zusammenfassend folgende Schlussfolgerungen gezogen werden:

- Das KKG reichte termingemäss eine umfangreiche Dokumentation der GPSA2009 ein. Eine wesentliche Hilfe bei der Überprüfung der PSA leistete ein mitgelieferter so genannter Viewer, mit dem das PSA-Modell am Computer betrachtet werden kann und detaillierte Zwischen- und Endresultate eingesehen werden können. Bei der Überprüfung der Dokumentation wurde jedoch Verbesserungsbedarf identifiziert. So ist die Dokumentation in sich wie auch gegenüber dem Modell an verschiedenen Stellen nicht konsistent. Diesbezügliche spezifische Verbesserungspunkte sind insbesondere in der Aktionsliste festgehalten und in den vorangegangenen Kapiteln der vorliegenden Stellungnahme zusammengefasst dargestellt.
- Mit der GPSA2009 wurden alle erforderlichen Bereiche der PSA aktualisiert. So wurden die Stufe-1-PSA für Volllast/Schwachlast und für Stillstand für interne und externe Ereignisse überarbeitet. Die Modelle für die Stufe-2-PSA (für Volllast/Schwachlast und Stillstand) bauen auf den Modellen der Stufe-1-PSA auf und berücksichtigen somit ebenfalls jeweils ein umfassendes Spektrum auslösender Ereignisse. Dabei erstellte das KKG erstmals eine Stufe-2-PSA für die Bewertung des Anlagestillstandes.
- Die bis Mitte des Jahres 2007 durchgeführten Anlagenänderungen sind in der PSA berücksichtigt. Für die Aufdatierung der Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse wurde die Betriebserfahrung der Jahre bis und mit 2007 herangezogen, zur Aufdatierung der Komponentenzuverlässigkeitskennwerte die Betriebserfahrung der Jahre bis und mit 2004.
- Alle wesentlichen Störfälle sind in dem PSA-Modell der GPSA2009 berücksichtigt. Die Störfallabläufe werden detailliert modelliert und das verwendete Rechenprogramm entspricht dem Stand von Wissenschaft und Technik. Die beigezogenen externen Experten gelten als anerkannt und verfügen über die notwendige Erfahrung. Allerdings hat das KKG entscheidende Annahmen abweichend von denjenigen der externen Experten der Volllast-Stufe-1-PSA selbst getroffen. Diese Modifikationen sowie vom KKG selbst entwickelte Methoden entsprechen aus Sicht des ENSI nicht dem etablierten Stand von Wissenschaft und Technik. Dies betrifft vor allem die Bewertung der menschlichen Zuverlässigkeit und die Erdbeben-PSA. Im Zusammenhang mit diesen Modifikationen hat das KKG auch „Korrekturfaktoren“ an diversen Stellen des PSA-Modells eingeführt, die aus Sicht des ENSI nicht plausibel oder unzureichend begründet sind. Durch die gewählte Vorgehensweise wird das Anlagenrisiko bei Volllastbetrieb systematisch unterbewertet.
- Die Kritikpunkte zur Volllast-PSA betreffen generell auch die Stillstands-PSA. Lediglich die Resultate der HRA der Stillstands-PSA erscheinen insgesamt plausibler als bei der Volllast-PSA.
- Die Stufe-2-PSA ist methodisch grundsätzlich akzeptabel. Da sie auf der Stufe-1-PSA aufbaut, wirken sich die ermittelten Verbesserungspunkte der Stufe-1-PSA auch auf die Belastbarkeit der Resultate der Stufe-2-PSA aus.
- Mit der GPSA2009 weist das KKG ein sehr geringes Anlagenrisiko aus. Insbesondere die CDF ist mit $6,46 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr sowohl im nationalen wie auch im internationalen Vergleich

ausserordentlich niedrig. Aufgrund der aufgeführten Vorbehalte erachtet das ENSI das ausgewiesene Anlagenrisiko als nicht aussagekräftig. Basierend auf dem hochredundanten Design der Anlage, der seismisch robusten Auslegung, Erkenntnissen aus PSA von anderen Schweizer Kernkraftwerken, früheren Analysen vom KKG (die z. B. noch nicht die bemängelten Korrekturfaktoren enthielten) sowie eigenen Analysen geht das ENSI davon aus, dass die Erfüllung der Kriterien zur risikotechnische Bewertung des Sicherheitsniveaus (IAEA, Kernenergieverordnung und UVEK Verordnung SR 732.112.2) nicht in Frage gestellt sind.

- Das KKG weist ein gemäss den Kriterien in der Richtlinie ENSI-A06 ausgewogenes Risikoprofil aus. Zur CDF tragen im Wesentlichen die Ereigniskategorien Erdbeben und Kühlmittelverluststörfälle bei. Der grösste Risikobeitrag zur FDF resultiert aus Bränden. Die LERF wird wesentlich durch das Versagen des Containmentabschlusses bestimmt. Das ENSI kann die Ausgewogenheit aufgrund der aufgeführten Vorbehalte nicht abschliessend beurteilen, geht aber davon aus, dass die entsprechenden Kriterien der Richtlinie ENSI-A06 eingehalten werden können.
- Das KKG identifiziert mithilfe der PSA keine Anlagenschwächen. Auch das ENSI ermittelte keine grundlegenden Anlagenschwächen. Einige wenige anlagenbezogene Verbesserungspunkte betreffen die schriftliche Anleitung von Operateurhandlungen und die Optimierung von administrativen und temporären Schutzmassnahmen gegen externe Überflutungen.
- Ein weiterer Verbesserungspunkt betrifft die Diskussion der ermittelten Resultate, welche in der GPSA2009 nur ansatzweise durchgeführt wurde. Eine kritische Auseinandersetzung mit den Resultaten ist für das ENSI nicht erkennbar.
- Aus dem Umstand, dass die Kernschadenshäufigkeit (CDF: $6,46 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr) kleiner als die Brennstoffschadenshäufigkeit (FDF: $2,40 \cdot 10^{-6}$ Jahr) ist, leitet das KKG die Schlussfolgerung ab, dass Instandhaltungsaktivitäten aus dem Revisionsstillstand ausgelagert und während des Leistungsbetrieb durchgeführt werden sollten. Das KKG erwägt demnach eine Risikoreduktion im Stillstand auf Kosten einer Risikoerhöhung während des Volllastbetriebs. Nach Ansicht des ENSI ist dieses Vorgehen vom KKG nicht sicherheitsgerichtet, da weder Überlegungen zum untypischen Risikoverhältnis zwischen Volllast und Stillstand angestellt noch die Planung und Vorschriften für den Revisionsstillstand hinterfragt werden. Sicherheitsgerichtet wäre es zu prüfen, auf welche anlagentechnische Gegebenheiten dominante Risikobeiträge zurückzuführen sind und wie diese verringert werden können. Die vom KKG ohne entsprechende Überlegungen gezogene Schlussfolgerung, die Wartungen möglichst in den Volllastbetrieb zu verlagern, ist aus sicherheitstechnischen Überlegungen nicht nachvollziehbar.

Insgesamt kann das ENSI bestätigen, dass die Anlage auch gegen auslegungsüberschreitende Störfälle Sicherheitsreserven besitzt. Die mit der GPSA2009 ermittelten Resultate sind aber insgesamt nicht belastbar.

Die (Weiter-)Entwicklung einer PSA sowie deren Anwendung erfordern ein hohes Mass an sicherheitsgerichtetem Denken und Handeln sowie umfassendes Fachwissen. Aus diesem Grund stellt das ENSI folgende Forderung:

Forderung 7.6-1:

Das KKG hat bis zum 31. Dezember 2012 darzulegen,

1. wie es in Zukunft sicherstellen wird, dass es die Verantwortung für die Bewertung der nuklearen Sicherheit (namentlich bei Sicherheitsanalysen, insbesondere der PSA), entsprechend Art. 30 Abs. 1 Bst. g KEV wahrnehmen kann, und
2. wie es die persönliche Eignung des für diesen Bereich verantwortlichen Personals entsprechend Art. 23 der Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen (VAPK) gewährleisten wird.

8 Notfallschutz

Ziel des Notfallschutzes ist der Schutz des Personals und der Bevölkerung vor den Auswirkungen erhöhter Radioaktivität bei Stör- und Unfällen. Zum Schutz der Bevölkerung werden Behörden und Bevölkerung in der Umgebung von Kernanlagen (innerhalb der Notfallschutz-Zonen 1 und 2) über die möglichen Gefahren der Radioaktivität und über Schutzmassnahmen im Voraus informiert. Zudem wird sichergestellt, dass im Ereignisfall die Behörden rechtzeitig gewarnt werden. Die Bevölkerung wird mit Sirenen alarmiert und über Radio angewiesen, entsprechende Schutzmassnahmen zu befolgen, bevor eine erhebliche Freisetzung von Radioaktivität erfolgt.

Verantwortlichkeiten und Aufgaben des Betreibers sind in Verordnungen und Konzepten des Bundes festgelegt und im Notfallreglement der Kernanlage festgeschrieben. Sie werden regelmässig im Rahmen von Übungen und Inspektionen überprüft.

Im Rahmen dieser periodischen Sicherheitsüberprüfung wird nur der anlageninterne Notfallschutz bewertet, da der anlagenexterne Notfallschutz den zuständigen Stellen des Bundes und der Kantone obliegt.

8.1 Anlageninterner Notfallschutz

Der Betreiber ist verantwortlich für das rechtzeitige Erkennen eines Störfalls, das Ergreifen von Gegenmassnahmen in der Anlage und für die zeitgerechte Meldung an die Behörden. Mit einer Notfallorganisation, unterstützt durch Infrastruktureinrichtungen und Handlungsanweisungen in Form einer Notfalldokumentation, werden die Aufgaben des Notfallschutzes wahrgenommen. Dazu stehen ihr geeignete Einrichtungen zur Verfügung.

Angaben des KKG

Der Kraftwerksleiter ist verantwortlich für eine angemessene, dem Stand der Kenntnisse angepasste Notfallvorsorge. Er teilt den Notfallequipen die zur Erfüllung ihrer Aufgaben notwendigen Personen zu, gibt ihnen ausreichend Ausbildungsgelegenheit und gewährt die für die Ausbildung und Ausrüstung notwendigen Mittel.

Der Kraftwerksleiter wird dabei durch den Beauftragten für die Notfallvorsorge unterstützt, welcher Aufgaben im Rahmen der organisatorischen Notfallvorsorge wahrnimmt. Er steht dafür in Kontakt mit den Aufsichtsbehörden von Bund und Kanton.

Die Notfallorganisation besteht aus dem Notfalleiter, dem amtierenden Pikettingenieur, dem Stabschef, dem Notfallstab und den Notfallequipen. Der Notfalleiter, der Pikettingenieur, der Stabschef und der Notfallstab bilden zusammen die Notfalleitung. Im Einsatz wird die Notfallorganisation lagebezogen angepasst, sei es durch ein selektives Aufgebot einzelner Elemente, sei es durch die Ausgliederung nicht benötigter Elemente oder den Zuzug zusätzlicher interner und externer Stellen. Auf diese Weise können, falls notwendig, so genannte Entscheidungshilfen für die Bewältigung schwerer Unfälle (Severe Accident Management Guidance, SAMG) als ein Element für die Bekämpfung von auslegungsüberschreitenden Störfällen integriert werden.

Gemäss dem Bericht Notfallbereitschaft³²⁴ betrafen Verbesserungen in der Notfallorganisation die Einführung der Funktion des Stabschefs und des systematischen Führungsrhythmus. Die Organisation entspricht den Vorgaben gemäss Art. 30 KEV und Anhang 3 KEV sowie der Richtlinie HSK-R-17. Sie erfüllt auch die Anforderungen der Notfallschutzverordnung (SR 732.33).

Neben der Ausbildung von zulassungspflichtigem Personal erfolgen auch periodische Ausbildungen der Mitglieder des Notfallstabs. Der Beauftragte für die Notfallvorsorge ist für die spezielle Ausbildung verantwortlich. Mindestens einmal pro Jahr vermittelt er dem Notfallstab die jeweils notwendigen Kenntnisse. Diese Ausbildung wird seit 2002 systematisch erfasst.

Die Aus- und Weiterbildung der Notfallequipen umfasst die Kenntnisse über Massnahmen im Notfall, Kommunikation innerhalb der Equipen und Kommunikation mit dem Notfallstab. Die Überprüfung der organisatorischen und technischen Mittel erfolgt unter realistischen Einsatzbedingungen in Notfallübungen.

Das Notfallreglement wurde anlässlich der Werksnotfallübung 2006 mit Checklisten für die einzelnen Elemente der Notfallorganisation und deren Alarmierung erweitert, die sich auf Anrieb bewährt haben. Die Verhaltensanweisungen für das Personal bei Notfällen, die Festlegung der Notfallarten sowie Aufgaben, Verantwortlichkeiten und Kompetenzen in Notfallsituationen sind in dem im Jahre 2007 komplett überarbeiteten Notfallreglement³²⁴ festgelegt.

Das Notfallreglement regelt die Massnahmen und das Verhalten von Personen auf dem Kraftwerksareal in Situationen, in welchen die Bevölkerung, die Umwelt, das Personal oder das Kraftwerk gefährdet werden können. Anlagenbezogen deckt es das ganze Spektrum vom Auslegungsstörfall bis hin zum schweren Unfall ab. Es verfügt über klar definierte Schnittstellen zum Störfall-Betriebshandbuch, zum Pikettingenieur-Behelf und zum Notfallhandbuch einschliesslich des Bereichs der Sicherung. Das ereignisorientierte Störfall-Betriebshandbuch wurde in den Jahren 2003/04 durch das symptom-basierte Störfall-Betriebshandbuch abgelöst. Im Jahre 2005 erfolgten dessen Einführung und die Ausbildung des zulassungspflichtigen Personals. Im Notfallhandbuch wurde das Konzept des integrierten Notfallmanagements eingeführt. Das Notfallhandbuch beschreibt das Vorgehen bei einem Notfall vor und nach Eintritt eines Kernschadens (siehe Kapitel 8.3). Die SAMG sind daher ein Teil des Notfallhandbuchs. In Kombination mit dem seit 2000 eingeführten anlagenspezifischen Trainingsimulator konnte damit ein wesentlicher Fortschritt im Hinblick auf die Verbesserung des Störfallmanagements erreicht werden.

Zur Gewährleistung einer effizienten Arbeitsweise stehen für Notfallsituationen ein speziell ausgerüsteter Notfallraum und ein Ersatznotfallraum zur Verfügung. Die Räume sind in Führungs- und Kommunikationsraum unterteilt. Beide sind identisch mit vorbereiteten Führungsmitteln ausgerüstet, einschliesslich der für die Notfallbekämpfung nötigen Dokumentation. Die Infrastruktur genügt den Anforderungen von Art. 94 bis 100 StSV.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Die Beurteilung der Angaben des Anlagenbetreibers zur Notfallorganisation erfolgt auf Basis der Art. 94 bis 100 StSV, der Art. 33 und 41 inkl. Anhang 3 KEV und der Richtlinien ENSI-B12 (Kapitel 4.2) und ENSI-G07 (Kapitel 5.5). Zusätzlich werden das Konzept der eidgenössischen Kommission für ABC-Schutz (KomABC) für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen³²⁵ sowie die Anforderungen in den Abschnitten 2.31 bis 2.38 des IAEA Safety Standard NS-R-2³²⁶ und in den Abschnitten 5.6 bis 5.9 des IAEA Safety Standards GS-R-2³²⁷ herangezogen.

Beurteilung des ENSI

Mit der Einführung des einheitlichen GSKL-Führungsmodells für die Beherrschung von Notfällen im Jahr 2002 und dem gegenseitigen Austausch von Übungsbeobachtern bei Notfallübungen in den

schweizerischen Kernkraftwerken wurde der Erfahrungsaustausch im Notfallschutz verbessert. Die Notfallorganisation wird als Stabsorganisation straff und auftragsorientiert geführt. Das KKG verfügt über eine Notfallorganisation, die bei Eintritt einer Anlagenstörung anhand eindeutig festgelegter Kriterien gemäss dem Leitschema und entsprechenden Checklisten im Notfallreglement aufgebildet wird. Anhand der Notanfallweisungen arbeiten die für den Betrieb zuständige Schichtgruppe, der Picketingenieur, der Notfallstab und die Notfallunterstützungsgruppen strukturiert zusammen. Die Verantwortlichkeiten und die Kriterien zur Übergabe der Verantwortlichkeiten sind festgelegt. Die Notfallorganisation und der Führungsrhythmus werden der Lage angepasst, um eine zeitgerechte und effiziente Bewältigung einer Notfallsituation zu gewährleisten.

Die Notfallvorschriften wurden 2003/04 durch die Überarbeitung des Notfallreglements samt Notfallhandbuch erweitert und Severe Accident Management Guidance (SAMG) neu eingeführt. Diese wurden anlässlich einer Notfallübung 2005 validiert (siehe nächster Abschnitt). Damit wurde der Notfallschutz auf schwere Unfälle ausgeweitet.

Das KKG besitzt aus Sicht des ENSI seit Ende 2005 ein umfassendes, dem Stand der Technik entsprechendes Vorschriftenwerk, das sowohl den Bereich der Auslegungsstörfälle als auch den der auslegungsüberschreitenden Störfälle abdeckt (siehe Kapitel 8.3).

Die Vermittlung der notwendigen Kenntnisse für die Mitglieder des Notfallstabs wie auch der Notfallequipen erfolgt jährlich. Diese Kenntnisse werden unter realistischen Einsatzbedingungen in Notfallübungen überprüft, welche vom ENSI inspiziert werden (siehe auch Kapitel 8.2).

Die Notfallorganisation des KKG erfüllt die Anforderungen der Richtlinien ENSI-B12 und ENSI-G07, des Konzepts für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen der KomABC sowie die der IAEA Safety Standards NS-R-2 und GS-R-2, der StSV und der KEV, wonach der Betreiber einen Störfall erkennen und beurteilen, entsprechende Massnahmen zu dessen Beherrschung treffen sowie für die Alarmierung und die rasche Orientierung der zuständigen Behörden sorgen muss.

8.2 Notfallübungen

Notfallübungen dienen dazu, die Ausbildung und die Zusammenarbeit der Notfallorgane zu fördern und die Notfallbereitschaft unter möglichst realistischen Bedingungen zu üben und periodisch zu überprüfen. Ferner erlauben die Notfallübungen Rückschlüsse auf die Eignung der Struktur der Notfallorganisation des Betreibers, auf den Ausbildungsstand sowie des Ausbildungsbedarfs des eingesetzten Personals.

Angaben des KKG

Gemäss Erfahrungsbericht über die Notfallbereitschaft⁵ hat das KKG im Überprüfungszeitraum 10 interne Notfallübungen, 10 Notfallübungen mit Beobachtung durch die Aufsichtsbehörden und 4 Alarmierungsnotfallübungen durchgeführt. Für die detaillierte Bewertung der Übungsergebnisse wird auf die einzelnen internen Übungsauswertungsberichte verwiesen. Es wird übergeordnet festgehalten, dass alle Zielsetzungen erfüllt wurden, die Facharbeit der einzelnen Notfallequipen gut funktioniert hat und die KKG-Notfallorganisation geeignet ist, um Notfallsituationen in der Anlage zu beherrschen. Die aus den Notfallübungen abgeleiteten wesentlichen Verbesserungsmassnahmen wie Effizienzsteigerung der Notfallorganisation, Optimierung des Informationstransfers und der räumlichen Anordnung der Infrastruktur wurden umgesetzt und erfolgreich getestet.

Im Überprüfungszeitraum wurde jede Notfallart (technischer Notfall, Brand, Personenunfall, Erdbeben und Sicherungsszenarien etc.) mindestens einmal geübt.

Mit der Inbetriebnahme des Simulators wurde eine Möglichkeit geschaffen, das Anlageverhalten auch in Notfallübungen real und zeitgerecht darzustellen. Anlässlich der Übungen in den Jahren 2002, 2006 und 2007 kam der Simulator zum Einsatz.

Bis ins Jahr 2003 erfolgten interne Übungen mehrheitlich bedarfsbezogen, wobei der Notfallstab jedes Jahr mindestens einmal geübt wurde. Ab 2004 wurde zusätzlich eine Systematik eingeführt, die sicherstellt, dass innerhalb von 4 Jahren jedes Element der Notfallorganisation mindestens einmal im Zusammenspiel mit anderen Elementen geübt wird.

Interne Übungen werden unmittelbar nach Übungsende mündlich besprochen. Notwendige Verbesserungen fliessen unter der Verantwortung der Equipenchefs in künftige Ausbildungsprogramme ein.

Im Jahre 2002 wurde ein Ersatznotfallraum in Betrieb genommen, dessen Tauglichkeit in den Notfallübungen in den Jahren 2002, 2003, 2004 und 2007 bewiesen wurde. Mit der Verlegung aller Kommunikationseinrichtungen in einen Nebenraum des Notfallraums wurde im Jahr 2006 eine wesentliche Verbesserung der Infrastruktur realisiert. Gleichzeitig wurden die Führungsplakate (Vorlagen in Postergrösse, z. B. für die Festlegung von Sofortmassnahmen, die Auftragserfassung und die Kontrolle) auf mobile Tafeln aufgezogen, die im Anforderungsfall rasch aufgehängt werden können.

Um die Führung im Notfall adäquat sicherzustellen, muss der Notfalleiter von administrativen Arbeiten entlastet werden. Im Jahre 2001 wurde in der Notfallübung erstmals ein Stabschef eingesetzt und seit 2002 definitiv eingeführt. Mit der 2006 erfolgten Übertragung von Tätigkeiten wie das Nachführen von Führungsplakaten, Entgegennahme von Telefonaten und Meldungen, Texte schreiben etc. an eine vom Stabschef geführte Dienstgruppe konnte eine weitere Optimierung der Stabsarbeit erzielt werden. Gleichzeitig mit der Einführung der Dienstgruppe wurde eine vom Notfallstab geführte Info-gruppe eingeführt, um die Notfallorganisation vom Informationsdruck zumindest teilweise zu entlasten. Beide Gruppen wurden in der Notfallübung 2006 geübt und danach definitiv eingeführt.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Die Beurteilung der Angaben des Anlagenbetreibers zu den Notfallübungen erfolgt auf Basis des Art. 96 StSV, des Art. 33 KEV, des Art. 19 der Verordnung über die Betriebswachen von Kernanlagen SR 732.143.2 (VBWK) und der Richtlinie ENSI-B11. Zusätzlich werden das Konzept der KomABC für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen und die IAEA Safety Standards NS-R-2 (Abs. 2.35, 2.37) und GS-R-2 (Abs. 5.31-5.36) herangezogen.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI hat jährlich die Notfallübungen inspiziert. Anhand dieser Inspektionen konnte die Richtigkeit der Angaben des KKG nachvollzogen werden.

Anlässlich einer Stabsnotfallübung³²⁸ wurde in Anwesenheit des ENSI im Jahre 2005 die Anwendbarkeit der neu entwickelten Severe Accident Management Guidance (SAMG) überprüft und als grundsätzlich geeignet eingestuft (siehe Kapitel 8.3).

Das KKG hat im Überprüfungszeitraum die gemäss der Richtlinie ENSI-B11 vorgesehenen Notfallübungen durchgeführt und dabei die Erfüllung der gesetzten Ziele überprüft.

Die Mitglieder des Notfallstabs und der Notfallequipes werden periodisch geschult. Mit internen und vom ENSI inspizierten Notfallübungen wurden der Ausbildungsstand und die Einrichtungen überprüft und ggf. notwendige Verbesserungen identifiziert. Solche Verbesserungen umfassten unter anderem:

- Optimierung der Stabsarbeit durch die Einführung des Stabschefs und der Dienst- und Info-gruppe
- Optimierung der Infrastruktur im Notfall- und Ersatznotfallraum
- Zusammenarbeit der Notfallschutzpartner (KKG, ENSI, NAZ und Standortkanton) bei der An-ordnung von Schutzmassnahmen für die Bevölkerung
- Verbesserung der Erreichbarkeit der Notfallorganisation durch externe Notfallschutzpartner
- bei Sicherungsereignissen: Einsitznahme eines Vertreters der Polizei in den Notfallstab

Die identifizierten Verbesserungsmassnahmen wurden vom KKG mit Schulungen oder Anpassungen von Notfallvorschriften und Ausrüstungen systematisch bearbeitet. Das ENSI hat die Umsetzung der Verbesserungsmassnahmen überwacht und bei nachfolgenden Notfallübungen einer Prüfung unter-zogen.

