



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 12/1300

# **Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Leibstadt**

Würenlingen, 10. August 2009



## Inhaltsverzeichnis

<b>1</b>	<b>Einleitung</b>	<b>1-1</b>
1.1	Veranlassung	1-1
1.2	Eingereichte Dokumente	1-1
1.3	Aufbau der Stellungnahme	1-2
1.4	Beurteilungsgrundlagen	1-2
<b>2</b>	<b>Bewilligung und Gutachten zur Leistungserhöhung</b>	<b>2-1</b>
2.1	Auflagen	2-1
2.2	Forderungen	2-6
<b>3</b>	<b>Übersicht über die Anlage</b>	<b>3-1</b>
3.1	Standort	3-1
3.2	Anlagentyp und Sicherheitskonzept	3-3