Das ENSI stuft die KKG-Notfallorganisation aufgrund ihrer Beobachtungen anlässlich von Notfall-übungen gesamthaft als fähig ein, Notfallsituationen in der Anlage zu beherrschen.

Damit erfüllt das KKG die Anforderungen der StSV, der KEV und der Richtlinie ENSI-B11 sowie die der IAEA Safety Standards NS-R-2 und GS-R-2 bezüglich Notfallübungen vollumfänglich.

8.3 Notfallmanagement bei schweren Unfällen

Für das systematische Notfallmanagement von auslegungsüberschreitenden Störfällen mit stark be-schädigtem Kern (im Folgenden als „schwere Unfälle“ bezeichnet) ist der Einsatz speziell vorbereite-ter technischer Entscheidungshilfen (Severe Accident Management Guidance, SAMG) notwendig. Die SAMG sind in schriftlicher Form bereitgestellte, anlagenspezifische Entscheidungshilfen zur Milde-rung der Auswirkungen eines schweren Unfalls, mit dem Ziel, den Kernschmelzvorgang zu beenden oder zumindest die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung so gering wie möglich zu halten. Es entspricht dem Stand der Technik auf dem Gebiet, dass Erkenntnisse aus Notfallübungen und der Forschung zu schweren Unfällen zur stetigen Verbesserung der SAMG herangezogen werden.

Die HSK (seit 2009 ENSI) verlangte anfangs 1998 die systematische Einführung von SAMG in allen Schweizer Kernkraftwerken und präziserte Ende 2000 diese Forderung inhaltlich.³²⁹ Das KKG reichte im Dezember 2001 ein Konzept zur Erstellung von SAMG ein, welches von der HSK überprüft wurde. Nach Fachgesprächen mit dem KKG legte die HSK im April 2003 das weitere Vorgehen zur Entwick-lung und Einführung der SAMG fest. Im Mai 2005 reichte das KKG der HSK ein durch SAMG ergänz-tes Notfallhandbuch (NHB) als Entwurf ein. Ferner lieferte das KKG eine Hintergrunddokumentation für mitigative Notfallmassnahmen (Stand April 2005), welche die technischen Grundlagen der SAMG beschreibt. Basierend auf den Erfahrungen einer Stabsausbildung (Oktober 2005) und einer Stabs-notfallübung (November 2005) wurde das NHB in einigen Punkten überarbeitet. Insbesondere wur-de die Wasserstoffkonzentration im Containment als zusätzliches Kriterium für den Einstieg in die SAMG ergänzt. Ende 2005 implementierte das KKG das durch SAMG ergänzte NHB. Aufgrund von Erfahrungen mit einer Notfallausbildung sowie Forderungen der HSK erfolgten in den Jahren 2006 und 2007 weitere Anpassungen des NHB.

Im Zuge der SAMG-Entwicklung wurden vom KKG Anlagenänderungen zur Verbesserung des Notfallmanagements identifiziert und umgesetzt. Hierzu gehören eine Diagnosehilfe (Kohlenmonoxidmessung in der Containmentatmosphäre) sowie die Einführung zusätzlicher Notfallmassnahmen (z. B. Nachspeisung des Brennelementlagerbeckens mittels Feuerlöschsystem).

Angaben des KKG

Der Bewilligungsinhaber erläutert in einem spezifischen PSÜ-Bericht⁵ zur Notfallbereitschaft das im Überprüfungszeitraum eingeführte Konzept des integrierten Notfallmanagements. Dementsprechend ist das Notfallhandbuch (NHB) das massgebende Dokument, in dem die Massnahmen zur Notfallbekämpfung im auslegungsüberschreitenden Bereich (Accident Management) beschrieben sind. Das NHB beschreibt das Vorgehen bei einem Notfall sowohl vor als auch nach Eintritt eines Kernschadens. Das Vorgehen vor Kernschadenseintritt ist schutzzielorientiert und umfasst präventive Notfallmassnahmen. Dagegen ist das Vorgehen nach Kernschadenseintritt zustandsorientiert und umfasst mitigative Notfallmassnahmen, welche zum Notfallmanagement bei schweren Unfällen gehören. Das NHB, welches anlässlich einer Notfallübung bereits getestet wurde, wird hinsichtlich seiner Aktualität bezüglich des Stands von Wissenschaft und Technik periodisch überprüft und bei Anlagenänderungen dem Zustand der Anlage angepasst.

Das NHB deckt den Leistungsbetrieb und den Stillstand ab, wobei für den Stillstand mit geschlossenem Reaktorkühlkreislauf (RKL) die Anweisungen für den Leistungsbetrieb gelten.

Bei geschlossenem RKL (Leistungsbetrieb oder entsprechende Konfigurationen im Stillstand) wird der Übergang vom präventiven in das mitigative Notfallmanagement und somit der Einstieg in die SAMG vorgeschrieben, wenn eines der folgenden Kriterien erfüllt ist:

- (gemessene) Brennelementaustrittstemperatur grösser 620 °C
- Verletzung von mindestens zwei (beliebigen) Schutzzielen und eine Dosisleistung im Containment (im NHB als „Sicherheitsbehälter“ oder kurz „SHB“ bezeichnet) grösser 10 000 mSv/h
- Wasserstoffkonzentration im SHB grösser 0,5 Vol.-%

Der daraufhin zu bearbeitende NHB-Teil umfasst Anleitungen zur Diagnose des Anlagenzustands nach einem schweren Unfall. Hierzu werden drei Kernschadenzustände (z. B. Kern geschmolzen bei noch intaktem Reaktordruckbehälter) und neun SHB-Zustände (z. B. SHB-Integrität gefährdet) unterschieden. Jeder der sich daraus ergebenden Kombination wird eine Strategie (z. B. die Sicherstellung der SHB-Integrität bei geschmolzenem Kern und noch intaktem Reaktordruckbehälter) zugewiesen, innerhalb derer mittels Flussdiagramm die Auswahl von Notfallmassnahmen (z. B. SHB-Druckentlastung) gesteuert wird. Hinsichtlich Anweisungen zur Ausführung dieser Massnahmen wird auf konkrete Prozeduren (Kapitel im NHB oder BHB) verwiesen. Die inhaltliche Zuordnung dieser Prozeduren orientiert sich an den für das KKG definierten Schutzzielen wie z. B. SHB-Integrität.

Im Notfall bei geöffnetem RKL (Störung der Wärmeabfuhr aus dem RDB oder Brennelementlagerbecken) ist gemäss NHB die Strategie („Notfallstrategie im Anlagenstillstand“) zu verfolgen, welche sowohl den präventiven als auch den mitigativen Bereich der Störfallbehandlung umfasst. Gemäss zusätzlichen Angaben des KKG (vom Dezember 2009) würde innerhalb dieser Strategie die Priorität vom präventiven zum mitigativen Notfallmanagement wechseln, wenn die Nachwärmeabfuhr aus dem

Brennelementbecken bzw. RDB nicht mehr sichergestellt ist und somit ein (potenzielles) Versagen des Aktivitätseinschlusses vorliegt.

Beurteilungsgrundlagen des ENSI

Art. 7 KEV verlangt, dass gegen Störfälle, bei denen radioaktive Stoffe in gefährdendem Umfang freigesetzt werden können, zusätzlich vorbeugende und lindernde Vorkehrungen im technischen, organisatorischen und administrativen Bereich zu treffen sind.

Gemäss KEV Anhang 3 stellt SAMG einen Teil der technischen Betriebsdokumentation eines KKW dar. Diese ist gemäss Art. 28 KEV beim Betriebsbewilligungsgesuch für eine Neuanlage einzureichen und gemäss Art. 41 KEV während der gesamten Betriebsdauer der Anlage nachzuführen.

Die Richtlinie HSK-R-103 verweist auf die Notwendigkeit von SAMG bei der Bewältigung eines schweren Unfalls. Die konkreten Anforderungen an SAMG sind in der Richtlinie ENSI-B12 festgelegt.

Beurteilung des ENSI

Das ENSI betrachtet die KKG-SAMG mit der unten aufgeführten Ausnahme als konform mit den Anforderungen der Richtlinie ENSI-B12. Als positiv hervorzuheben sind insbesondere:

- die umfangreiche und ausführliche Darlegung von Simulationsergebnissen zum Ablauf von Störfällen während des Leistungsbetriebs in der vorliegenden Hintergrunddokumentation für mitigative Notfallmassnahmen,
- die Berücksichtigung von Erkenntnissen aus Stabsausbildungen und Stabsnotfallübungen zu Störfällen während des Leistungsbetriebs zur weiteren Optimierung der Notfallvorbereitung,
- die für Störfälle während des Leistungsbetriebs klar und eindeutig definierten Kriterien für den Übergang vom präventiven zum mitigativen Notfallmanagement,
- die Anweisungen im NHB zur regelmässigen Ermittlung des aktuellen Anlagenzustands und der daraus abzuleitenden Strategien (einschliesslich Priorisierung) und
- die nach Strategien strukturierte Anleitung zur Ergreifung von Notfallmassnahmen.

Die KKG-SAMG sind zustandsorientiert aufgebaut, wobei die Zustandsdiagnose durch symptomorientierte Anweisungen unterstützt wird. Mit dieser Eigenschaft betrachtet das ENSI die Forderung nach einer symptomorientierten Grundlage (gemäss Richtlinie ENSI-B12, Kap. 4.4.1 Bst. b) als erfüllt.

Nach eingehender Prüfung von Detailspekten der Anforderungen gemäss Richtlinie ENSI-B12 leitet das ENSI jedoch folgenden Punkt mit Verbesserungspotenzial ab:

Für Störfälle während des Stillstands bei geöffnetem RKL wird im NHB nicht zwischen dem präventiven und mitigativen Bereich der Störfallbehandlung unterschieden. Zu dem in der zusätzlichen Angabe des KKG (vom Dezember 2009) erläuterten Prioritätenwechsel findet sich im NHB kein expliziter Hinweis. Das ENSI erachtet einen klar und eindeutig definierten Übergang von der präventiv ausgerichteten Störfallbehandlung zur mitigativ ausgerichteten Störfallbehandlung (gemäss Richtlinie ENSI-B12, Kap. 4.4.3 Bst. c) als notwendig. Das ENSI erhebt daher die nachfolgende Forderung:

Forderung 8.3-1:

Bis zum 31. Dezember 2012 ist für Störfälle während des Stillstands bei geöffnetem Reaktorkühlkreislauf im Notfallhandbuch festzulegen, unter welchen Bedingungen vom präventiven zum mitigativen Notfallmanagement überzugehen ist.

9 Gesamtbeurteilung

9.1 Vorgaben

Gemäss Art. 4 Abs. 1 KEG gilt als genereller Grundsatz für die Nutzung der Kernenergie, dass Vorsorge gegen eine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe sowie eine unzulässige Bestrahlung von Personen im Normalbetrieb und bei Störfällen zu treffen ist. Die bei Normalbetrieb und Störfällen einzuhaltenden Dosisgrenzwerte sind in der Strahlenschutzverordnung festgelegt.

In der Kernenergieverordnung sind international anerkannte Grundsätze für zu treffende Vorsorge bzw. Schutzmassnahmen festgelegt. Insbesondere bedarf es gemäss Art. 8 Abs. 1 der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2) zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit einer gestaffelten Sicherheitsvorsorge, die voneinander unabhängige Schutzmassnahmen auf mehreren Ebenen umfasst. Die Massnahmen der Ebenen 1 bis 3 dienen der Vermeidung und Beherrschung von Störfällen, sodass eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in gefährdendem Umfang verhindert wird. Mit den Massnahmen der Ebene 4 soll bei über die Auslegung der Anlage hinausgehenden Störfällen ein Kernschaden möglichst verhindert, zumindest aber eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in gefährdendem Umfang begrenzt werden. Mit den Massnahmen der Ebene 5 wird die Bevölkerung bei schweren Unfällen vor unzulässiger Bestrahlung soweit möglich geschützt.

Das Ziel dieser periodisch durchzuführenden Sicherheitsüberprüfung ist zu beurteilen, ob die nach Art. 4 Abs. 1 KEG zu treffende Vorsorge im KKG ausreichend ist oder ob Nachrüstmassnahmen notwendig bzw. angemessen sind. Entsprechend der Richtlinie HSK-R-48 ist hierfür eine ganzheitliche sicherheitstechnische Beurteilung des Kernkraftwerks durchzuführen, die alle Ebenen der gestaffelten Sicherheitsvorsorge umfasst. Darauf basierend wird abschliessend beurteilt, ob die in der Richtlinie HSK-R-48 genannten, grundlegenden Schutzziele zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit erfüllt sind. Die vier grundlegenden Schutzziele sind (vgl. Art. 1 Bst. d der Verordnung SR 732.112.2):

1. Kontrolle der Reaktivität
2. Kühlung der Kernmaterialien und radioaktiven Abfälle
3. Einschluss der radioaktiven Stoffe
4. Begrenzung der Strahlenexposition

In der Richtlinie HSK-R-48 wird als zweites Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“ genannt. Das hier aufgeführte 2. Schutzziel ist umfassender.

In Anhang 5 der Richtlinie HSK-R-48 sind die einzelnen Schutzziele in zugehörige Sicherheitsfunktionen unterteilt. Die Schutzziele 1 bis 3 dienen letztlich dazu, das vierte, übergeordnete Schutzziel „Begrenzung der Strahlenexposition“ zu gewährleisten.

Angaben des KKG

Im Rahmen der Sicherheitsstatusanalyse (SSA) bewertet das KKG die Einhaltung der drei Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente“ und „Begrenzung der Abgabe radioaktiver Stoffe“. Das Schutzziel „Begrenzung der Strahlenexposition in der Umgebung“ ist nach Meinung des KKG kein ergänzendes Schutzziel, sondern stellt faktisch das übergeordnete Sicherheitsziel dar. In der SSA konzentriert sich das KKG bei der schutzzielorientierten Überprüfung auf die der Sicher-

heitsebene 3 zuzuordnenden Ereignisabläufe inklusive der zur Beherrschung, d. h. zur Einhaltung von Grenzwerten, notwendigen Sicherheits-, System- und Bauwerksfunktionen.

Ebenso wird in der SSA bewertet, wie auf den Sicherheitsebenen 4 und 5 die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt durch Reserven in der Auslegung sowie durch zusätzliche punktuelle Massnahmen unter Berücksichtigung der Verhältnismässigkeit präventiv verhindert bzw. mitigativ vermindert werden. Das KKG hat die mitigativen Massnahmen der Sicherheitsebene 5 zugeordnet.

Auf die Sicherheitsebenen 1 und 2 geht das KKG in der SSA insoweit ein, als aus der Betriebserfahrung auf die Zuverlässigkeit der hierfür relevanten Sicherheitseinrichtungen geschlossen werden können.

Einige schutzzielübergreifende Massnahmen (z. B. Qualitätssicherung, sicherheitsorientierte Organisation, Instandhaltung) ordnet das KKG den beiden Sicherheitsebenen 1 und 2 zu. Andere schutzzielübergreifende Massnahmen, wie z. B. das Zusammenwirken von Mensch und Umwelt sowie den Schutz von Systemfunktionen durch Bauwerksfunktionen, werden am Schluss der SSA separat bewertet.

Beurteilung des ENSI

Die Angaben des KKG zur ganzheitlichen sicherheitstechnischen Beurteilung seiner Kernanlage orientieren sich nur teilweise an den Vorgaben der HSK-R-48. Es fehlt insbesondere eine zusammenfassende Bewertung der einzelnen Ebenen der gestaffelten Sicherheitsvorsorge. Ebenso orientiert sich die schutzzielorientierte Gesamtbewertung in der SSA nicht an die Struktur der im Anhang 5 der Richtlinie HSK-R-48 aufgeführten Aspekte. Stattdessen bewertet das KKG in der SSA die Erfüllung von Sicherheitsfunktionen und konzentriert sich hierbei auf die Sicherheitsebenen 3 und 4. Zudem berücksichtigt die KKG-Bezeichnung des dritten Schutzziels „Begrenzung Aktivitätsabgaben“ zwar die Freisetzung radioaktiver Stoffe nach aussen, deckt aber nicht alle Aspekte des Schutzziels „Begrenzung der Strahlenexposition“ ab. Beispielsweise fehlen Bewertungen bezüglich Strahlenexposition des Personals innerhalb der Anlage, Direktstrahlung ausserhalb der Anlage sowie Mess- und Meldepflichten zur Begrenzung der Strahlenexposition der Bevölkerung nach einer unzulässigen Abgabe radioaktiver Stoffe. Die Schutzzielbezeichnung „Begrenzung Aktivitätsabgaben“ ist weder in Übereinstimmung mit der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2) noch mit den Angaben in der HSK-R-48.

Die Zuordnung anlageinterner mitigativer Massnahmen zur Sicherheitsebene 5 widerspricht der Definition der Sicherheitsebene 5 gemäss IAEA Safety Standard NS-R-1. Ziel der Sicherheitsebene 5 ist ausschliesslich die Linderung der radiologischen Auswirkungen der freigesetzten Stoffe. Alle Massnahmen zur Verminderung der im Falle eines schweren Unfalls freigesetzten Stoffmenge sind Teil der Sicherheitsebene 4.

Da eine an Sicherheitsebenen orientierte Gesamtbewertung in der PSÜ KKG 2008 fehlt, stützt sich die nachfolgende ganzheitliche sicherheitstechnische Beurteilung der einzelnen Ebenen der gestaffelten Sicherheitsvorsorge auf die ENSI-Beurteilungen in den vorangehenden Kapiteln. Die Gesamtbewertung durch das ENSI umfasst zudem eine kurze Bewertung der drei Rückhaltebarrieren sowie eine zusammenfassende Bewertung der Einhaltung der grundlegenden Schutzziele, wie sie oben aufgeführt sind. Damit lehnt sich das ENSI an die jährlich für jedes Kernkraftwerk durchgeführten systematische Sicherheitsbewertung an, die jeweils im Aufsichtsbericht veröffentlicht wird.

9.2 Sicherheitsebenen-Beurteilung

9.2.1 Vorsorge auf der Sicherheitsebene 1

Das Ziel der auf dieser Ebene getroffenen Massnahmen liegt darin, Abweichungen vom Normalbetrieb zu vermeiden. Der Betriebsverlauf des KKG war innerhalb des Überprüfungszeitraums gut. Dies zeigt sich vor allem beim Vergleich der WANO-Indikatoren mit anderen Kernanlagen weltweit. Die Arbeitsausnutzung und die Zeitverfügbarkeit bewegen sich auf einem sehr hohen Niveau, meist über 90 %. Die Nichtverfügbarkeiten waren im Überprüfungszeitraum grösstenteils auf die Revisionsstillstände zurückzuführen. Einzig das Jahre 2005 war geprägt durch eine lange Revisionsdauer, die aufgrund der Erneuerung und erfolgreichen Inbetriebnahme der primärseitigen Druckbegrenzung und -entlastung (Projekt PISA) insgesamt 41 Tage dauerte.

Die hohe Verfügbarkeit der Anlagen im KKG spricht für eine konsequente und erfolgreiche Umsetzung des Konzepts der vorbeugenden Instandhaltung. Die Umsetzung der Wiederholungsprüfprogramme entspricht weitgehend die Anforderungen, wobei das ENSI jedoch eine dem aktuellen Regelwerk angepasste Prüfliste für die sicherheitstechnisch klassierten mechanischen Ausrüstungsteile fordert.

Die vom KKG angewandte modifizierte koordinierte Li/B-Fahrweise hat sich nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik besonders günstig hinsichtlich Minimierung der mobilisierbaren Korrosionsproduktmenge erwiesen. Dies ist in Übereinstimmung mit den niedrigen Mengen an Korrosionsprodukten, die im KKG-Primärkühlmittel gemessen werden. Weltweit wird dem Primärkreislauf zunehmend Zink zugesetzt. Im Falle vom KKG hat die Zugabe von abgereichertem Zinkoxid ins Primärkühlmittel zur erwünschten Reduzierung der Dosisleistung beigetragen.

Im Bereich des Strahlenschutzes verlangte das ENSI im Überprüfungszeitraum eine Aktualisierung der radiologischen Zonenpläne. Das KKG ist dieser Forderung termingerecht nachgekommen. Die Pläne stimmen mit den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-07 überein.

Die radiologische Überwachung und die Bilanzierung der Abgaben über die Fortluft entsprechen den gesetzlichen und behördlichen Vorgaben und arbeiteten im Überprüfungszeitraum zuverlässig. Einzig die Edelgasmonitore arbeiteten nicht immer zuverlässig. Hier hat das ENSI eine Überprüfung der Auslegung gefordert. Die Abgaben über die Abluft lagen deutlich unter den behördlichen Richtwerten und können als optimiert bezeichnet werden.

Das ENSI stellt fest, dass das KKG im Bereich Strahlenschutz über ein umfassendes Überwachungskonzept sowie über eine ausreichende, dem Stand der Technik weitgehend entsprechende Überwachungsinstrumentierung verfügt. Die Beschreibung der Verfahren, der Geräte, der Vorgaben sowie der Zuständigkeiten ist in einer Vielzahl von Dokumenten verteilt, was nicht optimal ist und zu einer Forderung seitens ENSI führte.

9.2.2 Vorsorge auf der Sicherheitsebene 2

Das Ziel der auf dieser Ebene getroffenen Massnahmen liegt darin, Abweichungen vom Normalbetrieb (Betriebsstörungen) so abzufangen, dass eine Anregung von Sicherheitssystemen möglichst vermieden wird. Innerhalb des Beurteilungszeitraumes wurden alle Betriebsstörungen durch Regel- und Begrenzungssysteme abgefangen. Dazu gehören u. a. die Kühlmittel-Druck-Begrenzung, das Steuerelementeinwurfssystem (STEW), die Stabfahrbegrenzung (STAFAB) die Reaktorleistungsbegrenzung (RELEB) und die Leistungsverteilungsüberwachung (LVÜ). Die in diesem Zusammenhang

oft erforderlichen automatischen Leistungsreduktionen durch Steuerelementeinwurf oder Regelung des Borgehalts über das Volumenregelsystem verliefen auslegungsgemäss. Die Sicherheitsgrenzen wurden eingehalten und die Integrität der Rückhaltebarrieren blieb erhalten. Die im Beurteilungszeitraum aufgetretenen Betriebsstörungen sind durch die bestehenden deterministischen Störfallanalysen abgedeckt.

Die Betriebserfahrungen der Begrenzungssysteme sind gut. Die Anzahl und Art der im Überprüfungszeitraum aufgetretenen Störungen entsprachen den Erwartungen. Bei allen Störungen waren unterschiedliche Baugruppen betroffen. Die Ausfälle wurden sorgfältig untersucht und abgeklärt, ob es sich dabei um einen Einzelfehler handelt, oder ob ein systematischer Fehler vorliegt. Als besonderes Vorkommnis ist der Stabflehleinfall eines Steuerelements bei Volllast zu erwähnen. Diese Störung wurde auslegungsgemäss beherrscht. Zudem wurde eine Schaltungsanpassung zur Verhinderung von Fehlanregungen der D-Bank-Steuerstafelbegrenzung durchgeführt.

Bemerkenswert ist, dass es im Bewertungszeitraum zu keiner Schnellabschaltung kam. Alle Betriebsstörungen wurden letztlich durch Begrenzungssysteme der Sicherheitsebene 2 beherrscht. Die letzte Schnellabschaltung im KKG datiert aus dem Jahre 1990. Während mehr als 21 Jahren – zwischen dem 11. Dezember 1990 und dem 30. Juni 2012 – erfolgte keine Schnellabschaltung, was weltweit einmalig ist.

Die Wiederholungsprüfprogramme umfassen periodische Funktionsprüfungen in der Hauptrevision und während des Leistungsbetriebs. Die Prüf- und Instandhaltungsstrategien haben sich bewährt. Der vorsorgliche Austausch von Komponenten wurde dann durchgeführt, wenn aufgrund von Ausfällen ein systematisches Ausfallverhalten angenommen werden musste. Beispielsweise wurden aufgrund von Prüfergebnissen die Relais systematisch ausgetauscht.

Der Ersatz der Begrenzungssysteme aufgrund der Ersatzteilproblematik und fortschreitender Alterung wird vom ENSI im Hinblick auf die bisherige Einsatzdauer und einen weiteren langjährigen Betrieb des KKG als notwendig erachtet.

9.2.3 Vorsorge auf der Sicherheitsebene 3

Das Ziel der auf dieser Ebene getroffenen Massnahmen liegt darin, die der Auslegung zugrunde liegenden Störfälle so zu beherrschen, dass die Anlage jederzeit in einen sicheren Zustand überführt und ein Kernschaden vermieden wird. Wie bereits erwähnt, wurden im Bewertungszeitraum sämtliche Anlagestörungen durch Begrenzungssysteme (Sicherheitsebene 2) abgefangen. Es kam nie zur Anregung von Sicherheitssystemen der Sicherheitsebene 3.

Zu den zur Störfallbeherrschung notwendigen Sicherheitssystemen gehören das nukleare Not- und Nachkühlsystem, die Notspeisewassersystem, das Notstandsystem, das nukleare Zwischenkühlwasser- und das nukleare Nebenkühlwassersystem, die Notstrom- und Notstanddieselanlage sowie das Reaktorschutzsystem. Eine Reihe von Nachrüstungen verbesserte die Zuverlässigkeit dieser Systeme. Dazu gehören Änderungen an Armaturen und Pumpen sowie der Austausch von Zwischenkühlern. Zu erwähnen ist insbesondere die Nachrüstung eines kompletten sicherheitsklassierten dritten Stranges zur Brennelement-Beckenkühlung. Beim Abfahren der Anlage steht damit ein von der Not- und Nachkühlung unabhängiger Strang zur Brennelement-Beckenkühlung zur Verfügung. Gesamthaft kommt das ENSI zum Ergebnis, dass durch die Nachrüstung die Verfügbarkeit der Brennelement-Beckenkühlung im Normalbetrieb und bei Störfällen wesentlich verbessert wurde. Auch die Nachrüs-

tung der Notstandsspeisepumpen zum Bespeisen druckloser Dampferzeuger beurteilt das ENSI als eine Verbesserung der ursprünglichen Auslegung.

Den Ersatz der zwei Sicherheitsventile durch drei eigenmediumgesteuerte Sicherheits-/Abblaseventile (Projekt PISA) beurteilt das ENSI als Verbesserung der primärseitigen Druckbegrenzung, mit der die Zuverlässigkeit dieser Sicherheitsfunktion erhöht wurde bei gleichzeitiger Reduktion der Belastung der Komponenten des Primärsystems im Anforderungsfall. Die Realisierung einer diversitären Ansteuerung der Sicherheitsventile durch Magnet- oder federbelastete Vorsteuerventile beurteilt das ENSI als weitere Erhöhung der Verfügbarkeit der Druckbegrenzungsfunktion, weil damit der Ausfall mehrerer Sicherheitsventile wegen einer Ursache in der Ansteuerung ausgeschlossen werden kann. Das KKG hat mit der Nachrüstung einer kontinuierlichen Entgasung im Druckhalterdom sowie der kompakten Bauweise der Sicherheits-/Abblaseventile den Erfahrungen in anderen Kernanlagen Rechnung getragen, um Ansammlungen von Radiolysegasen zu verhindern. Störungen durch Reaktionen von Radiolysegase können deshalb in diesem Bereich ausgeschlossen werden.

Das ENSI beurteilt den Ersatz der Sumpfsiebe durch austenitische Filterkassetten mit wesentlich vergrößerter Oberfläche und geringem Lochdurchmesser als positiv. Mit dem Einbau der Filterkassetten wird die Kernkühlung bei schweren Unfällen mit grösseren Margen sichergestellt als bisher. Mit dieser Nachrüstung wird dem Stand der Nachrüsttechnik entsprochen. Bei der Beurteilung der Wirksamkeit der Sumpfsiebe wurde deutlich, dass das in der Anlage verwendete Isolationsmaterial sowie deren Kapselung mitentscheidend für die Dimensionierung der Siebflächen ist. Das KKG hat sich im Rahmen der eingereichten Unterlagen zur PSÜ nicht über Änderungen der Isolierung der Leitungen und Anlagenteile im Containment geäußert wie sie bei grösseren Anlagenänderungen auftreten können. Das ENSI hat das KKG deshalb aufgefordert, hierzu schriftlich Stellung zu nehmen.

Bei den regelmässigen Prüfungen der Sicherheitssysteme sind nur selten Funktionsstörungen aufgetreten. Vereinzelt hat das ENSI festgestellt, dass die Wiederholungsprüfprogramme die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 nicht vollständig erfüllen. Eine entsprechende Verbesserung hat das ENSI gefordert.

Bei der Beurteilung der Sicherheitssysteme kommt das ENSI gesamthaft zum Ergebnis, dass diese mit den erfolgten Nachrüstungen dem Stand der Nachrüsttechnik weitgehend entsprechen. Die Anlagenänderungen werden als wesentliche Verbesserungen zur Beherrschung potenzieller Störfälle bewertet. Allerdings bleibt zu erwähnen, dass die Modernisierung der leittechnischen Sicherheitseinrichtungen aufgrund der Ersatzteilproblematik, deren fortschreitender Alterung und der Entwicklung im Leittechnikbereich notwendig ist, um einen weiteren sicheren Betrieb des KKG zu gewährleisten. Das ENSI hat dazu eine entsprechende Forderung gestellt.

Mit *deterministischen Störfallanalysen* wird das korrekte Verhalten der Anlage bei Auslegungsstörfällen überprüft, die zu Anforderungen von Systemen der Sicherheitsebene 3 führen. Damit wird nachgewiesen, dass bei Auslegungsstörfällen keine unzulässigen Freisetzungen radioaktiver Stoffe, keine unzulässigen Bestrahlungen von Personen und keine unzulässigen Schäden an der Anlage auftreten. Es werden diejenigen Störfälle untersucht, welche die maximalen Beanspruchungen an den für die nukleare Sicherheit relevanten Systemen verursachen und die höchsten Anforderungen an die Anlage und die Sicherheitssysteme stellen. Eine definierte Auswahl von Störfallanalysen bildet das abdeckende Spektrum, auf dessen Basis nachgewiesen wird, dass die grundlegenden Schutzziele, wie sie in der UVEK-Verordnung SR 732.112.2 definiert sind, eingehalten werden. Die Störfälle des abdeckenden Spektrums werden auch als anforderungsbestimmend bezeichnet (im Sinne der Bestimmung der Anforderungen an die Schutzmassnahmen).

Das Spektrum der analysierten Störfälle umfasst im Wesentlichen Reaktivitätsstörungen, Störungen des Gleichgewichts zwischen Wärmeproduktion und Wärmeabfuhr, Kühlmittelverluststörfälle, Dampferzeugerheizrohrbrüche, Verlust der externen und/oder internen Wechselstromversorgung, Versagen der Reaktorschnellabschaltung, interne Brände und Überflutungen sowie eine Reihe von durch extern ausgelöste Ereignisse bedingte Störfälle wie Erdbeben, Überflutung und schwere Unwetter. Das abdeckende Spektrum der Störfälle, wie es vom KKG analysiert wurde, umfasst alle die nach Art. 8 KEV und der Richtlinie ENSI-A01 geforderten auslösenden Ereignisse.

Der Leck-vor-Bruch-Nachweis für das Abreißen einer Hauptkühlmittelleitung wurde im Überprüfungszeitraum vom KKG erbracht. Dieser beinhaltet den Ausschluss von Brüchen, die grösser als 0,1 F (Bruchfläche bezogen auf die Querschnittsfläche) sind. Damit ist ein doppelendiger (2F-)Bruch der Hauptkühlmittelleitung ein auslegungsüberschreitender Störfall. Er wird aber als Auslegungsbasis für die Notkühlsysteme weiterhin analysiert. Die mechanischen Folgen des 2F-Bruches sind hingegen nicht mehr auszuweisen.

Die von KKG verwendeten Methoden und Rechenmodelle stimmen weitgehend mit dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik überein. Vereinzelt sind allerdings Nachbesserungen in den Analysen notwendig und werden vom ENSI gefordert. Dazu gehören beispielsweise:

- nicht korrekte Berücksichtigung der Störfallvorschriften in den Analysen
- fehlende Begründung für verwendete Modellannahmen
- in einzelnen Schritten unvollständige Übereinstimmung mit den Vorgaben des Regelwerkes und dem Stand von Wissenschaft und Technik
- Erdbebenanalysen, die methodisch nicht dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen

Grundsätzlich kann aber festgestellt werden, dass die Defizite in der Nachweisführung und Dokumentation die Sicherheit der Anlage gegen Auslegungsstörfälle nicht grundsätzlich in Frage stellen. Es gehört aber zu einer guten Sicherheitskultur, dass die Nachweisführung die Anforderungen des Regelwerkes erfüllt, dem gegenwärtigen Stand von Wissenschaft und Technik entspricht sowie nachvollziehbar und transparent dokumentiert wird.

9.2.4 Vorsorge auf der Sicherheitsebene 4

Das Ziel der auf dieser Ebene getroffenen Massnahmen liegt darin, die Folgen eines Kernschadens infolge eines die Anlagenauslegung überschreitenden Störfalls weitestgehend zu begrenzen und die nach aussen abgegebenen Mengen radioaktiver Stoffe möglichst gering zu halten.

Innerhalb des Beurteilungszeitraumes wurde die Vorsorge im KKG auf dieser Sicherheitsebene gezielt erweitert. Im Rahmen des Projekts PISA wurden die neuen Sicherheits-/Abblaseventile für flüssiges, zweiphasiges oder gasförmiges Kühlmittel ausgelegt, womit eine gezielte Druckentlastung des Primärkreises auch bei Anwesenheit von Wasserstoff infolge Hüllrohroxidation möglich ist. Analysen zeigen auch, dass nach einem „Station Blackout“ und Aktivierung der primärseitigen Druckentlastung der Druck im Primärsystem unter 10 bar fällt und damit die Niederdruckeinspeisung möglich ist. Die separate Ansteuerung der Sicherheits-/Abblaseventile zur primärseitigen Druckentlastung mittels motorgetriebener Armaturen benötigen nur zum Öffnen elektrische Energie und bleiben dann offen, wodurch in auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen eine hohe Funktionssicherheit gewährleistet ist.

Ebenfalls erwähnenswert ist die Nachrüstung der zwei Einspeisemöglichkeiten über den vierten Notkühlstrang (TH40) sowie über den nachgerüsteten Brennelement-Beckenkühlstrang (TH74). Damit kann im Falle eines schweren Störfalls die Kühlung des Reaktorkerns mit Löschwasser erfolgen. Das ENSI bewertet die zwei zusätzlichen Einspeisemöglichkeiten als Verbesserung der Anlage zur Linderung der Auswirkung bei auslegungüberschreitenden Störfällen.

Die im KKG geltenden Notfallvorschriften wurden ebenfalls umfassend weiter entwickelt. Aufgrund der erhöhten sicherheitstechnischen Anforderungen wurde das Konzept des integrierten Notfallmanagements entwickelt. Dieses Konzept beruht auf der Weiterführung des schutzzielorientierten Vorgehens im präventiven Bereich und der Einführung eines schadenszustandsorientierten Vorgehens im mitigativen Notfallbereich, d. h. die Notfallvorschriften wurden um sogenannte technische Entscheidungshilfen (SAMG, Severe Accident Management Guidance) erweitert. Das ENSI erachtet diese Erweiterung der Notfallvorschriften als wichtigen Schritt zur Beherrschung auslegungüberschreitender Störfälle.

Störfälle ausserhalb der Auslegung sind nur bei Mehrfachfehlern denkbar. Erst das Auftreten einer Reihe von Mehrfachfehlern in der Anlage kann zu einem Versagen mehrerer Rückhaltebarrieren und somit zu einem schweren Unfall mit einer grösseren Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung führen. Es ist die Aufgabe der *Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA)*, das Risiko auslegungüberschreitender Störfälle abzuschätzen. Die PSA-Methodik erlaubt eine quantitative Risikobewertung unter Berücksichtigung verschiedenartigster Unfallursachen wie beispielsweise Systemausfälle, menschliches Versagen oder Naturkatastrophen. Darüber hinaus lassen sich mittels der PSA Rückschlüsse ziehen auf mögliche Schwachstellen der Anlage bzw. auf sinnvolle Anlageverbesserungen, die das Risiko weiter reduzieren können. Eine aktualisierte PSA-Studie ist deshalb ein wichtiger Bestandteil einer PSÜ.

Die Bestimmung des Kernschadens- und Freisetzungsriskos erfolgt in zwei Schritten, welche als PSA der Stufe 1 und der Stufe 2 bezeichnet werden. Die PSA der Stufe 1 umfasst die Bestimmung derjenigen Unfallabläufe, die innerhalb von 24 Stunden nach Störfalleintritt zu einer Beschädigung des Reaktorkerns führen. Als Ergebnis wird die Kernschadenshäufigkeit (Core Damage Frequency, CDF) pro Jahr ausgewiesen. Die CDF ist zudem ein wichtiges Zwischenresultat bei der Berechnung des Risikos für die Umgebung, da nur Unfälle mit Kernbeschädigung auch zu einer Freisetzung grösserer Mengen radioaktiver Stoffe führen können. Als Ergebnis werden die Freisetzungshäufigkeit pro Jahr sowie die Art und der Umfang der freigesetzten radioaktiven Stoffe ausgewiesen.

Die Überprüfung der vom KKG eingereichten *Stufe-1-PSA für Volllast* zeigt, dass sich einige Angaben in der Dokumentation widersprechen oder nicht mit dem Rechenmodell übereinstimmen. Eine Reihe spezifischer Verbesserungen zur Dokumentation ist notwendig und wurde vom ENSI verlangt.

Viele entscheidende Annahmen des Stufe-1-PSA-Rechenmodells beruhen auf Methoden oder Annahmen, die das KKG entwickelt hat und nicht dem etablierten Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Ein solches Vorgehen ist nicht zulässig und kann die Ergebnisse stark verfälschen. Störend ist insbesondere, dass bei den Erdbebenanalysen die in gemeinsamem Auftrag der Betreiber der schweizerischen Kernkraftwerke von führenden Experten erarbeiteten standortspezifischen Erdbebengefährdungsergebnisse mit eigenen Rechnungen verändert wurden. Ebenso wurden die von einem Auftragnehmer mit einem anerkannten Verfahren durchgeführte Fragility-Analyse in mehreren Punkten modifiziert, u. a. mit einem eigenen Ansatz zur strukturdynamischen Kopplung, der dem Vergleich mit erprobten Methoden der nichtlinearen Strukturdynamik nicht Stand hält. Das ENSI kommt

zum Schluss, dass das Volllast-PSA-Modell der Risiken durch Erdbeben, Flugzeugabsturz, Brand und externer Überflutungen nicht belastbar ist.

Ferner sind in diesem Zusammenhang auch die vielen aus Sicht des ENSI nicht plausiblen oder nicht begründeten „Korrekturfaktoren“ zu erwähnen, die alle zu einer Verkleinerung der CDF führen. Durch diese Vorgehensweise wird das Anlagenrisiko systematisch durch optimistische Annahmen, Methoden und/oder Korrekturen unterbewertet. Dies wird vom ENSI nicht akzeptiert. Aufgrund des beschriebenen Verbesserungsbedarfs erachtet das ENSI die von KKG ausgewiesene Gesamt-CDF von rund $6,5 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr für den Volllastzustand als nicht aussagekräftig. Das ENSI hat deshalb eine Reihe von Verbesserungen der PSA Stufe-1 verlangt.

Die *Stufe-2-PSA für Volllast* entspricht hinsichtlich Methodik, getroffener Annahmen und ermittelter Resultate im Allgemeinen dem Stand der Technik. Die Ereignisbäume der Stufe-2-PSA sind übersichtlich und gut dokumentiert. Da die Stufe-2-PSA auf der Stufe-1-PSA aufbaut, wirken sich die in der Stufe-1-PSA verwendeten Methoden auch auf die Resultate der Stufe-2-PSA aus. Aus diesem Grund sind die Resultate der Stufe-2-PSA generell als vorläufig zu betrachten. Aufgrund der Anlagenauslegung vom KKG ist jedoch ein im internationalen Vergleich kleines Freisetzungsrisko zu erwarten.

Die *Stufe-1 PSA-Studie für den Schwachlast und Stillstand* umfasst alle wesentlichen Störfälle und die für den Stillstand charakteristischen und risikorelevanten Randbedingungen. Die Modellierung ist ausreichend detailliert. Die Überprüfung durch das ENSI identifizierte trotzdem einigen Verbesserungsbedarf, vor allem bei den internen systemübergreifenden und den externen Ereignissen. Ferner fehlt eine Unsicherheitsanalyse für die Brennstoffschadenshäufigkeit FDF. Vergleicht man die Kernschadenshäufigkeit mit der Brennstoffschadenshäufigkeit, zeigt sich, dass die FDF rund 3,7-mal grösser ist als die CDF. Nach Ansicht des ENSI liegen wesentliche Gründe für die im Vergleich zur CDF deutlich höhere FDF in der Verwendung unterschiedlicher Modellierungsansätze und in der unterschiedlichen Auswirkung einzelner Modellierungsansätze auf die Volllast- und Stillstand-PSA. Aufgrund der identifizierten Verbesserungspunkte ist die Aussagekraft und Belastbarkeit des PSA-Modells für Schwachlast und Stillstand eingeschränkt.

Die *Stufe-2-PSA für Schwachlast und Stillstand* entspricht hinsichtlich Methodik und getroffener Annahmen im Allgemeinen dem Stand der Technik. Das Rechenmodell ist übersichtlich und verständlich dokumentiert. Die meisten relevanten Phänomene werden berücksichtigt. Zur Bewertung einzelner Phänomene hat das ENSI allerdings noch einen Verbesserungsbedarf identifiziert. Da wie bereits erwähnt die FDF deutlich grösser ist als die CDF, führt dies zu einem deutlich höheren Freisetzungsrisko im Stillstand ($2,7 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr) als bei Volllast ($5,1 \cdot 10^{-8}$ pro Jahr). Nach Auffassung des ENSI ist allerdings mit einer Veränderung der Resultate zu rechnen, wenn der für die Stufe-1-PSA identifizierte Verbesserungsbedarf (vor allem betreffend Erdbeben) umgesetzt ist.

Insgesamt kommt das ENSI zum Ergebnis, dass die von KKG eingereichte PSA-Studie nicht belastbare Ergebnisse zeigt und grundsätzliche Mängel sowohl im Bereich der Dokumentation als vor allem auch im Bereich der Modellierung aufweist. Störend ist vor allem die Vorgehensweise, das Anlagenrisiko systematisch durch optimistische Annahmen, Methoden und/oder Korrekturen zu reduzieren. Dies ist ein nicht sicherheitsgerichtetes Vorgehen und wird vom ENSI nicht akzeptiert. Das ENSI hat deshalb verlangt, dass das KKG seine PSA-Studie grundlegend überarbeitet und dem Stand der PSA-Technik entsprechend angepasst.

Die (Weiter-)Entwicklung einer PSA sowie deren Anwendung erfordern ein hohes Mass an sicherheitsgerichtetem Denken und Handeln sowie eine hinterfragende, selbstkritische Grundhaltung. Eine solche lässt das KKG im PSA-Bereich vermissen. Das ENSI hat deshalb in diesem Bereich Massnahmen auch im organisatorischen Bereich verlangt.

Trotz dieser Mängel im PSA-Modell kann das ENSI aufgrund eigener Überlegungen bestätigen, dass das KKG auch gegen auslegungsüberschreitende Störfälle Sicherheitsreserven hat, insbesondere aufgrund der Anlagenauslegung mit konsequenter räumlicher Trennung der einzelnen Sicherheitsstränge.

9.2.5 Vorsorge auf der Sicherheitsebene 5

Ziel der auf dieser Sicherheitsebene getroffenen Massnahmen ist der Schutz der Bevölkerung vor den Auswirkungen erhöhter Radioaktivität bei Stör- und Unfällen. Dazu werden Behörden und Bevölkerung in der Umgebung von Kernanlagen (innerhalb der Notfallschutz-Zonen 1 und 2) über die möglichen Gefahren der Radioaktivität und über Schutzmassnahmen im Voraus informiert. Zudem wird sichergestellt, dass im Ereignisfall die Behörden rechtzeitig gewarnt werden. Die Bevölkerung wird mit Sirenen alarmiert und über Radio angewiesen, entsprechende Schutzmassnahmen zu befolgen, bevor eine erhebliche Freisetzung von Radioaktivität erfolgt.

Verantwortlichkeiten und Aufgaben des Betreibers sind in Verordnungen und Konzepten des Bundes festgelegt und im Notfallreglement der Kernanlage festgeschrieben. Sie werden regelmässig im Rahmen von Übungen und Inspektionen überprüft.

Im Rahmen dieser periodischen Sicherheitsüberprüfung wird nur der anlageninterne Notfallschutz bewertet, da der anlagenexterne Notfallschutz, d. h. die Massnahmen der Sicherheitsebene 5, den zuständigen Stellen des Bundes und der Kantone obliegt.

9.2.6 Ebenenübergreifende Vorsorgemassnahmen

Nicht alle Vorsorgemassnahmen können eindeutig einer Sicherheitsebene zugeordnet werden. Eine Reihe von Massnahmen betreffen mehrere Sicherheitsebenen. Nachfolgend werden einige sicherheitstechnisch wichtige, ebenenübergreifende Massnahmen bewertet.

Kernauslegung

Im Hinblick auf den Fünf-Regionen-Kern wurde die Anreicherung der Brennelemente, die Brennstoff aus wiederaufgearbeitetem Uran enthalten (WAU-BE), auf einen zu 4,8 % für Frischuran äquivalenten Wert erhöht. Für einen Fünf-Regionen-Gleichgewichtskern ist eine zumindest 4,95 % Frischuran äquivalente Anreicherung erforderlich. Mit dem Fünf-Regionen-Kern wird die Nachlademenge auf etwa 36 Brennelemente pro Jahr reduziert und der Entladeabbrand wird durchschnittlich 60 MWd/kgSM übersteigen. Alle dafür notwendigen Unterlagen wurden dem ENSI rechtzeitig und vollständig eingereicht und von ihm freigegeben. Der Einsatz neuer Brennelemente erfolgt wie üblich schrittweise mit wenigen Einzelbrennelementen, um so deren korrekte Auslegung und zuverlässige Betriebserfahrung im Einsatz zu kontrollieren.

Im Hinblick auf den geplanten Einsatz von MOX-BE ab Zyklus 19 (Mitte 1997) wurde die Gewährleistung einer ausreichenden Abschaltsicherheit des Reaktorkerns im Normalbetrieb und bei Störfällen neu überprüft. Zur Gewährleistung der Unterkritikalität auch in Störfällen wurde in den Flutbehältern und Druckspeichern sowie im Brennelementbecken und im Ladebecken die Borkonzentration auf 2500 ppm und die Bor-10-Anreicherung auf 28 % erhöht. Die Borkonzentration in den Borsäurespei-

chern des betrieblichen Boriersystems wurde bei 7000 ppm belassen, die Bor-10-Anreicherung jedoch auch auf 28 % erhöht. Diese Anhebung des B-10-Anteils von normal 19 % auf 28 % im Primärkühlmittel hat im Gegensatz zur Anhebung des Gesamtborinventars mit natürlichem B-10-Anteil den Vorteil, dass der pH-Wert vor allem zu Zyklusbeginn nicht deutlich abgesenkt wird. Dies trägt dazu bei, dass ein unerwünschter Anstieg des Aktivitätstransports und des Dosisleistungsaufbaus weniger wahrscheinlich ist.

Lernen aus Betriebserfahrung

Im Überprüfungszeitraum wurden insgesamt 17 Vorkommnisse B gemäss damals gültiger Richtlinie HSK-R-15 registriert. Zu einem Grossteil waren die Vorkommnisse auf technische Ursachen zurückzuführen. Die im KKG implementierten Abläufe zur Bearbeitung von Vorkommnissen entsprechen den Anforderungen der KEV und der Richtlinie ENSI-G07.

Alterungsüberwachung

Für eine langfristige Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen sind die Alterungsüberwachung und Instandhaltung inklusive der dazu notwendigen Infrastruktur entscheidend. Bezüglich der Alterungsüberwachung anerkennt das ENSI das vom KKG aufgebaute systematische Vorgehen und die Dokumentation, dennoch weist das ENSI im Bereich Maschinenteknik auf einige Lücken hin und hat hierfür Forderungen gestellt.

Managementsystem

Das Managementsystem des KKG wurde unter Berücksichtigung der Unternehmenskultur, der Organisation, der Anforderungen der IAEA Safety Standards als auch der internationalen Standards für Qualität, Umwelt, Arbeitssicherheit und Gesundheitsschutz sowie der behördlichen Anforderungen aufgebaut. Im Frühjahr 2004 wurde das Managementsystem erstmals durch die Schweizerische Vereinigung für Qualitäts- und Management-Systeme (SQS) zertifiziert.

Das KKG besitzt ein adäquates Audit- und Review-System, welches sicherstellt, dass die Managementprozesse im Alltag gelebt und wo nötig verbessert werden und die Sicherheitsstrategie wirksam umgesetzt wird. Das KKG verfügt über ein ausreichend umfangreiches System von Indikatoren, welches dem KKG ein Bild seiner Sicherheitsleistung vermittelt und auf Trendentwicklungen hinweisen kann. Mit der Einführung des integrierten Managementsystems erfüllt das KKG die gesetzlichen Anforderungen. Es ist auch ein wesentlicher Aspekt zur Gewährleistung einer hohen Qualität bei allen Arbeiten. Das ENSI beurteilt die Entwicklung, die Umsetzung und die Qualität des Managementsystems positiv.

Vorschriften

Die HSK hatte bei der PSÜ KKG 1998 eine grundlegende Überarbeitung der Stör- und Notfallvorschriften verlangt. Das KKG hat daraufhin in enger Zusammenarbeit mit einem externen Experten den Übergang von ereignisorientierten zu symptomorientierten Störfallvorschriften vollzogen. Die Schutzzielkontrolle ist in die Vorschriften integriert. Bei der Gestaltung der Vorschriften (Ergonomie, Handhabung, Aufgabenverteilung bei der Abarbeitung) wurde das Schichtpersonal umfassend einbezogen. Die Einführung der neuen Störfallvorschriften ging einher mit einem umfangreichen Verifizierungs- und Validierungsprogramm. Die HSK hat dieses Programm eng überwacht. Für die Verifizierung und Validierung der neuen Störfallvorschriften wurde der 2000 in Betrieb genommene anlagenspezifische Simulator umfassend genutzt. Die im KKG geltenden Notfallvorschriften wurden ebenfalls umfassend weiter entwickelt und durch technische Entscheidungshilfen (SAMG – Severe Accident

Mangement Guidance) ergänzt und in ein integriertes Notfallmanagement eingebettet, welches in Form eines überarbeiteten Notfallhandbuchs im Vorschriftenwerk des KKG implementiert wurde.

Mit der Überarbeitung der Stör- und Notfallvorschriften erfüllt das KKG die Anforderungen der KEV und der Richtlinie ENSI-G07 sowie die internationalen Empfehlungen. Die Erfahrungen bei Übungen haben gezeigt, dass sich die neuen Vorschriften bewähren.

Aus- und Weiterbildung

Ziel der Aus- und Weiterbildung des KKG ist die Sicherstellung des Fachwissens des Personals, um einen hohen Stand halten zu können und somit den sicheren Betrieb des Kraftwerkes zu gewährleisten. Der fachübergreifenden, allgemeinen Ausbildung wird im KKG hohe Beachtung geschenkt.

Im Jahr 2000 erfolgte die Inbetriebnahme des KKG-eigenen anlagenspezifischen Trainingssimulators. Damit war es möglich, den Kenntnisstand des Personals im Bereich der Systemfahrweisen, der transienten Abläufe und der Störfallmassnahmen wesentlich zu verbreitern und zu vertiefen. Dank der Inbetriebnahme eines Softpanel-Simulators im Jahr 2006 können die Operateure das Verständnis reaktorphysikalischer und thermodynamischer Prozesse anlagenbezogen besser aufarbeiten und vertiefen.

Die kontinuierliche Weiterentwicklung und Systematisierung, die gezielte Förderung der Ausbildung und die Inbetriebnahme eines eigenen Trainings- und Softpanel-Simulators sind aus Sicht des ENSI wichtige Schritte zur stetigen Verbesserung der allgemeinen Ausbildung. Die Aus- und Weiterbildung im KKG erfüllt die Vorgaben der KEV und der VAPK.

Sicherheitskultur

Das Leitbild und die Wirkungselemente im Dokument „Leitbild der Sicherheitskultur im Kernkraftwerk Gösgen“ spiegeln die übergeordnete Verpflichtung des KKG wider, der Sicherheit bei allen Aktivitäten in der Anlage den Vorrang zu geben und die Sicherheit kontinuierlich weiterzuentwickeln. Das KKG demonstrierte im Überprüfungszeitraum, insbesondere nach der OSART-Mission von 1999, ein zunehmendes Bewusstsein und Engagement bezüglich der Aufrechterhaltung einer guten Sicherheitskultur. Positiv hervorzuheben ist die im Überprüfungszeitraum vom KKG durch die ETH Zürich durchgeführte Analyse zur sicherheitsförderlichen Gestaltung flexibler Routinen. Das ENSI begrüsst, dass das KKG den Kontakt und Austausch mit anderen, unabhängigen Institutionen sucht. Durch die Analyse und den Vergleich sowie durch das „Feedback von aussen“ wird die Reflexion über die eigene Organisation und Kultur unterstützt. Aus Sicht des ENSI hat das Thema Sicherheitskultur im KKG einen hohen Stellenwert. Dies zeigt sich auch darin, dass das Werk sein Leitbild der Sicherheitskultur im Jahre 2004 erstellt und 2007 weiterentwickelt hat.

Die Arbeitsgruppe Sicherheitskultur ist kein Exekutivorgan, sondern beratendes Organ, welches der Kraftwerksleitung Massnahmen zur Förderung einer guten Sicherheitskultur vorschlägt. Deshalb ist es aus Sicht des ENSI erforderlich, sicherzustellen, dass die Erkenntnisse der Arbeitsgruppe Sicherheitskultur systematisch in die Entscheidungsfindung des internen Sicherheitsausschusses (ISA) einfließen.

Im Bereich Dokumentation hat das ENSI allerdings einige Lücken festgestellt, die den Prinzipien einer gelebten positiven Sicherheitskultur nicht umfassend entsprechen. Die eingereichte PSÜ-Dokumentation war nicht ausreichend transparent, hatte Lücken und war gekennzeichnet von einem zu wenig hinterfragenden Sicherheitsdenken. Dies führte zu einer aussergewöhnlich hohen Nachfrage an Zusatzdokumenten, was die Beurteilung der PSÜ durch das ENSI deutlich erschwerte. Dies

betraff vor allem die Bereiche der Sicherheitsanalysen. Das ENSI hat deshalb eine Reihe von Forderungen im Bereich der Sicherheitsanalysen gestellt.

Gemäss Art. 41 Abs. 1 der KEV hat der Betreiber die organisatorischen und technischen Dokumente während der gesamten Betriebsdauer der Kernanlage nachzuführen und dem aktuellen Stand der Kernanlage anzupassen. Dies trifft insbesondere auch auf den Sicherheitsbericht zu. Die Überprüfung des eingereichten Sicherheitsberichts im Rahmen der PSÜ hat gezeigt, dass in mehreren Bereichen die Beschreibungen nicht auf dem aktuellen Stand sind und ergänzt werden müssen. Das ENSI stellt deshalb die nachfolgende, übergeordnete Forderung.

Forderung 9.2-1:

Der Sicherheitsbericht als Grundlage für die laufende Beurteilung der Sicherheit gemäss Anhang 3 KEV ist durch das KKG bis zum 31. Dezember 2012 auf den aktuellen Stand zu bringen.

9.3 Vorsorgemassnahmen zur Sicherstellung der Barrierenintegrität

Die konsequente Umsetzung des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsvorsorge dient auch dazu, die Integrität der drei Rückhaltebarrieren zu gewährleisten: 1. Brennstoffmatrix und Brennstoffhüllrohre, 2. Umschliessung des Primärkreislaufs und 3. Primärcontainment. Nachfolgend werden ergänzend zu den in Kapitel 9.2 erwähnten Vorsorgemassnahmen einige barrierenspezifische Massnahmen diskutiert.

9.3.1 Erste Rückhaltebarriere: Brennstoffmatrix und Brennstoffhüllrohre

Im Überprüfungszeitraum wurden aufgrund von Schäden an den Brennstoffhüllrohren Spaltprodukte und Spaltstoffe in das Reaktorwasser freigesetzt, wobei die Grenzwerte für die Aktivitätskonzentration im Reaktorwasser allerdings nie überschritten wurden. Dies gilt zwar als Abweichung von optimalem Zustand, jedoch wird die Integrität der Brennstoffhüllrohre gesamthaft als gewährleistet beurteilt. Das KKG hat die Brennelementschäden systematisch untersucht, mögliche Ursachen identifiziert und Massnahmen zur Vermeidung solcher Schäden getroffen. Zudem arbeitet das KKG zusammen mit dem Brennelementhersteller an der weiteren Optimierung des Brennstoffs und der Hüllrohre mit dem Ziel, Schäden im Betrieb zu vermeiden. Die wasserchemische Fahrweise ist darauf ausgerichtet, Brennstoffhüllrohre vor Korrosion zu schützen. Aus Sicht des ENSI erfüllt das KKG somit alle Vorgaben zur Sicherstellung der Integrität der ersten Rückhaltebarriere.

Die Überwachung der Integrität dieser ersten Rückhaltebarriere erfolgt mittels qualitätsgesicherter Bestimmung der Reaktorwasseraktivität. Zur Entnahme von Wasserproben aus dem Primärkreislauf nach einem Unfall, bei dem mit der Schädigung von Brennelementen gerechnet werden muss, steht ein Nachunfallprobenahmesystem zur Verfügung. Das ENSI hat sich überzeugt, dass die Bestimmung der Reaktorwasseraktivität sowohl im Normalbetrieb als auch bei Störfallsituationen die gesetzlichen Anforderungen erfüllt und sich im Betrieb und bei Tests bewährt hat.

9.3.2 Zweite Rückhaltebarriere: Umschliessung des Primärkreislaufs

Die zweite Rückhaltebarriere stellt die aus massivem Stahl gefertigte druckführende Umschliessung des Reaktorkühlsystems (Reaktorkühlkreislauf, Reaktordruckbehälter, Hauptkühlmittelpumpen, Druckhaltesystem sowie Anschlüsse an Systeme der Reaktorhilfsanlagen) dar. Ebenfalls gehören dazu die Dampferzeugerheizrohre, die den Primär- vom Sekundärkreislauf trennen. Diese Systeme

und Komponenten werden durch periodische Instandsetzungsarbeiten sowie eine korrosionshemmende wasserchemische Fahrweise in gutem Zustand gehalten. Sie sind zudem Teil des Alterungsüberwachungsprogramms und werden deshalb systematisch auf mögliche alterungsbedingte Schädigungsmechanismen überprüft. Der Zustand der zweiten Rückhaltebarriere wird

- mittels Leckagedetektion (N-16-Messstellen an FD-Leitungen, Dosisleistungsmessungen im Sicherheitsbehälter, Dampfdetektion, etc.) und Kühlmittelaktivitätsmessung während Leistungsbetrieb laufend,
- durch Dichtheitsprüfungen in der Revision,
- durch zerstörungsfreie Prüfungen und visuellen Inspektionen periodisch,
- durch Abschätzung der Sprödbruchsicherheit anhand von Analysen der Referenzproben
- sowie durch Ermittlung der Materialermüdung bzw. der Erschöpfungsgrade

überwacht.

Für die passiven Komponenten der zweiten Rückhaltebarriere gelten als wesentliche, die Lebensdauer bestimmende Alterungsmechanismen vor allem die Materialversprödung des Reaktordruckbehälters im Kernbereich, die unterschiedlichen Arten von Spannungs- und Schwingrisskorrosion in Behältern und Rohrleitungen insbesondere an Schweissnähten mit Nickelbasislegierungen sowie die thermo-mechanische Ermüdung durch Strömungsvermischung und Temperaturschichtungen.

Das ENSI hat einige Lücken im Wiederholungsprüfprogramm und Alterungsüberwachungsprogramm identifiziert und entsprechende Forderungen gestellt. Dazu gehören:

- Das Wiederholungsprüfprogramm ist zu vervollständigen. Bisher nicht prüfbare Positionen sind einer neuen Beurteilung zu unterziehen. Die Analysen zum PTS (thermischer Schock) sind zu aktualisieren. Die Bestrahlungssätze sind nach aktuellen Methoden auszuwerten.
- Die Dokumentation aufgrund neuer Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik ist zu aktualisieren. Insbesondere werkstoffkundliche Themen, wie z. B. Spannungsrisskorrosion an austenitischen Rohrleitungen und Armaturen durch verschleppte innere oder äussere Chloridkontamination, thermomechanische Ermüdung durch Temperaturschichtungen sowie Alterung von Beschichtungen sind zu diskutieren und deren Übertragbarkeit auf das KKG zu bewerten. Zudem ist die PWSCC-Thematik (primary water stress corrosion cracking) für alle Schweissverbindungen aus Nickelbasislegierungen in Kontakt zum Primärwasser detailliert darzulegen.

Insgesamt beurteilt das ENSI die vom KKG ergriffenen Massnahmen zur Sicherstellung der Integrität der zweiten Rückhaltebarriere als gut. Sie erfüllen die gesetzlichen Vorgaben weitgehend. Mit der Erfüllung der aus der Überprüfung resultierenden Forderungen wird die Gewährleistung der Barriereinintegrität weiter erhöht.

9.3.3 Dritte Rückhaltebarriere: Primärcontainment

Die dritte Rückhaltebarriere ist das als Volldruckbehälter ausgeführte Primärcontainment (Sicherheitsbehälter). Es besteht aus einer kugelförmigen, gasdicht verschweissten Stahldruckschale mit einem Durchmesser von 52 m und einer Dicke von 30 mm. Die Stahlhülle ruht in einem kalottenförmig ausgebildeten Betonfundament exzentrisch im Reaktorgebäude. Das Primärcontainment dient der Rückhaltung radioaktiver Stoffe. Sämtliche ins Primärcontainment führenden Rohrleitungen und

Kabel sowie die Personen- und Notschleuse sind so durch die Stahldruckschale geführt, dass die Rückhaltung radioaktiver Stoffe in jedem Fall gewährleistet ist. Für ausgewählte Durchführungen besteht eine Abkammerung mit Anschluss an das Leckabsaugesystem. Auftretende Leckagen werden im Schadensfall in das Primärcontainment zurückgeführt.

Die Ergebnisse der alle 4 Jahre durchzuführenden integralen Leckratenprüfung zeigten, dass die gemessenen Werte immer deutlich unterhalb des zulässigen Wertes von 0,25 Vol-%/Tag bei Störfalldruck blieben. Der Gebäudeabschluss zeigte mit nur einer Fehlfunktion einer Abschlussarmatur in 10 Jahren eine hohe Verfügbarkeit.

Das dem ENSI vorliegende Wiederholungsprüfprogramm für die Stahldruckschale umfasst äussere und innere Prüfungen in Form von Besichtigungen (visuelle Prüfungen), lokale Oberflächenrissprüfungen im Bereich von Schleusen und Rohrleitungsdurchführungen, lokale Dichtheitsprüfungen und die integrale Leckratenprüfung des Primärcontainments. Diese Prüfungen entsprachen den Anforderungen des bis 2007 gültigen Regelwerks. Eine Prüfung, die geeignet ist, die Stahldruckschale periodisch auf Wandstärkenabnahme hin zu prüfen, wie sie die 2008 in Kraft getretene Verordnung über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (UVEK-Verordnung SR 732.114.5) verlangt, ist bisher nicht vorgesehen. Das ENSI hat deshalb dazu eine entsprechende Forderung gestellt. Insbesondere ist aufzuzeigen, weshalb – gemäss Meinung des KKG – Korrosion an der Stahldruckschale keine Gefahr bedeutet und keine Ergänzungsmassnahmen erforderlich sind.

Bei allen Auslegungsstörfällen wird die Druckbegrenzung im Primärcontainment so beherrscht, dass eine Druckentlastung direkt aus dem Primärcontainment nicht ausgelöst werden muss. Auch die bei Kühlmittelverluststörfällen freigesetzte Wasserstoffmenge ins Primärcontainment wird so begrenzt, dass keine aktiven Massnahmen erforderlich sind, um die Integrität des Primärcontainments sicherzustellen. Bei einem Notfall, der zu einem unzulässigen Druckaufbau im Primärcontainment führen kann, wird durch das Druckentlastungssystem einer Schädigung des Primärcontainments vorgebeugt. Um dabei die Freisetzung radioaktiver Stoffe zu begrenzen, wird diese Druckentlastung über spezielle Filter (Gleitdruck-Venturiwäscher, Metallfaserfilter) geführt. Das ENSI bestätigt aufgrund der positiven Erfahrung aus den Funktionsüberprüfungen, dass dieses System sich in einem guten Zustand befindet und im Anforderungsfall zuverlässig funktionieren wird.

9.4 Einhaltung der grundlegenden Schutzziele

Die Einhaltung der grundlegenden Schutzziele (siehe Kap. 9.1) wird im KKG durch die konsequente Umsetzung des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsvorsorge sichergestellt. Die Auswertung der Betriebserfahrung innerhalb des Beurteilungszeitraumes zeigt, dass nur wenige Vorkommnisse auftraten, die zu Abweichungen vom Normalbetrieb oder zur punktuellen Schwächung der Schutzmassnahmen auf der Sicherheitsebene 3 führten. Die Abweichungen vom Normalbetrieb wurden durch Schutzmassnahmen auf der Sicherheitsebene 2 abgefangen. Jede dieser Abweichungen wurde auslegungsgemäss beherrscht, sodass keine Grenzwerte verletzt wurden und die ausreichende Integrität der Barrieren zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe gewährleistet war. In all diesen Fällen bestand eine hohe Sicherheitsmarge bis zur Verletzung der grundlegenden Schutzziele.

Auf Basis der umfassenden Sicherheitsüberprüfung des KKG kommt das ENSI zum Ergebnis, dass die nach Art. 4 Abs. 1 KEG geforderte Vorsorge im KKG erfüllt ist. Die zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit erforderlichen Schutzmassnahmen sind auf den einzelnen Sicherheitsebenen getrof-

fen, wodurch die übergeordneten Schutzziele innerhalb des Beurteilungszeitraumes jederzeit eingehalten wurden. Aus Sicht des ENSI wurden im KKG nachfolgende Sicherheitsgrundsätze innerhalb des Beurteilungszeitraums weitestgehend eingehalten:

- Der Sicherheit wird unter allen betrieblichen Zielsetzungen durch Zielvorgaben für ein sicherheitsorientiertes Handeln Priorität eingeräumt.
- Die Anlage entspricht weitgehend dem Stand der Nachrüsttechnik.
- Die organisatorischen und personellen Massnahmen sind auf ein systematisches Verhalten zur Vermeidung von Fehlern, Lernen aus der Betriebserfahrung und Behebung von Schwachstellen ausgerichtet.
- Es existieren schriftliche Anweisungen, in denen die für den Betrieb, für die Störfallbeherrschung und für die Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Störfälle erforderlichen Angaben, Handlungen und organisatorischen Abläufe festgelegt sind.
- Die Überwachung und Prüfung der Anlage ermöglicht eine vorausschauende Erkennung von Schwachstellen.
- Im Normalbetrieb und bei Abweichungen vom Normalbetrieb ist die Integrität aller Rückhaltebarrieren für radioaktive Stoffe jederzeit gewährleistet.
- Die aus dem Normalbetrieb und aus Abweichungen vom Normalbetrieb resultierende Strahlenexposition überschreitet die Dosisgrenzwerte nicht.
- Durch das Zusammenspiel der organisatorischen, administrativen und technischen Massnahmen wird dem Optimierungsgrundsatz beim Strahlenschutz gefolgt.
- Bei Auslegungsstörfällen ist die Integrität mindestens einer Rückhaltebarriere für radioaktive Stoffe jederzeit gewährleistet; sie werden so beherrscht, dass die verursachte Strahlenexposition die Dosisgrenzwerte nicht überschreitet.
- Die Anlage besitzt ein ausreichend hohes Sicherheitsniveau.
- Das Sicherheitskonzept der Anlage ist ausgewogen.
- Bei auslegungsüberschreitenden Störfällen ist die Häufigkeit möglicher Freisetzung in gefährdendem Umfang sehr gering.

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Ergebnis, dass das KKG sicherheitstechnisch auf einem hohen Niveau ist und die Anlage mit der notwendigen Sorgfalt und hinterfragenden Haltung betrieben wird. Nach Ansicht des ENSI ist allerdings eine Modernisierung und Ersatz der leittechnischen Einrichtungen notwendig, um dem Stand der Nachrüsttechnik gerecht zu werden, aber insbesondere um die abgekündigten Systeme rechtzeitig zu erneuern. Im Bereich der Wiederholungsprüfungen sind vereinzelt Ergänzungen im Messumfang notwendig.

Grössere Defizite ortete das ENSI vor allem im Bereich der Dokumentation. Die PSÜ-Dokumentation erfüllte nur teilweise die Vorgaben des Regelwerkes, weshalb auch aussergewöhnlich umfangreiche Nachforderungen zur Dokumentation seitens des ENSI notwendig waren. Die überwiegende Zahl der vom ENSI gestellten Forderungen fällt in diesen Bereich. Insbesondere im Bereich der deterministischen und probabilistischen Störfallanalysen erfüllen die eingereichte Dokumentation nicht die Vorgaben und die verwendeten Analysemethoden entsprechen nur teilweise den im Regelwerk festgeschriebenen Vorgaben und internationalen Empfehlungen.

Das ENSI hat mehrere Forderungen aus der Sicherheitsüberprüfung des KKG abgeleitet, die im nachfolgenden Kapitel 9.5 aufgeführt sind. Diese Forderungen dienen in einzelnen Fällen der Anpassung an den Stand der Nachrüsttechnik, der weiteren Verminderung der Gefährdung, vorwiegend aber der Vervollständigung der Dokumentation.

Zusammenfassend kommt das ENSI zum Ergebnis, dass das KKG innerhalb des Beurteilungszeitraums zuverlässig betrieben wurde und jederzeit eine ausreichende Vorsorge gegen eine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe sowie eine unzulässige Bestrahlung von Personen im Normalbetrieb und bei Störfällen bestand. Nach Ansicht des ENSI sind dies gute Voraussetzungen für einen auch in Zukunft sicheren Betrieb des KKG. Dazu sind weiterhin Anstrengungen zur kontinuierlichen Verbesserung der Sicherheit notwendig, wozu auch eine kritisch hinterfragende Haltung gegenüber Sicherheitsanalysen gehört.

9.5 Zusammenfassung der Forderungen

9.5.1 Mensch und Organisation

Forderung 3.3-1:

Das KKG hat sicherzustellen, dass die Erkenntnisse der Arbeitsgruppe Sicherheitskultur systematisch in die Entscheidungsfindung des internen Sicherheitsausschusses (ISA) einfließen. Das KKG hat dem ENSI bis zum 31. Dezember 2012 entsprechende Massnahmen vorzulegen.

9.5.2 Maschinentchnik

Forderung 4.3-1:

Für den Überprüfungszeitraum und darüber hinaus sind die wesentlichen thematischen Erkenntnisse aus der Alterungsüberwachung im Bereich Maschinentchnik zu diskutieren. Insbesondere werkstoffkundliche Themen, wie z. B. Spannungsrisskorrosion an austenitischen Rohrleitungen und Armaturen durch verschleppte innere oder äussere Chloridkontamination, thermomechanische Ermüdung durch Temperaturschichtungen, Alterung von Beschichtungen sind dabei von Interesse. Eine mögliche Übertragbarkeit der internationalen Erkenntnisse auf das KKG ist zu bewerten und die eingeleiteten Massnahmen sind zusammenfassend zu dokumentieren. Die dazu verwendeten Kriterien sind darzulegen und die eingeleiteten Instandhaltungsmassnahmen zusammenfassend darzustellen. Das Ergebnis der Untersuchungen ist dem ENSI in einem Bericht bis zum 31. Dezember 2012 einzureichen.

Forderung 4.3-2:

Die Situation im KKG ist hinsichtlich PWSCC (primary water stress corrosion cracking) für alle Schweissverbindungen aus Nickelbasislegierungen in Kontakt zum Primärwasser detailliert darzulegen. Dazu ist eine werkstoffkundliche Bewertung unter Berücksichtigung von Erkenntnissen aus der Herstellung im KKG (z. B. lokale Reparaturstellen, lokale Schleifarbeiten etc.), Befunden an anderen Anlagen sowie aus aktuellen Forschungsergebnissen zu berücksichtigen. Das Prüfprogramm für die drucktragenden Schweissnähte aus Nickelbasislegierungen ist hinsichtlich dieser werkstoffkundlichen Bewertung zu überprüfen. Dabei sind auch international übliche Inspektionsanforderungen (z. B. EPRI-MRP) für Anlagen mit gleicher Bauvorschrift einzubeziehen. Das Ergebnis der Untersuchungen ist dem ENSI in einem Bericht bis zum 31. Dezember 2012 einzureichen.

Forderung 4.3-3:

Für die Wiederholungsprüfprogramme hat das KKG bis zum 31. Dezember 2012 eine Liste von gemäss Regelwerk prüfpflichtigen Prüfpositionen zu erstellen, die bisher als nicht prüfbar von den Wiederholungsprüfungen ausgenommen wurden. Das KKG hat diese Prüfpositionen einer neuen Beurteilung der Prüfbarkeit nach dem aktuellen Stand der Technik zu unterziehen und allenfalls ins Wiederholungsprüfprogramm aufzunehmen. Wo Ausnahmen bestehen bleiben, sind die entsprechenden Begründungen in das Wiederholungsprüfprogramm aufzunehmen.

Forderung 4.3-4:

Die Erfahrungen aus der Instandhaltung an Verschraubungen an mechanischen Ausrüstungen im KKG sind systematisch auszuwerten. Bei Bedarf sind Verbesserungsmassnahmen einzuleiten. Ein Bericht über diese Auswertung ist dem ENSI bis 31. Dezember 2012 einzureichen.

Forderung 5.3-1:

Das KKG wird aufgefordert, die Daten der Bestrahlungssätze gemäss dem Vorgehen des Reg.-Guide 1.99 Rev. 2. auszuwerten und zu überprüfen, dass die Grenzwerte für die Sprödbruchsicherheit des RDB in der UVEK-Verordnung SR 732.114.5 nicht erreicht werden. Über die Ergebnisse ist das ENSI bis 31. Dezember 2012 in einem Bericht zu informieren.

Forderung 5.3-2:

Das KKG wird aufgefordert, die bisher durchgeführten PTS-Analysen gemäss dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu aktualisieren. Insbesondere ist der Lastfallkatalog zu erweitern (Kleinleckagen bis zu 3 cm²). Die Konservativität der Berechnungen der Temperaturfelder und mechanischen Beanspruchungen ist mit Hilfe von ausreichend fein diskretisierten 3D-Finite-Elemente-Analysen zu verifizieren. Als Fehler sind gemäss Stand von Wissenschaft und Technik mindestens drei verschiedene Risstiefen (üblich sind 4, 8 und 12 mm) zu postulieren, sowohl an der Stutzenkante als auch für die RDB-Wand auf Höhe des Reaktorkerns. Für Lage, Form und Mindestabmessungen der Fehlerpostulate sind die entsprechenden Vorschriften der einschlägigen nuklearen Regelwerke anzuwenden. Die Ergebnisse sind bis zum 31. Dezember 2013 dem ENSI in einem Bericht vorzulegen.

Forderung 5.4-2:

Das KKG hat das Wiederholungsprüfprogramm des Containments um Prüfungen zu ergänzen, die geeignet sind, Art. 7 Abs. 1 der UVEK-Verordnung SR 732.114.5 zu erfüllen. Zudem ist zu zeigen, dass die rechnerische Mindestwandstärke gemäss Art. 7 der UVEK-Verordnung SR 732.114.5 an der Stahldruckschale eingehalten ist. Dabei sind auch unzugängliche Bereiche zu betrachten. Das Wiederholungsprüfprogramm sowie ein Bericht über die Ergebnisse sind bis zum 31. Dezember 2013 vorzulegen.

Forderung 5.8-3:

Das KKG hat die sicherheitstechnische Klassierung der Hebezeuge im Reaktorgebäude sowie der Handhabungsmaschinen für die Brennelemente bis zum 31. Dezember 2012 zu überprüfen und die klassierten Hebezeuge in die Komponentenliste aufzunehmen.

9.5.3 Reaktorkern, Brenn- und Steuerelemente

Forderung 4.4-1:

Das KKG hat darzulegen, wie die Kritikalitätssicherheit im Ladebecken gewährleistet wird und wie viele Brennelemente sich gleichzeitig im Ladebecken befinden dürfen (inkl. das Beladen von Transportbehältern). Diese Angaben sind bis zum 31. Juli 2013 in den notwendigen Dokumenten (z. B. Sicherheitsbericht) zu ergänzen.

9.5.4 Strahlenmesstechnik

Forderung 5.8-1:

Die Klassierung, Auslegung und Ausführung der Edelgasmonitore (OTL90R001 und OTL90R002) ist bis 31. Dezember 2013 anhand des Regelwerks zu überprüfen. Für eventuell notwendige Verbesserungsmaßnahmen ist ein Umsetzungsplan vorzulegen.

Forderung 5.8-2:

Die Anlagendokumentation ALD-D-39119 „Zusammenstellung von Informationen zur Strahlenmesstechnik“ ist bis 31. Dezember 2012 mit den Messsystemen zur Überwachung der nuklearen Zwischenkühlkreisläufe, des Zwischenkühlkreis nach Leckwasserkühler und nach HD-Kühler, der Dampferzeugerabschlammung, des Hilfsdampfkondensats, des Frischdampfsystems, des Kaltwassersystem, der Gasverzögerungsstrecke (Abgassystem), der Kondensatorevakuierung, der Fremddampfauskopplung für die Kartonfabrik Mondi und die Kartonfabrik Cartaseta sowie der Abluft des Nasslagers hinsichtlich radioaktiver Edelgase und Aerosole zu ergänzen.

Zusätzlich ist die Beschreibung der einzelnen Messeinrichtungen in der Anlagendokumentation mit folgenden Informationen zu ergänzen:

- Klassierung der Messeinrichtungen
- Umgebungsbedingungen, Messmediumsbedingungen, Vergleich mit den Betriebsbedingungen des zu überwachenden Systems
- Beurteilung der Auslegung der Probenahme; dazu gehört ihre Repräsentativität, die Gesamtübertragungsraten für Partikel etc.
- Angabe der Nachweisgrenze mit den Faktoren für die statistische Sicherheit
- Stromversorgung
- aktueller Standortplan

Im Weiteren sind die Methoden zur Bilanzierung der Abgaben radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft und des Abwassers einschliesslich der erreichten Nachweisgrenzen zu dokumentieren.

9.5.5 Bautechnik

Forderung 5.2-1:

Für die Sicherheitsbeurteilung der Bauwerke der BK I und BK II sind die aktuellen Tragwerksnormen des SIA massgebend. Das KKG muss nachweisen, dass die Tragsicherheit der Bauwerke auch bei Anwendung der aktuellen Tragwerksnormen des SIA und der Berücksichtigung aktualisierter Einwir-

kungen erfüllt wird. Beim Nachweis zur Erfüllung der Anforderungen von den aktuellen Tragwerksnormen vom SIA fordert das ENSI nicht zwingend die Erstellung von neuen statischen und dynamischen Berechnungen. Der Nachweis kann auch qualitativ erfolgen, das heisst ohne neue Berechnungen unter Verwendung der Resultate der bisherigen Nachrechnungen und Plausibilitätsüberlegungen. Das KKG muss dem ENSI bis 31. Dezember 2012 ein Konzept zur Erfüllung dieser Forderung einreichen.

9.5.6 Elektro- und Leittechnik

Forderung 4.3-5:

Das KKG hat dem ENSI bis zum 30. Juni 2013 ein Konzept für die bis zur nächsten PSÜ vorgesehenen Teile des Austauschs der sicherheitsrelevanten Leittechnik inklusive Terminplan vorzulegen.

9.5.7 Auslegungsstörfälle und radiologische Auswirkungen

Forderung 4.7-1:

Das KKG hat bis zum 31. Dezember 2013 gemäss UVEK-Verordnung SR 732.112.2 zu analysieren und nachvollziehbar darzulegen, welche Schäden und radiologischen Auswirkungen ein Flugzeugabsturz auf die Abfalllager LAA und MAA des KKG hat, unabhängig von der Eintrittshäufigkeit.

Forderung 6.1-1:

Das KKG hat mithilfe anerkannter Methoden zu überprüfen, inwieweit die Auslegung der Anlage den Einwirkungen eines Referenzerdbebens mit einer Häufigkeit von 10^{-3} pro Jahr (Störfallkategorie 2) und eines Sicherheitserdbebens SSE mit einer Häufigkeit von 10^{-4} pro Jahr (Störfallkategorie 3) gemäss den Resultaten des PRP mit ausreichender Sicherheit standhält. Dabei sind für das SSE alle sicherheitstechnisch klassierten Bauwerke der Klasse BK I und Ausrüstungen der Klasse EK I sowie diejenigen Komponenten, welche klassierte Ausrüstungen gefährden können, wie auch die Brennelemente und Steuerstäbe zu berücksichtigen. Für das Referenzerdbeben muss gemäss der Erdbebenklasse EK II und der Bauwerkklasse BK II die Integrität der Ausrüstungen gewährleistet sein. Dies gilt auch für alle Ausrüstungen, welche Aktivität enthalten oder enthalten können (siehe Anhang 4 Absatz 3.1 d KEV). Hierfür ist ein Konzept zu erstellen, in dem das Überprüfungsverfahren, die verwendeten Methoden, gegebenenfalls beauftragte Experten und verbindliche Termine für die einzelnen Überprüfungs Schritte festzulegen sind. Das Konzept ist unter Beachtung der Forderungen 6.3-6 und 7.2-1 dem ENSI bis ein Jahr nach Vorliegen der Ergebnisse der PRP zur Abstimmung einzureichen.

Forderung 6.1-2:

Das KKG wird aufgefordert, die deterministischen Störfallanalysen systematisch auf Konformität und Vollständigkeit bezüglich der Richtlinie ENSI-A01 und der UVEK-Verordnung SR 732.112.2 zu prüfen. Darauf aufbauend ist die Störfallkategorisierung, dargestellt in dem KKG-Bericht „Klassierung von Störfällen“ [BER-D-16314 v1], bis zum 31. Dezember 2013 zu revidieren. Der zusammenfassende Bericht über die „Aufstellung der gültigen Störfallanalysen des Kernkraftwerkes KKG“ [ALD-D-38664 v1] ist bis zu diesem Termin ebenfalls zu aktualisieren. Die Ergebnisse der Kategorisierung und der Aufstellung der Störfallanalysen sind nachvollziehbar und übersichtlich zusammenzufassen und hinsichtlich der geänderten technischen Kriterien zu bewerten.

Forderung 6.1-3:

Das KKG hat darzulegen, welche vom Reaktorschutzsystem ausgelösten Systemfunktionen nicht eindeutig sicherheitsgerichtet und im ungesicherten Bereich untergebracht sind. Es ist bis zum 31. Dezember 2013 zu überprüfen, ob von diesen nicht eindeutig sicherheitsgerichteten Systemfunktionen auch Systemfunktionen aus dem gesicherten Bereich beeinträchtigt werden können. Sofern es solche gibt, sind diese im Rahmen des geplanten Ersatzes des Reaktorschutzsystems im gesicherten Bereich des Reaktorschutzsystems anzuordnen.

Forderung 6.2-1:

Für den Fall eines kleinen Lecks ist die mögliche Reflux-Condenser-Phase hinsichtlich der Sicherstellung der Unterkritikalität, wie in der UVEK-Verordnung SR 732.112.2 gefordert, zu bewerten. Die Bewertung ist bis zum 31. Dezember 2013 dem ENSI einzureichen.

Forderung 6.2-2:

Das KKG hat den DE-Heizrohrbruch bis zum 31. Dezember 2013 sowohl unter Berücksichtigung von Art. 10 Abs. 1 Bst. f KEV als auch unter der Annahme der Einhaltung der Betriebsvorschriften gemäss Richtlinie ENSI-A01 bis zum Erreichen eines sicheren Anlagenzustandes zu analysieren. Die Konservativität der abgeblasenen Dampfmenge ist bezüglich der Dosisbelastung ebenfalls zu berücksichtigen (siehe auch Forderung 6.3-4).

Forderung 6.3-1:

Das KKG hat für die von KKG als „radiologisch relevant“ bezeichneten Störfälle mit Freisetzung von Primärkühlmittel oder Frischdampf bis zum 31. Dezember 2013 in einem Bericht die Herleitung der Aktivitätsinventare im Frischdampf- und im Primärkühlmittel im Detail nachvollziehbar und anlagenspezifisch darzulegen; dabei ist für die verwendete Nuklidliste nachzuweisen, dass damit mindestens 99 % der resultierenden Dosis in der Umgebung erfasst werden.

Forderung 6.3-2:

Das KKG hat für die von KKG als „radiologisch relevant“ bezeichneten Störfälle die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen gemäss Richtlinie ENSI-G14 Rev. 1 neu durchzuführen und bis 31. Dezember 2013 dem ENSI einzureichen. Die Ergebnisse sind im Sicherheitsbericht zu dokumentieren.

Forderung 6.3-3:

Die Analyse zum Störfall „Absturz eines Brennelements im Ringraum“ ist neu zu erstellen und bis zum 31. Dezember 2013 in einem Bericht zu dokumentieren. Dabei sind folgende Aspekte zu berücksichtigen:

- a) Die Einhaltung der technischen Kriterien der UVEK-Verordnung SR 732.112.2, welche störfallbedingte Beeinträchtigungen der Integrität der Brennstab-Hüllrohre in der Störfallkategorie 2 untersagt, ist nachzuweisen. Hierfür ist zu zeigen, dass es bei einem Absturz nicht zu Beeinträchtigungen der Integrität der Brennstab-Hüllrohre kommt, oder es ist zu zeigen, dass die Häufigkeit eines Absturzes mit Beeinträchtigungen der Integrität der Brennstab-Hüllrohre kleiner als 10^{-4} pro Jahr ist.
- b) Die Basis für die Festlegung der Umschaltzeit der Ringraumlüftung und die Konservativität der Modellierung der Transportprozesse sind anhand des aktuellen Stands von Wissenschaft und

Technik zu belegen. Nach Art. 36 KEV sind dabei auch Erkenntnisse zu berücksichtigen, die in kerntechnische Regelwerke anderer Länder massgebend eingeflossen sind.

- c) Das KKG hat zu überprüfen, auf welche Weise eine weitere Reduktion der Personendosen im Falle eines Brennelementhandhabungsstörfalls erreicht werden kann (vgl. Kapitel 6.3.6). Die Möglichkeiten sind in einem Bericht zu diskutieren und wo sinnvoll entsprechend umzusetzen.

Forderung 6.3-4:

Das KKG hat für den Bruch einer Frischdampfleitung hinter der äusseren Absperrarmatur mit Dampferzeugerheizrohrschäden die radiologische Analyse unter Berücksichtigung der Forderung 6.2-2 neu zu erstellen und in einem Bericht zu dokumentieren, der dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 einzureichen ist. Dabei ist die Modellierung des Nuklidtransports dem Stand von Wissenschaft und Technik anzupassen: Das Transportmodell für Edelgase ist zu korrigieren, organisches Iod sowie die unterschiedlichen Transportmechanismen (Flashing, Partition) sind zu berücksichtigen. Zudem ist die Modellierung der Aktivitätsüberhöhung auf alle modellierten Edelgas- und Halogennuklide zu erweitern. Der Einfluss der Lage der Dampferzeugerheizrohr-Bruchstelle ist zu berücksichtigen. Die für die Berechnung des Quellterms verwendeten Grössen sind tabellarisch aufzuführen und zu referenzieren.

Forderung 6.3-5:

Die radiologische Analyse für den Bruch einer Entnahmeleitung (TA) im Reaktorhilfsanlagengebäude ist vom KKG neu zu erstellen, in Berichtsform zu dokumentieren und dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 einzureichen. Darzulegen sind insbesondere:

- Die Einstufung des Störfalls ist zu begründen.
- Die Nachvollziehbarkeit des vom KKG ermittelten Quellterms ist gemäss Richtlinie ENSI-A08 in der Dokumentation zu gewährleisten. Dafür sind die getroffenen Annahmen zu beschreiben und zu referenzieren. Die unterstellten Anteile der Iodspezies, der Partitionsfaktor von elementarem Iod in Wasser und die Dauer der Abgaben sind zu begründen. Die Einflussgrössen sind tabellarisch aufzuführen und zu referenzieren.

Forderung 6.3-6:

Die radiologische Analyse für den doppelendigen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung ist vom KKG unter Berücksichtigung der Anforderungen aus der Richtlinie ENSI-A08 neu zu erstellen, in Berichtsform zu dokumentieren und dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 einzureichen. Dabei sind insbesondere folgende Aspekte zu beachten:

- Denkbare mögliche Freisetzungen vor Isolation des Sicherheitsbehälters sowie mögliche Leckagen und Freisetzungspfade auch in Bypass des Ringraums sind anlagenspezifisch zu betrachten.
- Der Zeitpunkt des frühestmöglichen Versagens von Brennstäben ist anlagenspezifisch auszuweisen.
- Die Konservativität des Partitionsmodells ist hinsichtlich des aktuellen Stands von Wissenschaft und Technik zur Iodchemie in wässriger Umgebung nachzuweisen.
- Der Abbruch der Berechnung nach 24 Stunden unter Vernachlässigung allfälliger späterer Abgaben ist nachvollziehbar zu begründen.

- *Die Einflussgrößen sind tabellarisch aufzuführen, ihre Konservativität ist aufzuzeigen und ihre Basis zu referenzieren.*

Forderung 6.3-7:

Das KKG hat in einem Bericht die Aktivitätsinventare der Komponenten und Systeme darzulegen, die basierend auf den Untersuchungen gemäss Forderung 6.1-1 den Einwirkungen eines 1 000-jährlichen Referenzerdbebens und eines Sicherheitserdbebens (SSE) nicht mit ausreichender Sicherheit standhalten.

Darauf basierend ist die beim Störfall Erdbeben zu erwartende Gesamtdosis zu ermitteln und die Einhaltung der Dosisgrenzwerte gemäss StSV ist nachzuweisen.

Der Termin für diesen Nachweis ist in dem gemäss Forderung 6.1-1 spätestens ein Jahr nach Vorliegen der Ergebnisse der PRP zu erstellenden Konzept verbindlich festzulegen.

Forderung 6.3-8:

Die Post-LOCA Studie ist unter Berücksichtigung der vorgenommenen Anlagenänderungen und der Erweiterung des Notfallmanagements hinsichtlich ihrer Aktualität zu überprüfen und ggf. zu aktualisieren. Die aktualisierte Studie ist dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 einzureichen.

Forderung 6.3-9:

Der Sicherheitsbericht ist gemäss Art. 41 Abs. 1 KEV durch das KKG bis zum 31. Dezember 2012 und danach turnusgemäss spätestens alle zwei Jahre bezüglich der Ergebnisse der überarbeiteten Störfallanalysen (siehe Kapitel 6 und 7 dieser Stellungnahme) nachzuführen und dem aktuellen Stand der Kernanlage anzupassen. Details der Analysen sind zu dokumentieren, gegebenenfalls in separaten Berichten. Inkonsistenzen zwischen Sicherheitsbericht und ergänzenden Berichten sind zu beheben.

9.5.8 PSA

Forderung 7.2-1:

Die Erdbebenanalyse der GPSA2009 ist qualitätsgesichert so zu überarbeiten, dass sie dem Stand der Technik entspricht. Insbesondere sind

- *die vom ENSI als gültig erklärten Erdbebengefährdungsergebnisse unverändert zu verwenden;*
- *die Fragility-Analysen und die Unfallablaufanalysen mit etablierten Verfahren durchzuführen, die im Einklang mit gesicherten Forschungsergebnissen oder der gängigen Praxis stehen;*
- *die Erdbebenanalyse klar strukturiert, umfassend und nachvollziehbar zu dokumentieren.*

Bis 30. Juni 2013 ist hierfür ein verbindliches Konzept einzureichen, welches die verwendeten Methoden, den Umfang der Analysen, den Zeitplan für die einzelnen Analyseschritte, die beauftragten Experten, die vorgesehenen Qualitätssicherungsmassnahmen und die Erdbebengefährdungsannahmen konkret festlegt.

Forderung 7.2-2:

Bis 31. Dezember 2014 sind sämtliche in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte zur Stufe-1-PSA für die Bewertung des Betriebszustandes Vollast umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste

festgehaltenen Verbesserungspunkt schriftlich darzulegen, wie dieser im neuen Modell bzw. in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

Forderung 7.3-1:

Bis 31. Dezember 2015 sind sämtliche in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte zur Stufe-2-PSA für die Bewertung des Betriebszustandes Vollast umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt schriftlich darzulegen, wie dieser im neuen Modell bzw. in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

Forderung 7.4-1:

Bis 31. Dezember 2015 sind sämtliche in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte zur Stufe-1-PSA für die Bewertung des Betriebszustandes Stillstand umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt schriftlich darzulegen, wie dieser im neuen Modell bzw. in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

Forderung 7.5-1:

Bis 31. Dezember 2016 sind sämtliche in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte zur Stufe-2-PSA für die Bewertung des Betriebszustandes Stillstand umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation dem ENSI einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt schriftlich darzulegen, wie dieser im neuen Modell bzw. in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde.

Forderung 7.6-1:

Das KKG hat bis zum 31. Dezember 2012 darzulegen,

1. wie es in Zukunft sicherstellen wird, dass es die Verantwortung für die Bewertung der nuklearen Sicherheit (namentlich bei Sicherheitsanalysen, insbesondere der PSA), entsprechend Art. 30 Abs. 1 Bst. g KEV wahrnehmen kann, und
2. wie es die persönliche Eignung des für diesen Bereich verantwortlichen Personals entsprechend Art. 23 der Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen (VAPK) gewährleisten wird.

9.5.9 Systemtechnik

Forderung 5.4-1:

Das KKG hat den aktuellen Stand des verwendeten Isoliermaterials für die Leitungen und Anlagenteile im Containment unter Berücksichtigung der im Überprüfungszeitraum durchgeführten Anlagenänderungen darzustellen und wenn notwendig die Auswirkungen auf die Auslegung der Sumpfsiebe zu bewerten. Die Ergebnisse sind in einem Bericht zusammenzufassen und dem ENSI bis zum 31. Dezember 2013 einzureichen.

9.5.10 Notfallschutz

Forderung 8.3-1:

Bis zum 31. Dezember 2012 ist für Störfälle während des Stillstands bei geöffnetem Reaktorkühlkreislauf im Notfallhandbuch festzulegen, unter welchen Bedingungen vom präventiven zum mitigativen Notfallmanagement überzugehen ist.

9.5.11 Gesamtbeurteilung

Forderung 9.2-1:

Der Sicherheitsbericht als Grundlage für die laufende Beurteilung der Sicherheit gemäss Anhang 3 KEV ist durch das KKG bis zum 31. Dezember 2012 auf den aktuellen Stand zu bringen.

Anhang A: Abkürzungen

Hinweise

- Anlagenkennzeichnungssystem AKZ (siehe Anhang C)
- rechtliche Grundlagen (siehe Anhang D)
- KKG-Bezeichnungen für Freisetzungskategorien (siehe Tabellen 7-7 und 7-20)

2F-Bruch	doppelendiger Bruch einer Rohrleitung
ABN	Ausserbetriebnahme
ADR	Europäisches Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse
AEA	Änderungsantrag
AfU	Amt für Umwelt
AGT	Abfallgebindetypen
AKZ	Anlagenkennzeichnungssystem (siehe Anhang C)
ALARA	As Low as Reasonably Achievable (so tief wie vernünftigerweise erreichbar)
ALPIQ	Firmenname
AM	Accident Management
ANPA	System zur Übertragung der Anlageparameter aus den Kernkraftwerken
ANS	American Nuclear Society
ANSI	American National Standard Institute
ANTIKE	Projektname
AREVA	Firmenname
ASCE	American Society of Civil Engineers
ASEP	Accident Sequence Evaluation Program
ASK	Abteilung für die Sicherheit der Kernanlagen
ASiKu	Arbeitsgruppe Sicherheitskultur
ASME	American Society of Mechanical Engineers
ASTM	American Society for Testing and Materials
ATHEANA	A Technique for Human Event Analysis
ATEL	Aare-Tessin AG für Elektrizität
ATR	unplanned automatic trip rate per 7000 hours operating (ungeplante Reaktorschnellabschaltungen)
ATWS	Anticipated Transient without Scram (Transiente mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung)
AÜP	Alterungsüberwachungsprogramm
Axpo	Firmenname
BAG	Bundesamt für Gesundheit

BAKOM	Bundesamt für Kommunikation
BE	Brennelement
BEGEMA	Begrenzungsmeldeanlage
BETHY	Rechenprogramm zur Störfallanalyse
BFE	Bundesamt für Energie
BHB	Betriebshandbuch
BK	Bauwerksklasse (BK I und BK II gemäss Anhang KEV)
BMA	Brandmeldeanlage
BS	Brennstäbe
BSS	Basic Safety Standard
CAV	Cumulative Absolute Velocity
CARINA	Projektname des KKG (Application of the Master Curve Approach for Neutron Fluences in the Upper Bound: Extension of the Data Base for Fracture Mechanical Characteristics of Irradiated German RPV Materials)
CARO	Berechnungscode für Störfallanalysen
CASCADE	Core Analysis and Safety Codes for Advanced Design Evaluations
CATHARE	Berechnungscode für thermohydraulische Analysen
CCF	Common Cause Failure
CCI	Firmenname
CDF	Core Damage Frequency
CESA	Commission Errors Search and Assessment
CET	Containment Event Trees
CFVS	Containment Filtered Venting System
CIS	Chemieinformationssystem
CKW	Centralschweizerische Kraftwerke
COCO	Rechenprogramm (Berechnung des Containmentzustandes)
COSKO	Coreschrott-Konditionierung
DCH	Direct Containment Heating
DE	Dampferzeuger
DECT	Digital Enhanced Cordless Telecommunications
DIN	Deutsche Industrie Norm
DH	Druckhalter
DNB	Departure from Nucleate Boiling (Brennstoffschmelzabstand)
D-STEB	D-Bank-Steuerstabfahrbegrenzung
DWR	Druckwasserreaktor
EAWAG	Eidgenössische Anstalt für Wasserversorgung, Abwasserreinigung und Gewässerschutz
EDV	Elektronische Datenverarbeitung
EERI	Earthquake Engineering Research Institute

EF	Einzelfehler
EK	Erdbebenklassen (EK I und EK II gemäss Anhang KEV)
ELFB	Endlagerfähigkeitsbescheinigung
ENSI	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat
EOC	Error(s) of Commission
EPD	elektronische Personendosimeter
EPRI-MRP	Electric Power Research Institute – Material Reliability Program
EROSKO	Projektname
ESD	Event Sequence Diagrams (Ereignisablaufdiagramme)
ETH	Eidgenössische Technische Hochschule
ewb	Energie Wasser Bern
EU	Europäische Union
EVA	Einwirkung von Aussen
EVED	Eidg. Verkehrs- und Energiewirtschaftsdepartement
FAGEB	Stab-Fahrgeschwindigkeitsbegrenzung
FANP	Firmenname
FD	Frischdampf
FDF	Fuel Damage Frequency (Häufigkeit einer Brennstoffschädigung)
FDMaxD-Reg	Frischdampfmaximaldruck-Regelung
FDU	Frischdampfumleitstation
FEA	Finite-Element-Analysen (z. B. 3D-FEA)
FLI	Failure Likelihood Index
GEV	Generalized Extreme Value (normierte Extremwert Verteilung)
GPSA	probabilistische Sicherheitsanalyse des KKW Gösgen
GRS	Gesellschaft für Reaktorsicherheit
GSA	Gegensprechanlage
GSKL	Gruppe der schweizerischen Kernkraftwerksleiter
HAA	Lager für Hochaktive Abfälle (ZWILAG-Bezeichnung)
HCLPF	High Confidence of Low Probability of Failure
HEP	Human Error Probability
HD	Hochdruck
HDA	Produktname
HILTI	Firmennamen
HKM	Hauptkühlmittel
HKMP	Hauptkühlmittelpumpen
HKR	Hauptkommandoraum
HPME	High-Pressure Melt Ejection
HR	Human Ressources

HRA	Human Reliability Analysis
HSK	Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen
IAEA	International Atomic Energy Agency (Internationale Atomenergiebehörde)
IAP	Institut für angewandte Psychologie
ICRP	International Commission on Radiological Protection (Internationale Strahlenschutzkommission)
IEC	International Electrotechnical Commission
INES	International Nuclear Event Scale
IPIS	integrierte Planungs- und Instandhaltungssystem
IRA	Institut de Radiophysique
IRS	Incident reporting system (Vorkommnis-Informationssystem der IAEA)
ISRAM	Informationssystem für radioaktive Materialien
ISA	interner Sicherheitsausschuss
ISLOCA	Interfacing System LOCA
ISO	International Organization for Standardization
ISRAM	Informationssystem für radioaktive Materialien
ITU	Institut für Transurane am Forschungszentrum Karlsruhe
KKG	Kernkraftwerk Gösgen
KKN AG	Kernkraftwerk Niederamt Aktiengesellschaft
KKW	Kernkraftwerk
KMD	Kühlmitteldruck
KMS	Kugelmesssystem
KMT	Kühlmitteltemperatur
KMV	Kühlmittelverlust
KomABC	Eidgenössische Kommission für ABC-Schutz (CH)
KORIGEN	Rechenprogramm zur Bestimmung von Aktivitätsinventaren
KSA	Kommission für die Sicherheit der Atomanlagen (CH)
KTA	Kerntechnischer Ausschuss (D)
KWU	Firmenname (Kraftwerksunion)
LA	Luftaustausch (Masseinheit für Leckratentests)
LAA	Lager für schwachaktive Abfälle (KKG-Bezeichnung)
LER	Large Early Release (grosse frühe Freisetzung)
LERF	Large Early Release Frequency (Häufigkeit grosser früher Freisetzungen)
LETA	Projektname des KKG zum Austausch der Leittechnik
LLR	Large Late Release (grosse späte Freisetzung)
LOCA	Loss of Coolant Accident (Kühlmittelverluststörfall)
LRF	Large Release Frequency (Häufigkeit grosser Freisetzungen)

LROFF	Large Offsite Release
LRON	Large Onsite Release
LVD	Leistungsverteilerdetektor
LVDS	Leistungsverteilerdetektor-System
LVÜ	Leistungsverteilungsüberwachung
MAA	Lager für mittelaktive Abfälle (KKG-Bezeichnung)
MADUK	Messnetz zur automatischen Erfassung der Dosisleistung in der Umgebung der Kernkraftwerke
MELSIM	Produktname für Anwendungsprogramm
MELCOR	Produktname für Anwendungsprogramm
MGL	Multiple-Greek-Letter-Methode
MOSAIK	Produktname für Transport- und Lagerbehälter
MOV	Motor Operated Valve (Versagensraten von Motorarmaturen)
MOX-BE	Mischoxid-Brennelemente
Nagra	Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle
NHB	Notfallhandbuch
ND	Niederdruck
NLOOP	Rechenprogramm zur Modellierung der Leittechnik
NLS	Notstandleitstand
NOGEMA	Notgefahrmeldeanlage
NSS	Notsteuerstelle
NUDAWIN	Produktname für Anwendungsprogramm
NUREG	Regulatory Guides der US-NRC
OBE	Operating Basis Earthquake (Betriebserdbeben)
ODL	Ortsdosisleistung
OECD-NEA	Organisation for Economic Co-operation and Development – Nuclear Energy Agency
OHSAS	Occupational Health and Safety Assessment Series
OLC	operational limits and conditions
ORIGEN-ARP	Rechenprogramm zur Bestimmung von Aktivitätsinventaren
OSART	Operational Safety Review Team
OSPAR-Kommission	ministerielle Kommission des Oslo-Paris Übereinkommens zum Schutz der Meeresumwelt des Nordostatlantiks
PANBOX	Rechenprogramm (neutronisch-thermohydraulisch gekoppelte Kernanalysen)
PARCOM	Paris-Kommission zum Schutz der Meeresumwelt des Nordostatlantiks (Vorgänger der OSPAR-Kommission)
PASS	Post Accident Sampling System
PCI	pellet cladding interaction (Wechselwirkung zwischen Brennstoff-Tablette und Hüllrohr)
PDCA	„Plan – Do – Check – Act“
PDE	Primärseitige Druckentlastung

PDS	Plant Damage States
PEGASOS	probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse für die KKW-Standorte in der Schweiz
PGA	Peak Ground Acceleration
PISA	Projektname für die Verbesserung der primärseitigen Druckentlastung
POS	Plant Operation States (Betriebszustände)
POWERTRAX	Produktname für Anwendungsprogramm
PRODIS	Prozessdateninformations-System
PROVI	Prozessvisualisierungs-System
PSA	probabilistische Sicherheitsanalyse
PSI	Paul Scherrer Institut
PSF	Performance Shaping Factor
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
PTS	Pressurized Thermal Shock (Thermoschock)
PVC	Polyvinylchlorid
PWSCC	primary water stress corrosion cracking (Primärwasser Spannungsrisskorrosion)
QS	Qualitätssicherung
QSS	Qualitätssicherungssystem
RABE	Rasche Alarmierung der Bevölkerung (-Kriterien, -Detektoren, ...)
RELEB L-RELEB Q-RELEB Peak-RELEB POR PUR DNB-RELEB RELAX-RELEB	Reaktorleistungsbegrenzung gegen eine zu hohe Gesamtleistung gegen eine zu hohe Leistungsdichte (lineare Stableistungsdichte) gegen eine zu hohe lokale Leistungsdichte Peak-Oben-RELEB Peak-Unten-RELEB gegen Filmsieden der Brennstabhüllrohre gegen die axiale Schiefelast (Leistungsdichte) in der unteren Kernhälfte
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RDB	Reaktordruckbehälter
RIA	Reactivity Initiated Accident
RL	Reference Level der WENRA
RKL	Reaktorkühlkreislauf
RSK	Reaktorsicherheitskommission (im Auftrag des deutschen Ministeriums für Umwelt)
RSS	Rektorschutzsystem
RT _{PTS}	Reference Temperature for Pressurized Thermal Shock (Sprödbruch-Referenztemperatur für Thermoschockbelastung)
RT _{NDT}	Reference Temperature for Nil Ductility Transition (Referenztemperatur für Übergang zum Fließen gem. ASME Code, Section III, NB-2331)
SAV 95	Standard-Auslegungsverfahren 95
SAMG	Severe Accident Management Guidance
SB	sicherheitsbezogene (Systemkategorie SB)

SE	Steuerelemente
SHB	Sicherheitsbehälter
SIA	Schweizerischer Ingenieur- und Architektenverein
SIGEMA	Sicherheitsgefahrenmeldeanlage
SIMATIC N	Produktname
SINUPREM	Produktname
SiRaBe	Sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen
SIWI	Sicherheitstechnisch wichtige (-Nachrüstungen, -Antriebe, ...)
SiV	Sicherheitsventils
SK	Sicherheitsklasse (SK1 bis 4 gemäss Anhang KEV)
SLIM	Success Likelihood Index Methodology
SM	Schwermetall
SMA	Seismic Margin Assessment (Analyse der Reserven bezüglich seismischer Belastungen)
SMREL	Small Releases (kleine Freisetzungen)
SPDS	Safety Parameter Display System
SPSA	probabilistische Sicherheitsanalyse der Betriebszustände während Stillstand
SQS	Schweizerische Vereinigung für Qualitäts- und Management-Systeme
S-RELAP5	Berechnungscode für thermohydraulische Analysen
SSA	Sicherheitsstatusanalyse
SSE	Sicherheitserdbeben
STA	Shift Technical Advisor (Pikettingenieur)
STAB	Stabausfahrbegrenzung
STAFAB	Steuerstab-Fahrbegrenzungsschaltungen
STAFE	Stabfehleinfall(begrenzung)
STEB	Stabeinfahrbegrenzung
STEW	Stabeinwurfssystem
SUVA	Schweizerische Unfallversicherungsanstalt
SVTI	Schweizerischer Vereinigung für technische Inspektionen
SWT	Stand von Wissenschaft und Technik
TELEPERM C	Produktname
THERP	Technique for Human Error Rate Prediction
TLD	Thermolumineszenz-Dosimeter
T/L-Behälter	Transport- und Lagerbehälter
TRACE	Berechnungscode für thermohydraulische Analysen
TRAR	Total Risk of Activity Release
TS	Technische Spezifikationen (Teil des BHB mit wesentlichen Regelungen primär für Sicherheitssysteme)
TTES	Thermisches Transienten-Erfassungs-System
TUSA	Turbinenschnellabschaltung

TXS	Leittechniksystem TELEPERM XS
UAK	Unterausschuss Kernenergie der schweizerischen Stromverbundunternehmen (heute swissnuclear)
U-BE	Uranoxid-Brennelemente
UBEK	unabhängiger Brennelement-Beckenkühlstrang
UCF	unit capability factor (Arbeitsverfügbarkeit)
UCLF	unplanned capability loss factor (ungeplante Arbeitsnichtverfügbarkeit)
US NRC	United States Nuclear Regulatory Commission
USV	unterbrechungsfreie Stromversorgung
UVEK	Eidgenössisches Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation
VDE	Verein Deutscher Elektroingenieure
VENT	Venting (Freisetzung durch erfolgreiche gefilterte Containmentdruckentlastung)
VENTF	Venting Frequency (Häufigkeit von Freisetzungen durch erfolgreiche gefilterte Containmentdruckentlastung)
VGB	Verband der Grosskraftwerksbetreiber
VKF	Vereinigung Kantonalen Feuerversicherungen
WANO	World Association of Nuclear Operators
WAU-BE	Uranoxid-Brennelemente aus der Wiederaufarbeitung
WENRA	Western European Nuclear Regulator's Association
YPS	YP Surgeline (Druckhalterverbindungsrohr zur HKM-Leitung)
ZEDB	Zentrale Zuverlässigkeits- und Ereignisdatenbank (des VGB)
ZEEBRA	Zusätzliche Erweiterung und Ersatz Brandmeldeanlage (Projektname)
zfP	zerstörungsfreie Prüfungen
ZWILAG	Zwischenlager AG (Betreibergesellschaft des zentralen Zwischenlagers)

Anhang B: KKG-Anlagenkennzeichnungssystem AKZ (Auszug)

EY	Notstromdieselanlagen
FY	Notstanddieselanlagen
MA	Telefonanlage
MB	Gegensprechanlage
MC	Stanofonanlage
MD	Lautsprecheranlage
MH	PC-Netzwerke, PRODIS, PROVI, FIDOS, Simulator ...
PD	Ölentladung und -lagerung
PE	Ölförderung und -verteilung
PR	BE-Becken-Einbauten, -Lager
PS	BE-Schleuse, Kühler
RA	Frischdampfsystem
RL	Speisewassersystem
RR	An- und Abfahrssystem
RS	Notspeisesystem
RX	Notstandsystem
RZ	DE-Abschlämmung
TA	Volumenregelsystem, Zusatzboriersystem
TB	Chemikalieneinspeisesystem
TF	nukleares Zwischenkühlsystem
TG	BE- & Ladebeckenreinigung
TH	nukleares Not- & Nachkühlsystem
TL	nukleare Lüftungsanlage
TR	Abwassersammel- und Aufbereitungssystem
TS	Abgassystem
TT	Behandlung radioaktiver Abfälle
TX	Leckabsaugesystem
TY	Anlagenentwässerung und Entlüftung
UD	Deionat- und Sperrwasserversorgung
UQ	Hebezeuge, Aufzüge
UV	konventionelle Lüftungsanlagen
UX/UJ	Brandschutz
VA	Nebenkühlwasser Zu- und Rücklauf
VE	nukleares Nebenkühlwassersystem

VF	konventionelles Nebenkühlwassersystem
VX	Brunnenwasser für Notstandsystem
XA	Sicherheitsbehälter
XC	Personenschleuse
XD	Notschleuse
XL10	Druckentlastung des Sicherheitsbehälters
YA	Reaktorkühlkreislauf
YB	Dampferzeuger
YC	Reaktordruckbehälter
YD	Hauptkühlmittelpumpen
YP	Druckhaltesystem
YQ	Kerninstrumentierung, Kugelmesssystem
YR	Regelungen Primäranlage (inkl. Begrenzungen)
YS	Steuerstäbe (inkl. Stabsteuerung)
YX	Neutronenflussmessung aussen
YZ/RX	Reaktorschutzsystem

Anhang C: Referenzierte rechtliche Grundlagen

SR	Abkürzung	Titel
	AtG	Atomgesetz (bis zur Inkraftsetzung des KEG)
0.732.020		Übereinkommen über nukleare Sicherheit vom 17. Juni 1994, in Kraft getreten für die Schweiz am 1. Dezember 1996
0.741.621	ADR	Europäisches Übereinkommen vom 30. September 1957 über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse - ADR (mit Unterzeichnungsprotokoll und Anlagen), für die Schweiz in Kraft getreten am 1. Januar 2011
0.742.403.12	RID	Protokoll vom 3. Juni 1999 betreffend die Änderung des Übereinkommens über den internationalen Eisenbahnverkehr (COTIF) vom 9. Mai 1980, Anhang C: Ordnung für die internationale Eisenbahnbeförderung gefährlicher Güter, in Kraft getreten am 1. Januar 2011
0.748.0	ICAO-TI	Übereinkommen vom 7. Dezember 1944 über die internationale Zivilluftfahrt, Anhang 18: Technische Anweisungen für den sicheren Lufttransport von gefährlichen Gütern, Ausgabe 2011-2012
0.814.293		Übereinkommen zum Schutz der Meeresumwelt des Nordostatlantiks vom 22. September 1992, in Kraft getreten für die Schweiz am 25. März 1998
732.1	KEG	Kernenergiegesetz, vom 21. März 2003, in Kraft getreten am 1. Februar 2005
732.11	KEV	Kernenergieverordnung, vom 10. Dezember 2004, in Kraft getreten am 1. Februar 2005
732.112.2		Verordnung des UVEK vom 17. Juni 2009 über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen, in Kraft getreten am 1. August 2009
732.114.5		Verordnung des UVEK vom 16. April 2008 über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken, in Kraft getreten am 1. Mai 2008
732.13	VBRK	Verordnung vom 9. Juni 2006 über sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen in Kernanlagen, in Kraft getreten am 1. Juli 2006
732.143.1	VAPK	Verordnung vom 9. Juni 2006 über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen, in Kraft getreten am 1. Juli 2006
732.143.2	VBWK	Verordnung vom 9. Juni 2006 über die Betriebswachen von Kernanlagen, in Kraft getreten am 1. Juli 2006
732.33	NFSVO	Verordnung über den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen (Notfallschutzverordnung) vom 20. Oktober 2010, in Kraft getreten am 1. Januar 2011
741.621	SDR	Verordnung vom 29. November 2002 über die Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse, in Kraft getreten am 1. Januar 2011
741.622	GGBV	Verordnung vom 15. Juni 2001 über Gefahrgutbeauftragte für die Beförderung gefährlicher Güter auf Strasse, Schiene und Gewässern (Gefahrgutbeauftragtenverordnung), in Kraft getreten am 1. Januar 2009

742.401.6	RSD	Verordnung vom 3. Dezember 1996 des UVEK über die Beförderung gefährlicher Güter mit der Eisenbahn und mit Seilbahnen, in Kraft getreten am 1. Januar 2009
748.411	LTrV	Verordnung vom 17. August 2005 über den Lufttransport, in Kraft getreten am 1. Januar 2009
814.201	GschV	Gewässerschutzverordnung vom 28. Oktober 1998, in Kraft getreten am 1. Januar 1999
814.201.81		Verordnung des UVEK über die Genehmigung internationaler Beschlüsse und Empfehlungen vom 10. Januar 2000, in Kraft getreten am 1. März 2000
814.50	StSG	Strahlenschutzgesetz vom 22. März 1991, in Kraft getreten am 1. Oktober 1994
814.501	StSV	Strahlenschutzverordnung, vom 22. Juni 1994, in Kraft getreten am 1. Oktober 1994
814.501.261	Strahlenschutz-Ausbildungsverordnung	Verordnung vom 15. September 1998 über die Ausbildungen und die erlaubten Tätigkeiten im Strahlenschutz, in Kraft getreten am 1. Januar 1999
814.501.43	Dosimetrieverordnung	Verordnung vom 7. Oktober 1999 über die Personendosimetrie, in Kraft getreten am 1. Januar 2000
832.312.15	Kranverordnung	Verordnung über die sichere Verwendung von Kranen

Anhang D: Referenzierte Richtlinien

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Stand
HSK-R-04	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Projektierung von Bauwerken	Dezember 1990
HSK-R-06	Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	Mai 1985
HSK-R-07	Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes	Juni 1995
HSK-R-08	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung	Mai 1976
HSK-R-11	Strahlenschutzziele im Normalbetrieb von Kernanlagen	Mai 2003
HSK-R-12	Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts	Oktober 1997
HSK-R-14	Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle	Dezember 1988
HSK-R-15	Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken	November 2004
HSK-R-16	Seismische Anlageninstrumentierung	Februar 1980
HSK-R-17	Organisation von Kernkraftwerken	Juni 2002
HSK-R-18	Aufsichtsverfahren bei Reparaturen, Änderungen und Ersatz von mechanischen Ausrüstungen in Kernanlagen	Dezember 2000
HSK-R-23	Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernkraftwerken	Januar 2003
HSK-R-27	Auswahl, Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals von Kernkraftwerken	Mai 1992
HSK-R-29	Anforderungen an die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle	März 2004
HSK-R-31	Aufsichtsverfahren beim Bau und dem Nachrüsten von Kernkraftwerken, 1E klassierte elektrische Ausrüstungen	Oktober 2003
HSK-R-35	Aufsichtsverfahren bei Bau und Änderungen von Kernkraftwerken, Systemtechnik	Mai 1996
HSK-R-37	Anerkennung von Strahlenschutz-Ausbildungen und – Fortbildungen im Aufsichtsbereich der HSK	Juli 2001
HSK-R-41	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	Juli 1997
HSK-R-46	Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken	April 2005
HSK-R-47	Prüfungen von Strahlennessgeräten	Oktober 1999
HSK-R-48	Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	November 2001
HSK-R-50	Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in	März 2003

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Stand
	Kernanlagen	
HSK-R-51	Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen	November 2004
HSK-R-52	Transport- und Lagerbehälter (T/L-Behälter) für die Zwischenlagerung	Juli 2003
HSK-R-60	Überprüfung der Brennelementherstellung	März 2003
HSK-R-61	Aufsicht beim Einsatz von Brennelementen und Steuerstäben in Leichtwasserreaktoren	Juni 2004
HSK-R-100	Nachweis ausreichender Vorsorge gegen Störfälle in Kernkraftwerken (Störfall-Richtlinie)	Dezember 2004
HSK-R-101	Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren	Mai 1987
HSK-R-102	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz	Dezember 1986
HSK-R-103	Anlageninterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle	November 1989
HSK-E-04	Steuerstellen und Notfallräume von Kernkraftwerken: Anforderungen betreffend Ausführung und Ausrüstung für Accident Management	Dezember 1989
ENSI-G01	Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke	Januar 2011
ENSI-G04	Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente	September 2010
ENSI-G07	Organisation von Kernanlagen	April 2008
ENSI-G11	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage	Mai 2010 (Februar 2009)
HSK-G13	Strahlenschutzmessmittel in Kernanlagen: Konzepte, Anforderungen und Prüfungen	Februar 2008
ENSI-G14	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	Dezember 2009 (Februar 2008)
ENSI-G15	Strahlenschutzziele für Kernanlagen	November 2010
ENSI-A01	Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse	Juli 2009
ENSI-A04	Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen	September 2009
ENSI-A05	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Umfang und Qualität	Januar 2009

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Stand
ENSI-A06	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen	Mai 2008
ENSI-A08	Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen	Februar 2010
ENSI-B02	Periodische Berichterstattung der Kernanlagen	Februar 2010 (Dezember 2008, September 2008)
ENSI-B04	Freimessung von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen	August 2009
ENSI-B05	Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle	Februar 2007
ENSI-B06	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung	Mai 2010 (April 2009)
HSK-B07 (ENSI-B07)	Sicherheitstechnische klassierte Behälter und Rohrleitungen: Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen	September 2008
ENSI-B10	Ausbildung, Wiederholungsschuldung und Weiterbildung von Personal	Oktober 2010
ENSI-B11	Notfallübungen	November 2007
ENSI-B12	Notfallschutz in Kernanlagen	April 2009
ENSI-B13	Ausbildung und Fortbildung des Strahlenschutzpersonals	November 2010

Anhang E: Referenzen

- ¹ HSK 17/400: Periodische Sicherheitsüberprüfung für das Kernkraftwerk Gösgen-Däniken, November 1999
- ² KKG BRI-D-35201: Abschluss der Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2008, 22. Dezember 2008
- ³ KKG BER-D-33022 v1: Zusammenfassung der Ergebnisse der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKG – 2008, 15. Dezember 2008
- ⁴ KKG BER-D-28807 v1: PSÜ 2008 – Organisationsentwicklung und Sicherheitskultur, 7. November 2008
- ⁵ KKG BER-C-32257 v1: PSÜ 2008 – Notfallbereitschaft, 25. Juni 2008
- ⁶ KKG BER-D-33857 v1: AÜP-Bericht, 11. November 2008
- ⁷ KKG BER-D-33391 v2: Betriebserfahrungsbericht für die Periode 1998 – 2007, 19. Juni 2009
- ⁸ KKG ALD-D-32949 v1: Sicherheitsstatusanalyse (SSA) Kernkraftwerk Gösgen-Däniken (KKG/D) mit Druckwasserreaktor, 31. Juli 2008
- ⁹ KKG DGD Rev. 8: Sicherheitsbericht, 2008
- ¹⁰ ENSI 17/1100: Ergebnisse der Grobprüfung der Unterlagen zur PSÜ KKG 2008, 14. Mai 2009
- ¹¹ ENSI-Brief: Verfügung: Massnahmen aufgrund der Ereignisse in Fukushima, 18. März 2011
- ¹² ENSI-Brief: Verfügung: Vorgehensvorgaben zur Überprüfung der Auslegung bezüglich Erdbeben und Überflutung, 1. April 2011
- ¹³ ENSI-Brief: Verfügung: Stellungnahme zu ihrem Bericht vom 31. März 2011, 5. Mai 2011
- ¹⁴ ENSI 18/12: Gutachten des ENSI zum Rahmenbewilligungsgesuch der KKN AG – Neubauprojekt Kernkraftwerk Niederamt, September 2010
- ¹⁵ Nagra Final Report, Volumes 1 – 6: Probabilistic Seismic Hazard Analysis for Swiss Nuclear Power Plant Sites (PEGASOS Project), 31 July 2004
- ¹⁶ IAEA Safety Standard NS-G-3.3: Evaluation of Seismic Hazards for Nuclear Power Plants, 2002
- ¹⁷ IAEA Safety Standard NS-G-3.4: Meteorological Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants, 2002
- ¹⁸ IAEA Safety Standard NS-G-3.5: Flood Hazards for Nuclear Power Plants on Coastal and River Sites, 2002
- ¹⁹ Framatome-Bericht FANP NGPS4 2003 DE 0027
- ²⁰ KKG-Bericht, ALD-D-48800 v1, Nachweisführung für den Hochwasserschutz des KKG, 20.12.2010
- ²¹ KKG-Bericht, BER-D-51283: Sicherheitstechnischer Nachweis des Hochwasserschutzes – Verfügung des ENSI vom 1. April 2011, 21. Juni 2011
- ²² ENSI-Brief: Sicherheitstechnischer Nachweis des KKG für das 10 000-jährliche Hochwasser, 7. September 2011
- ²³ Swiss Journal of Geosciences 102: Methodology and Main Results of Seismic Source Characterization for the PEGASOS Project, Switzerland (5 Papers mit den Resultaten der PEGASOS-Workshops). S. 91 – 209, 2009
- ²⁴ KomABC: Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen, Januar 2006
- ²⁵ IAEA Safety Standard NS-R-3: Site Evaluation for Nuclear Installations, 2003
- ²⁶ BMFT 1500 701/B8 Bd.1 und 2: Forschungsprogramm Reaktorsicherheit – Abschlussbericht Förderungsvorhaben, Transienten-Untersuchung in der PKL-Versuchsanlage (PKL II B), Dezember 1992
- ²⁷ HSK-Brief: Einführung eines dreidimensionalen Kernsimulator-Computerprogramms zur Kernüberwachung (PSÜ-Pendenz P 124), 28. September 2010
- ²⁸ HSK-Brief: Schliessung PSÜ-Pendenz QM System, 3. Februar 2004
- ²⁹ HSK-Aktennotiz HSK 17/550, PSÜ-KKG Pendenz P 144: Bruch einer TH-Leitung im Ringraum während des Nachkühlbetriebes – strahlenschutztechnische Aspekte, 12. August 2002
- ³⁰ KKG-Brief: Gesuch um Bewilligung für den Bau und Betrieb eines Brennelement-Nasslagers im Kernkraftwerk Gösgen, 26. Juni 2002
- ³¹ ENSI-Freigabebrief: Brennelement-Nasslager: Beschränkung der Betriebsfreigabe, 11. April 2011
- ³² KKG REG-D-0003 v6: Kraftwerksreglement, 12. August 2008
- ³³ IAEA Safety Standard NS-R-2: Safety of Nuclear Power Plants, 2000
- ³⁴ KKG WSG-D-0044 v2: Leitbild der Sicherheitskultur im Kernkraftwerk Gösgen, 24. April 2008
- ³⁵ KKG WSG-D-28692 v2: Wegweiser zur Sicherheit im KKG, 15. Mai 2009

- ³⁶ IAEA Safety Standard GS-R-3: The Management System for Facilities and Activities, 2006
- ³⁷ KKG REG-D-0001 v5: Reglement Managementsystem KKG, 18. Februar 2009
- ³⁸ KKG WSG-A-25136 v1: Stellenbeschreibungen/Erstellung, 6. Januar 2007
- ³⁹ KKG WSG-A-0006 1/01: Aus- und Weiterbildung im KKG, 16. Januar 2001
- ⁴⁰ KKG WSG-A-0005 v2: Erstellung und Handhabung von Dokumenten, 8. November 2006
- ⁴¹ US NRC NUREG-0711, Revision 2: Human Factors Engineering Program Review Model, February 2004
- ⁴² IAEA Safety Standard NS-G-2.2: Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants, 2000
- ⁴³ IAEA Safety Standard NS-G-2.4: The Operating Organization for Nuclear Power Plants, 2001
- ⁴⁴ HSK-Brief: PSÜ-Pendenz P133, Teil Technische Spezifikationen – Freigabe BHB 2.1.5 Spezifische Ausfallkriterien (TS), 31. Januar 2005
- ⁴⁵ HSK-Brief: Abschluss der PSÜ-Pendenz P133, 29. November 2005
- ⁴⁶ HSK-Brief: Freigabe von Änderungen der Technischen Spezifikationen: BHB Kapitel 2.2 und 2.3.1, 9. Januar 2002
- ⁴⁷ HSK/Swiss WENRA RHWG Action Plan: Legal Requirements, 3. Oktober 2008
- ⁴⁸ HSK AN 17/437, PSÜ KKG: Stellungnahme zum BHB-Konzept (Teil Technische Spezifikationen), 1. Dezember 2000
- ⁴⁹ KKG WSG-B-0007 v9: Bearbeitung von Vorkommnissen und Befunden, 30. April 2009
- ⁵⁰ KKG HDB-E-0011 v6: Handbuch zum AÜP für die Elektrotechnik, 28. Januar 2010
- ⁵¹ KKG ANO-E-42662: Stand AÜP Ende 2009, 29. Januar 2010
- ⁵² KKG BER-E-41278 v1: Ergänzung Betriebserfahrung Elektrotechnik 1998-2007, 30. November 2009
- ⁵³ KKG BER-D-38823 v1: Erfüllung der Anforderungen an die Organisation von Kernanlagen, Kap. 5.6 / 6.1, 20. Oktober 2009
- ⁵⁴ CCI-Leitfaden, K. Interewicz: Bewertungswerkzeuge für Alterungsmechanismen an Komponenten der Sicherheitsklassen 2 und 3, 6. Februar 2001
- ⁵⁵ KKG ANO-M-40232: PSÜ 2008: Bewertung der Bilanzierung der wiederkehrenden Prüfungen gemäss SVTI-Festlegung NE-14, 18. September 2009
- ⁵⁶ SVTI-Festlegung NE-14, Revision 6: Wiederholungsprüfungen von nuklear abnahmepflichtigen mechanischen Komponenten der Sicherheitsklassen 1 bis 4, 1. Januar 2005
- ⁵⁷ KKG-Brief BRI-M-52167: Komponentenliste - Provisorische Forderung Nr. 4.3-4 aus Stellungnahme des ENSI zur PSÜ 2008, 27. Mai 2011
- ⁵⁸ Inspektionsberichte des SVTI-Nuklearinspektorates 1998 bis 2007 A 250-15 bis A250-24: Wiederholungsprüfungen, Anlageänderungen und Reparaturen im Betriebsjahr und während der Abstellung
- ⁵⁹ KKG ALD-M-40418 v1: Erfahrungsbericht AÜP-Bautechnik zur PSÜ-Periode 1998 bis 2007, 24. September 2009
- ⁶⁰ GSKL-Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe inkl. Mustersteckbrief Reaktorabschirmgebäude, Rev. 2, 31. Oktober 2000
- ⁶¹ SN EN 13306: Begriffe der Instandhaltung, Juni 2001
- ⁶² Siemens – Technischer Bericht A1C-1301093-5, Revision 5: Sicherheitstechnische Rahmenbedingungen für Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns, 19. April 2007
- ⁶³ Siemens – Selbstständige Datenzusammenstellung A1C-1301094-8, Revision 8: Nachweisstand für sicherheitstechnische Parameter, 19. April 2007
- ⁶⁴ ANSI Standard ANS-19.6.1-2005: Reload Startup Physics Tests for Pressurized Water Reactors
- ⁶⁵ HSK-Brief: Freigabe der Erhöhung der Brennstoffanreicherung ab Zyklus 27, 3. Dezember 2002
- ⁶⁶ HSK-Brief: Stellungnahme zur Erhöhung der Brennstoffanreicherung ab Nachladung 29, 30. Mai 2005
- ⁶⁷ HSK-Brief: Freigabe für die Erhöhung des Spaltstoffgehaltes der Brennelemente auf 4,95 w/o für Frischuran und auf einen äquivalenten Wert für wiederaufgearbeitetes Uran, 16. April 2008
- ⁶⁸ HSK-Brief: Freigabe der Abbranderhöhung, 19. Juli 2006
- ⁶⁹ HSK-Brief: Freigabe des Standard-Auslegungsverfahrens SAV 95 für die Kernausslegung, 14. Mai 1998

- ⁷⁰ ENSI-Brief: Freigabe des Ersatzes der Abbrandkorrektur durch eine Reaktivitätskorrektur, 25. Mai 2009
- ⁷¹ IAEA Safety Standard NS-R-1: Safety of Nuclear Power Plants: Design Safety Requirements, September 2000
- ⁷² KTA-Regel 3101.1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung, Februar 1980
- ⁷³ KTA-Regel 3101.2: Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme, Dezember 1987
- ⁷⁴ KKG-Brief 96-1 01 181 Mei/cw: Unterkritikalitätsnachweise ab dem 18. Zyklus Anheben der Borkonzentration und des B-10-Gehaltes, 25. April 1996
- ⁷⁵ HSK-Brief: Freigabe des neuen Konzepts zum Nachweis der Unterkritikalität des Reaktorkerns, 11. Juni 1996
- ⁷⁶ HSK-Brief: Freigabe des Online-Kernüberwachungssystems POWERTRAX/S, 8. Mai 2008
- ⁷⁷ US Nuclear Regulatory Commission, Standard Review Plan, NUREG-0800, July 1981
- ⁷⁸ ANSI-Standard ANS-57.5-1996: Light Water Reactors Fuel Assembly Mechanical Design and Evaluation, 14 May 1981
- ⁷⁹ HSK-Brief: Freigabe des Einsatzes von Duplex-Hüllrohren des Typs DX HPA-4 in vier Demonstrationsbrennelementen sowie des Typs DX D4 in MOX-Brennelementen, 21. Januar 1999
- ⁸⁰ HSK-Brief: Freigabe des Einsatzes von D4-Hüllrohren bei Uran- und WAU-Brennelementen, 25. August 1999
- ⁸¹ HSK-Brief: Freigabe des Einsatzes des HTP-Abstandhalters ab der 27. Nachladung, 21. April 2004
- ⁸² HSK-Brief: Freigabe der Reduktion der Niederhaltfederkraft der HTP-Brennelemente ab der 28. Nachladung, 22. Juni 2004
- ⁸³ HSK-Brief: Freigabe der Erhöhung der Brennstoffdichte und Verkürzung der aktiven Brennstoffsäulenlänge, 15. März 2006
- ⁸⁴ HSK-Brief: Freigabe der Einführung des Monobloc-Führungsrohres ab Nachladung 30, 18. Mai 2006
- ⁸⁵ HSK-Brief: Reparatur des Brennelements 16-48, 19. Juni 1998
- ⁸⁶ HSK-Brief: Freigabe der Reparatur des Brennelements 25-42, 12. Juni 2006
- ⁸⁷ HSK-Brief: Freigabe der Reparatur von vier Brennelementen während des BE-Wechsels 2008, 10. Juni 2008
- ⁸⁸ HSK-Brief: Freigabe des Einsatzes von Hochabbrand-Demonstrationsbrennelementen, 6. Juni 2001
- ⁸⁹ HSK-Brief: Freigabe des Einsatzes von M5-Brennstabhüllrohren, 4. August 2004
- ⁹⁰ HSK-Brief: Freigabe des Einsatzes von M5-Brennstabhüllrohren mit Nachladung 28, 2. Dezember 2004
- ⁹¹ HSK-Brief: Freigabe der Bestrahlung von Test-Brennstäben mit Cr₂O₃-dotiertem Brennstoff in einem Testelement der Nachladung 29, 19. April 2006
- ⁹² HSK-Brief: Freigabe für die Durchführung eines Materialtestprogramms für Brennelement-Strukturkomponenten, 29. Mai 2001
- ⁹³ KTA-Regel 3103: Abschaltssysteme von Leichtwasserreaktoren, März 1984
- ⁹⁴ KTA-Regel 1401: Allgemeine Forderungen an die Qualitätssicherung, Juni 1996
- ⁹⁵ HSK-Brief: Freigabe für die Fabrikation von WAU-Brennelementen bei MSZ und deren Einsatz im KKG, 5. Juli 1999
- ⁹⁶ HSK-Aktennotiz AN-3929: Inspection visit to the Belgonucléaire MOX fuel rod manufacturing factory, Dessel (Belgium), 23-26 January 2001, 2. Februar 2001
- ⁹⁷ KTA-Regel 3602: Lagerung und Handhabung von Brennelementen und zugehörigen Einrichtungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, November 2003
- ⁹⁸ HSK-Brief: Nasslager: Betriebsfreigabe, 8. April 2008
- ⁹⁹ IAEA Safety Standard Series NS-G-1.4, Safety Guide: Core management and Fuel Handling for Nuclear Power Plants, 30. Juli 2002
- ¹⁰⁰ IAEA Safety Standard Series NS-G-2.5, Safety Guide: Design of Fuel Handling and Storage Systems in Nuclear Power Plants, 12. September 2003
- ¹⁰¹ HSK-Brief: Betriebsfreigabe für die mit einem Koordinatenfahrwerk automatisierte Brennstabwechsel-Vorrichtung im Ladebecken, 23. Juni 1999
- ¹⁰² KKG BER-D-38271 v1: PSÜ – Stellungnahme zu den Nachforderungen des ENSI, 25. September 2010
- ¹⁰³ KKG BER-C-40139 v1: Stellungnahme zu den ENSI Nachforderungen betreffend PSÜ-Unterlagen zu Chemie, Strahlenschutz und Radioaktive Abfälle, 10. September 2009

- ¹⁰⁴ ENSI-Fachgesprächsprotokoll 17/1177: Fachgespräch zur Wasserchemie, 9. April 2010
- ¹⁰⁵ VGB-R 401 J: Richtlinie für das Wasser in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Teil 1: DWR-Anlagen
- ¹⁰⁶ KKG REG-D-0005 v5: Strahlenschutzreglement, 10. März 2009
- ¹⁰⁷ KKG-HDB-C-5000 v10: Strahlenschutzhandbuch, 14. Dezember 2009
- ¹⁰⁸ KKG BER-D-42558 v1: Jahresbericht Sicherheit 2009, 4. Februar 2010
- ¹⁰⁹ KKG REG-D-0004 v10: Abläufe und Organisation im Notfall (Notfallreglement), 27. Juni 2007
- ¹¹⁰ KKG ALD-C-30872 v1: Kontaminationszonen in der kontrollierten Zone, 25. März 2008
- ¹¹¹ KKG ALD-C-30861 v1: Dosisleistungsgebiete in der kontrollierten Zone KKG, 25. März 2008
- ¹¹² KKG BER-C-29868 v1: PSÜ 2008 – Radiologie: Überprüfung des Zonenkonzepts, Oktober 2008
- ¹¹³ KKG ALD-C-23225 v1: Personenmonitore, 8. September 2006
- ¹¹⁴ KKG-BHB: Betriebshandbuch, 14. Juli 2005
- ¹¹⁵ HSK 17/919: Angemeldete Inspektion im KKG zum Hauptthema Rettungswege am 8. Dezember 2006, 26. Januar 2007
- ¹¹⁶ HSK-Brief: HSK-Geschäft 17/06/068: Aktualisierte Zonen- und Gebietspläne, 15. April 2008
- ¹¹⁷ KKG-BRI-C-50324: Überprüfung Zonenkonzept – Ausstehende Räume, 15. März 2011
- ¹¹⁸ ENSI-Brief: Übergangsregelung zur Mitteilungspflicht aufgrund der Ausserbetriebnahme-Verordnung (SR 732.114.5), 17. März 2010
- ¹¹⁹ KKG BER-C-45265: Beurteilung des Risikos einer Überschreitung der zulässigen Jahresdosis aufgrund mangelnder Koordination von Arbeiten, Analyse aufgrund des INES-2-Ereignisses im KKB 2009, 9. September 2010
- ¹²⁰ KKG ALD-D-17981 v1: Technische Systembeschreibung, lufttechnische Anlagen im Kontrollbereich TL, 7. November 2008
- ¹²¹ KKG WSG-C-5005 v4: Ziele des Strahlenschutzes für den Zeitraum 2009 bis 2018, 24. Dezember 2008
- ¹²² KKG-WSG-C-6007 v6: Strahlenschutztechnische Überwachung in der kontrollierten Zone, 12. März 2009
- ¹²³ KKG WSG-C-6000 v5: Erfassung positiver Befunde am Personenmonitor, 29. Mai 2009
- ¹²⁴ NEA-Report 6399: Work Management to Optimise Occupational Radiological Protection at Nuclear Power Plants, OECD 2009
- ¹²⁵ ENSI 17/1258: Fachgespräch vom 12. April 2011 zur „Einbindung des Strahlenschutzes in die Planungsprozesse des KKG“, 26. April 2011
- ¹²⁶ KKG REG-D-0002 v2: Qualitätssicherungsprogramm für den Transport radioaktiver Stoffe, 4. Februar 2008
- ¹²⁷ KKG ALD-D-39119 v1: Zusammenstellung von Informationen zur Strahlenschutzmesstechnik, 24. November 2009
- ¹²⁸ HSK 17/748: Verfügung betreffend Anerkennung der Personendosimetriestelle des Kernkraftwerkes Gösgen vom 30. Mai 2005
- ¹²⁹ KKG ALD-C-23226 v1: Freigabemonitore, 8. September 2006
- ¹³⁰ KKG BER-C-53913 v1: Stillstandsbericht Strahlenschutz 2011, 25. August 2011
- ¹³¹ SUVA, Neuanpassung Juni 1997: Medizinischer Notfallplan für Strahlenunfälle im Kontrollbereich der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK)
- ¹³² Liste der Lehrmittel und Richtlinien: <http://www.resuscitation.ch/Publikationen.7.0.html>
- ¹³³ Entscheid des Bundesrates vom 29. April 1981 hinsichtlich der Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk Gösgen (KKG)
- ¹³⁴ HSK 17/232: Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks Gösgen (KKG), Januar 1996
- ¹³⁵ KKG WSG-C-0006 v4: Bilanzierung der Abgaben radioaktiver Stoffe, 19. Oktober 2006
- ¹³⁶ KKG WSG-C-1000: Dokumentation in den Bereichen Chemie und Chemiesysteme
- ¹³⁷ PARCOM-Empfehlung 91/4 über radioaktive Ableitungen (Bezugsquelle: BUWAL, 3003 Bern)
- ¹³⁸ HSK 17/232: Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks Gösgen, Januar 1996
- ¹³⁹ HSK-AN-6284: Beurteilung der Kostenstudie KS06 der Stilllegungs- und Entsorgungskosten, 28. Juni 2007

- ¹⁴⁰ Nagra NTB 08-01: Entsorgungsprogramm 2008 der Entsorgungspflichtigen, Oktober 2008
- ¹⁴¹ KKG ANO-M-41410: PSÜ 2008, Systembewertung TT (überarbeitet), Behandlung radioaktiver Abfälle, 27. November 2009
- ¹⁴² KKG WSG-C-0002 v9: Management radioaktiver Betriebsabfälle, 02. Februar 2009
- ¹⁴³ KKG ALD-M-34005 v1: PSÜ 2008: Behandlung radioaktiver Abfälle TT, 10. Oktober 2008
- ¹⁴⁴ ENSI 17/1242: Jahresinspektion Abfallagerung und Konditionierung im KKG, 11. Februar 2011
- ¹⁴⁵ KKG ALD-D-31094: Aufstellung der gültigen Störfallanalysen des Kernkraftwerks Gösgen-Däniken (Störfallliste), 1. Oktober 2008
- ¹⁴⁶ ENSI-Brief: Einordnung der Störfälle gemäss der Richtlinie HSK-R-100 - Auslegungsüberschreitende Störfälle, 20. Februar 2006
- ¹⁴⁷ KKG BER-D-2002-0028: Grenzwertbetrachtungen zum Lastfall „Flugzeugangriff auf Schweizer Kernkraftwerke“, Anlagenspezifischer Bericht für das Kernkraftwerk Gösgen
- ¹⁴⁸ Swissnuclear-Bericht zur WA abgebrannter BE aus CH-KKW, 31. Mai 2009
- ¹⁴⁹ ENSI-Brief: Verabschiedung der Richtlinie ENSI-G04 „Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente“, 9. September 2010
- ¹⁵⁰ KKG HDB-C-5001: Transporthandbuch
- ¹⁵¹ KKG VOR-C-6022: Einzeltransport mit dem BG-18-Behälter
- ¹⁵² KKG VOR-F-QP-021: Qualitätssicherungsplan Einzeltransport mit BG-18-Behälter
- ¹⁵³ KKG VOR-F-QP-030: Qualitätssicherungsplan – Antransport von neuen UO2 Brennelementen
- ¹⁵⁴ KKG VOR-F-QP-040: Qualitätssicherungsplan – Antransport von neuen MOX-Brennelementen
- ¹⁵⁵ KKG VOR-F-QP-042: Qualitätssicherungsplan, Rücktransport der hochradioaktiven Abfallsorte „COGEMA Glas“ von La Hague ins ZWILAG mit Transport-Lager-Behältern
- ¹⁵⁶ KKG VOR-F-QP-013: Transport von abgebrannten Brennelementen ins Nasslager im Behältertyp 12/2
- ¹⁵⁷ KKG VOR-C-29536: Strahlenschutz Messprogramm für den internen Transport abgebrannter Brennelemente ins Nasslager
- ¹⁵⁸ SIA-Norm 160: Norm für die Belastungsannahmen, die Inbetriebnahme und die Überwachung von Bauten, Ausgabe 1970
- ¹⁵⁹ SIA-Norm 162: Berechnung, Konstruktion und Ausführung von Bauwerken aus Beton, Stahlbeton und Spannbeton, Ausgabe 1968
- ¹⁶⁰ SIA-Norm 161: Stahlbauten, Ausgabe 1989
- ¹⁶¹ SIA-Norm 162: Betonbauten, Ausgabe 1989
- ¹⁶² SIA-Tragwerksnormen SIA 260 bis 267, Ausgabe 2003
- ¹⁶³ KKG BER-D-31030 v1: PSÜ 2008, Überprüfung der Erdbebensicherheit des KKG, 6. März 2008
- ¹⁶⁴ ENSI-Aktennotiz 17/1296: Stellungnahme des ENSI zu dem deterministischen Nachweis des KKG zur Beherrschung des 10 000-jährlichen Hochwassers, 2. September 2011
- ¹⁶⁵ ASME-Code 1971, Add. Winter 1972, Subsection NB
- ¹⁶⁶ IAEA Safety Standards NS-G-2.12, Ageing Management for NPP, 2009
- ¹⁶⁷ Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, App. H: Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements, 2001
- ¹⁶⁸ KTA-Regel 3203: Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen der Reaktordruckbehälter von Leichtwasserreaktoren, Juni 2001
- ¹⁶⁹ ASTM E 185-02: Standard Practice for Design of Surveillance Programs for Light-Water Moderated Nuclear Power Reactor Vessels
- ¹⁷⁰ USNRC Regulatory Guide 1.99, Rev. 2: Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials, May 1988
- ¹⁷¹ ASTM E 1921-05: Standard Test Method for Determination of Reference Temperature T₀ for Ferritic Steels in the Transition Range
- ¹⁷² 10 CFR 50.61a, Proposed Rule on Alternate Fracture Toughness Requirements for Protection Against Pressurized Thermal Shock Events, USNRC Rules and Regulations, 2007
- ¹⁷³ USNRC Regulatory Guide 1.154, Format and Content of Plant-specific PTS Analysis for PWR, 1987
- ¹⁷⁴ NUREG-1806, Technical Basis for Revision of the PTS Screening Limit, USNRC, 2007

- ¹⁷⁵ NEA-CSNI-R99-3, Comparison Report of RPV Pressurized Thermal Shock International Comparative Assessment Study, OECD NEA, 1999
- ¹⁷⁶ ASME-Code Section III, Subsection NB-3222.4 & Appendix I, 2007
- ¹⁷⁷ ASME-Code Section XI, Appendix, 2007
- ¹⁷⁸ Code of Federal Regulations 10 CRF 50.54, Conditions of licenses, USNRC Rules and Regulations, 1987
- ¹⁷⁹ US Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1800, Rev. 1, Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants, 2005
- ¹⁸⁰ US Nuclear Regulatory Commission, NUREG-0800, Rev. 1, Standard Review Plan 3.6.3, Leak Before Break Evaluation Procedures, 2007
- ¹⁸¹ US Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1061, Vol. 3, Evaluation of Potential Pipe Breaks, 1984
- ¹⁸² Code of Federal Regulations 10 CRF 50, Modification of General Design Criteria, USNRC Rules and Regulations, 1987
- ¹⁸³ USNRC Regulatory Guide 1.45, Guidance on Monitoring and Responding to Reactor Coolant System Leakage, 2008
- ¹⁸⁴ ENSI-Brief: Kernkraftwerk Gösgen, Freigabe für Inbetriebnahme und Dokumentation (M4) gemäss Artikel 40 KEV, Änderung an den Dichtungsgehäusen zu den Hauptkühlmittelpumpen YD10(20,30)D001, ENSI-Geschäftsnummer 17/09/021, 1. Juli 2011
- ¹⁸⁵ Arbeitsbericht Framatome NGES6/2002/de/004a; PISA-Konzeptbericht, Beschreibung des DH-Systemumbaus im KKW Gösgen gemäss HSK R-35, Hierachiestufe S1, 10. März 2002
- ¹⁸⁶ Einstufung gemäss Richtlinie HSK-R-15 vom November 2004, ersetzt durch Richtlinie ENSI-B03 vom Sept. 2008
- ¹⁸⁷ HSK-Aktennotiz, HSK-AN-6030: Beurteilung der Massnahmen zur Vermeidung von Sumpfsiebverstopfungen in Schweizer Kernkraftwerken, 20. September 2006
- ¹⁸⁸ HSK-Brief BE/SC-17/05/051., Freigabe Reaktorgebäude Sumpfsiebe Optimierung Siebfläche, Maschenweite, 19. Januar 2006
- ¹⁸⁹ RSK-Stellungnahme vom 13.03.2008, Kühlmittelverluststörfälle mit Freisetzung von Isolationsmaterial und anderen Stoffen in Druckwasserreaktoren -Ablösung der Ablagerungen auf Sumpfsieben
- ¹⁹⁰ HSK 17/496: Begehung der Stahldruckhülle des KKG mit Schwerpunkt Schnittstellenbereiche zwischen Maschinen- und Bautechnik Fachinspektion zur Alterungsüberwachung am 25.09.2001, 24. Oktober 2001
- ¹⁹¹ ENSI 17/1192: Inspektion der Containment-Einspannzzone des KKG am 17. Juni 2010, 2. Juli 2010
- ¹⁹² KKG ALD-E-32190 v2: Störfallklassifizierungsmatrix für Komponenten mit elektrischen Antrieben (SKMeK), 5. Juni 2009
- ¹⁹³ KKG ALD-E-32191 v3: Störfallklassifizierungsmatrix für die Messungen der Störfallinstrumentierung (SKMSi), 26 Januar 2010
- ¹⁹⁴ KKG ALD-E-32192 v2: Störfallklassifizierungsmatrix für die sicherheitstechnisch wichtigen Messungen (SKMsM), 5. Juni 2009
- ¹⁹⁵ KKG ALD-E-32193 v2: Störfallklassifizierungsmatrix für Komponenten und Messungen im ungesicherten Bereich und im Notstandgebäude (SKMuB), 5. Juni 2009
- ¹⁹⁶ AREVA NLLS-G/2006/de/0016 Rev.B: Störfallklassifizierungsmatrix für die sicherheitsklassierten Komponenten und Messungen des Nasslagers (SKMNa), 3. Mai 2007
- ¹⁹⁷ KKG HDB-E-0008 v6: Handbuch 1E-Komponentenliste, 26. Januar 2010
- ¹⁹⁸ HSK 17/250, Rev. 1: PSÜ des KKG, Beurteilung der HSK, Kapitel 5.6.1 Reaktorabschaltung, 3. August 2000
- ¹⁹⁹ HSK 17/250, Rev. 1: PSÜ des KKG, Beurteilung der HSK, Kapitel 5.6.2 Reaktorschutzsystem Teil 1 (verfahrenstechnischer Teil), 24. August 2000
- ²⁰⁰ HSK 17/250, Rev. 1: PSÜ des KKG, Beurteilung der HSK, Kapitel 5.6.2 Reaktorschutzsystem Teil 2 (Leittechnik ungeschützter und geschützter Bereich), 24. November 2000
- ²⁰¹ KKG ALD-E-0023 v4, Technische Systembeschreibung Reaktorschutzsystem (Reaktorschutz-Bericht), 7. Juli 2008
- ²⁰² KKG BER-D-38723 v1, KKG PSÜ 2008: Änderungen der Technischen Spezifikation des KKG 1998-2007, 21. Oktober 2009
- ²⁰³ KKG HDB-E-0011 v6: Handbuch zum AÜP für die Elektrotechnik, 28. Januar 2010

- ²⁰⁴ US NRC Regulatory Guide 1.166: Pre-Earthquake Planning and Immediate Nuclear Power Plant Operator Postearthquake Actions, March 1997
- ²⁰⁵ KKG ALD-D-39429 v1: PSÜ2008, Erfahrungsbericht Seismische Anlageninstrumentierung, 11. September 2009
- ²⁰⁶ US NRC Regulatory Guide 1.12, Rev. 2; Nuclear Power Plant Instrumentation for Earthquakes, March 1997
- ²⁰⁷ HSK-Brief: Ersatz der seismischen Instrumentierung, Projektphase I (2006), Freigabe Montage, HSK-Geschäft 17/05/056, 29. März 2006
- ²⁰⁸ KKG ALD-E-35413 v2: Systembeschreibung und Spezifikation der Stabsteuerung, 16. Dezember 2009
- ²⁰⁹ HSK 17/250, Rev. 2: PSÜ des KKG, Beurteilung der HSK, Kapitel 5.3.3 Sicherheitsbezogene Leittechnik, 29. August 2000
- ²¹⁰ KKG ALD-D-39603 v3: Systembewertungen zu Hilfssystemen mit klassierten Komponenten, 23. Dezember 2009
- ²¹¹ KKG ALD-E-35336 v2: Neutronenfluss-Regelung, 3. März 2010
- ²¹² KKG ALD-E-35597 v2: Kühlmitteltemperaturregelung, 14. Mai 2009
- ²¹³ KKG ALD-M-17548 v1: Technische Systembeschreibung Reaktor-, Reaktorkühl- und Druckhaltesystem YA/YB/YC/YP, 22. November 2005
- ²¹⁴ KKG ALD-E-36025 v2: Druckhalter-Füllstandsregelung (DHF-Regelung), 1. April 2010
- ²¹⁵ KKG HDB-B-19715 v1, Technologiekurs KKG, 20. Februar 2006
- ²¹⁶ KKG BER-B-2003-0010, Vorkommnis-Nr. 2003-14, Fehlanregung D-STEb mit Generatorleistungsabsenkung auf 555 MW
- ²¹⁷ KKG ALD-D-18139 v1, Technische Systembeschreibung FD-Umleiteinrichtung SF, 12. April 2007
- ²¹⁸ KKG ANO-M-40985, PSÜ-Systembewertung SF, 27. Oktober 2009
- ²¹⁹ KKG ALD-D-18221 v1, Technische Systembeschreibung RL/RR Speisewassersystem und An- und Abfahrssystem, 26. April 2007
- ²²⁰ KKG ANO-M-41248, PSÜ-Systembewertung RL, überarbeitet, 5. November 2009
- ²²¹ KKG ALD-D-17855 v1, Technische Systembeschreibung RS Notspeisesystem, 10. Oktober 2006
- ²²² KKG ANO-M-40958, Systembewertung RS überarbeitet, 23. Oktober 2009
- ²²³ KKG ALD-D-17895 v1, Technische Systembeschreibung Notstandssystem RX/VX, 30. April 2007
- ²²⁴ KKG ANO-M-40959, PSÜ-08 Systembewertung RX/VX überarbeitet, 23. Oktober 2009
- ²²⁵ IEC 60960 bzw. IEC 960, Functional design criteria for a safety parameter display system for nuclear power stations, 1988
- ²²⁶ KKG BER-E-2003-0007, Vorkommnis-Nr. 2003-05, Nichtstart der nuklearen Nebenkühlwasserpumpe 4VE40 D001 (B)
- ²²⁷ KKG BER-E-2004-0001, Vorkommnis-Nr. 2004-01, Schalterdefekt bei Rückschaltung der HD-Förderpumpe TA31 D001 (U)
- ²²⁸ KKG BER-D-23176, Vorkommnis-Nr. 2006-06, Ausfall der Hauptkühlmittelpumpe YD 30 D001 über Differenzialschutz des Motors (U)
- ²²⁹ KKG HDB-E-0011 v5: Handbuch zum AÜP für die Elektrotechnik, 19. Dezember 2008
- ²³⁰ ENSI-Brief: Kühlung Notstandsgebäude, Projektstand und weiteres Vorgehen: Stellungnahme – ENSI-Geschäft 17/09/052, 18. Juli 2011
- ²³¹ KKG Brief: Kühlung Notstandsgebäude 17/09/052, 28. September 2011
- ²³² KKG REG-D-0007 v2: Brandschutzreglement, 6. Februar 2009
- ²³³ KKG BER-M-42121 v1: Brandschutz Ergänzungen zur PSÜ, 21. Dezember 2009
- ²³⁴ FANP NLEO/2001//de/0068C: Überprüfung der äusseren und inneren Blitzschutzanlagen, 18. November 2005
- ²³⁵ KKG BER-E-41906 v2: PSÜ 2008, Beurteilung Blitzschutz für den Zeitraum 1998 – 2007, 15. Januar 2010
- ²³⁶ VKF Brandschutzrichtlinie 23-03: Blitzschutzanlagen, Verein der kantonalen Feuerversicherungen, 2003
- ²³⁷ SN SEV 4022: Blitzschutzanlagen, Electrosuisse (SEV), 2004
- ²³⁸ SEV 4113: Fundamentender, Electrosuisse (SEV), Oktober 1996

- ²³⁹ Weisung ESTI 239.1006: Anschlussleitungen zu Niederspannungsinstallationen, Eidgenössisches Starkstrominspektorat, Oktober 2006
- ²⁴⁰ KTA-Regel 2206: Auslegung von Kernkraftwerken gegen Blitzeinwirkungen, Juni 2000
- ²⁴¹ ENSI-AN-7219: Anforderungen an interne Kommunikationsmittel von KKW, 12. April 2010
- ²⁴² KTA-Regel 3901: Kommunikationseinrichtungen für Kernkraftwerke, November 2004
- ²⁴³ HSK 17/232: Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks Gösgen (KKG), Januar 1996
- ²⁴⁴ KTA-Regel 1501: Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken, November 2004
- ²⁴⁵ KTA-Regel 1502: Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft von Kernkraftwerken, November 2005
- ²⁴⁶ KTA-Regel 1503:1, Überwachung der Ableitung gasförmiger und an Schwebstoffen gebundener radioaktiver Stoffe, Teil 1: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei bestimmungsgemäsem Betrieb, Juni 2002
- ²⁴⁷ KTA-Regel 1503:2: Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Stoffe, Teil 2: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei Störfällen, Juni 1999
- ²⁴⁸ KTA-Regel 1504: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser, November 2007
- ²⁴⁹ KTA-Regel 3502: Störfallinstrumentierung, Juni 1999
- ²⁵⁰ DIN-Norm 25423: Probeentnahme bei der Radioaktivitätsüberwachung der Luft – Teil 2: Spezielle Anforderungen an die Probeentnahme aus Kanälen und Kaminen, Prüfungen
- ²⁵¹ KTA-Regel 3902, Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken, Juni 1999
- ²⁵² KTA-Regel 3903, Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken, Juni 1999
- ²⁵³ SUVA, Technisches Merkblatt, Krane in Industrie und Gewerbe
- ²⁵⁴ HSK-Aktennotiz HSK-AN-1699, Rev. 4, Anforderungen an die inneren Durchgänge in Kernanlagen aus der Sicht der nuklearen Sicherheit, 1. Mai 1997
- ²⁵⁵ HSK 17/250, Rev. 1: PSÜ des KKG: Beurteilung der HSK; Interventions- und Fluchtwege
- ²⁵⁶ VKF-Brandschutzrichtlinie 16-03 „Flucht- und Rettungswege“, 26. März 2003
- ²⁵⁷ Entwurf KTA-Regel 2102 „Rettungswege in Kernkraftwerken“, Regelentwurfsvorlage, Fassung 6/90
- ²⁵⁸ KKG ANO-B-2000-0004 Aktennotiz zu HSK-Verfügung vom 25. November 1999 Punkt 1.11 „Elektrische Anspeisung der Türen“, 7. Juni 2000
- ²⁵⁹ HSK-Brief: Beschwerdeverfahren betr. Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) für das Kernkraftwerk Gösgen, Duplik zur Replik der Beschwerdeführerin vom 13. Juni 2000, 6. September 2000
- ²⁶⁰ KKG BER-D-29395 v1: Konzept für die Durchführung der periodischen Sicherheitsüberprüfung 2008, 21. Dezember 2007
- ²⁶¹ KKG ALD-D-38664 v1: PSÜ: Zusammenfassung und Bewertung der Ergebnisse der gültigen Störfallanalyse für die anforderungsbestimmenden Störfälle des KKG, 9. September 2009
- ²⁶² TÜV-Süd LB3, AP1: SSA Kernkraftwerk Gösgen - AS1 Erkenntnisse aus der SSA, 31. März 2010
- ²⁶³ TÜV-Süd LB3, AP1: SSA Kernkraftwerk Gösgen - AS2 Rechenprogramme, 31. März 2010
- ²⁶⁴ HSK-Brief: Analyse der Folgen des Bruches einer TH-Leitung im Ringraum während des Nachkühlbetriebes (PSÜ-Pendenz P144), 17. Juli 2002
- ²⁶⁵ HSK-Brief: Analyse des Störfalles „Fehlschliessen einer Frischdampf-Isolationsarmatur“ unter Berücksichtigung des RESA-Signals „Speisewasserdruck hoch“ PSÜ-Massnahme M109, 5. August 2002
- ²⁶⁶ HSK-AN 17/892: Abschliessende Bewertung der Nachweise zum Bruchausschluss und Leckvorbruchverhaltens der Hauptkühlmittelleitungen im KKW Gösgen-Däniken, Pendenz P125, 27. September 2006
- ²⁶⁷ HSK-Brief: Festlegung von Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle, 19. Juli 2004
- ²⁶⁸ HSK-Brief: Freigabe einer Änderung des Verfahrens zum Nachweis der Einhaltung von Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle, 11. März 2005
- ²⁶⁹ ENSI Brief: Neue Hochwassergefährdungsannahmen am Kraftwerksstandort, 11. August 2010
- ²⁷⁰ HSK-AN-4626: Stellungnahme der HSK zur Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke bei einem vorsätzlichen Flugzeugabsturz, März 2003
- ²⁷¹ KKG BER-D-16314 v1: Umsetzung der HSK-Richtlinie R-100, Klassierung von Störfällen, 5. Juni 2005

- ²⁷² HSK-Brief: Einordnung der Störfälle gemäss der Richtlinie HSK-R-100, 6. Oktober 2005
- ²⁷³ U.S. Nuclear Regulatory Commission Regulations: Title 10, Code of Federal Regulations, 23. Juni 2010
- ²⁷⁴ KKG BRI-F-47048: Einführung des Brennstabauslegungsprogramms CARO-E3, Terminplan, 10. September 2010
- ²⁷⁵ ENSI-Brief: Freigabe der Einführung der neuen Version CARO-E3 des Brennstabrechenprogramms, 16. Dezember 2011
- ²⁷⁶ HSK-Brief: Freigabe einer Änderung des DNBR-Sicherheitsgrenzwertes, 30. März 2005
- ²⁷⁷ HSK-AN-5208: Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle in schweizerischen Kernkraftwerken, 15. Juli 2004
- ²⁷⁸ KKG-Brief 2005-00260: Nachweis der Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle; Freigabeantrag, 1. Februar 2005
- ²⁷⁹ HSK-Brief: PSÜ-Massnahme M103: Sekundärseitiges Feed und Bleed – Erledigung der Massnahme, 5. Februar 2003
- ²⁸⁰ USNRC Regulatory Guide 1.183, Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors, Juli 2000
- ²⁸¹ Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission, Band 1: Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien des BMI zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV, 31. Dezember 1983
- ²⁸² The ICRP Database of Dose Coefficients: Workers and Members of the Public, Version 1.0, ISBN 0080427510
- ²⁸³ NUREG/CR-1918, D. C. Kocher, Oak Ridge National Laboratory, TN Jnl. 1981
- ²⁸⁴ HSK 17/441: Brennelement-Servicearbeiten im KKG-Brennelementladebecken bei Abklingzeiten unter sieben Tagen, 11. Dezember 2000
- ²⁸⁵ KWU-Arbeitsbericht R11/2007/77: KKG-Frischdampfleitungsbruch (Punkt 4.1 der geplanten Störfallanalysen), 17. Januar 1977
- ²⁸⁶ KWU Arbeitsbericht NDRS-2/1995/008a: Radiologische Auswirkungen von Auslegungsstörfällen, 15. Mai 1995
- ²⁸⁷ NRC Regulatory Issue Summary 2006-04: Experience with Implementation of Alternative
- ²⁸⁸ BfS-SCHR-37/05: Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, August 2005
- ²⁸⁹ ASME/ANS RA-Sa-2009 IE-C14, Addenda to ASME RA-S-2008: Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, 2009
- ²⁹⁰ ASME/ANS RA-Sb-2005: Addenda to ASME R-S-2002: Standard for Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, 2005
- ²⁹¹ KKG GPSA2009: Gösgen Probabilistic Safety Assessment, Kernkraftwerk Gösgen-Däniken AG, Däniken, Switzerland, December 2008
- ²⁹² VGB Report VGB-TW803e: Centralized Reliability and Events Database (ZEDB); Reliability Data for Nuclear Power Plant Components, Analysis for 2002, Published by VGB PowerTech e.V.
- ²⁹³ T-Book: Reliability Data of Components in Nordic Nuclear Power Plants, 5th Edition
- ²⁹⁴ Nathan O. Siu & Dana L. Kelly, Bayesian parameter estimation in probabilistic risk assessment, Reliability Engineering and System Safety 62 (1998), pp. 89–116
- ²⁹⁵ NRC NUREG/CR-5485: Guidelines on Modeling Common-Cause Failures in Probabilistic Risk Assessments, 1998
- ²⁹⁶ IAEA Safety Series No. 50-P-10: Human Reliability Analysis in Probabilistic Safety Assessment, A Safety Practice, 1995
- ²⁹⁷ NRC NUREG/CR-1278, Swain A.D., Guttman H.E.: Handbook of human reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications, 1983
- ²⁹⁸ NRC NUREG/CR-4772, Swain A.D.: Accident sequence evaluation program human reliability analysis procedure, 1987
- ²⁹⁹ Earthquake Spectra 23, K. Porter et al., "Creating Fragility Functions for Performance-Based Earthquake Engineering", pp. 471–489, 2007
- ³⁰⁰ NRC NUREG/CR-3518 (Vol. 1 & 2), D.E. Emrey et al.: SLIM-MAUD - An Approach to Assessing Human Error Probabilities Using Structured Expert Judgment, 1984

- ³⁰¹ BfS-KT-19/97, Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: „Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen“, März 1997
- ³⁰² ASME RA-S2002 (incl. Addenda ASME RA-Sb-2009): Standard for Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plants, 2002
- ³⁰³ NRC NUREG-1880, J. Forester et al.: ATHEANA User's Guide, 2007
- ³⁰⁴ PSI-Bericht Nr. 07-03, B. Reer, V.N. Dang: The Commission Errors Search and Assessment (CESA) Method, 2007
- ³⁰⁵ BFS SCHR 38/05, Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: „Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“, August 2005
- ³⁰⁶ NRC NUREG/CR-6850: Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities, September 2005
- ³⁰⁷ NRC NUREG-1805: Fire Dynamics Tools (FDTs), Dezember 2004
- ³⁰⁸ BBC Baden, H. Niessner: A Simple Method of Estimating Impact Probabilities of Turbine Missiles, 1979
- ³⁰⁹ NRC NUREG/CR-2300 PRA Procedures Guide: A guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants, January 1983
- ³¹⁰ NRC NUREG/CR-5042: Evaluation of External Hazards to Nuclear Power Plants in the United States, December 1987
- ³¹¹ KKG BER-D-2004-0038: PSA Peer Review - Summary of Questions and Responses submitted by the KKG PSA Team and proposed actions, March 2005
- ³¹² EPRI-NP-6041-SL, Revision 1: A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin, August 1991
- ³¹³ EPRI TR 103959: Methodology for Developing Seismic Fragilities, June 1994
- ³¹⁴ EPRI TR 103959: Methodology for Developing Seismic Fragilities, June 2004
- ³¹⁵ EPRI-1002989: Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide, 2003
- ³¹⁶ EPRI-1002988: Seismic Fragility Application Guide, December 2002
- ³¹⁷ NRC NUREG-1407: Procedure and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities, May 1991
- ³¹⁸ NRC NUREG/CR-5088: Fire Risk Scoping Study: Investigation of Nuclear Power Plant Fire Risk, Including Previously Unaddressed Issues, January 1989
- ³¹⁹ ASME/ANS RA-Sa-2009, Addenda to ASME/ANS RA-S-2008: Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Application, 2009
- ³²⁰ IAEA Safety Standard Series NS-G-2.13: Evaluation of Seismic Safety for Existing Nuclear Installations, May 2009
- ³²¹ ENSI-Brief: Zwischenstellungnahme zur GPSA2009, Geschäftsnummer 17/11/024, 12. Juli 2011
- ³²² F.R. Larson and J. Miller, A Time-Temperature Relationship for Rupture and Creep Stresses, Trans. ASME, Vol 74, July 1952, pp. 765–771
- ³²³ NRC NUREG-1150: Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants, 1990
- ³²⁴ KKG REG-D-0004 v9: Abläufe und Organisation im Notfall (Notfallreglement), 7. Juni 2007
- ³²⁵ KomABC 2006-03-D: Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen, 1. Januar 2006
- ³²⁶ IAEA Safety Standard NS-R-2: Safety of Nuclear Power Plants: Operation, September 2000
- ³²⁷ IAEA Safety Standard GS-R-2: Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, 2002
- ³²⁸ HSK 17/811: Detailauswertung aus Sicht der HSK zur Stabsnotfallübung vom 14. November 2005
- ³²⁹ HSK-AN-3674: HSK-Anforderungen für die Entwicklung und Einführung von SAMG, November 2000

ENSI 17/1350

ENSI,CH-5200, Industriestrasse 19, Telefon +41 (0)56 460 84 00, info@ensi.ch, www.ensi.ch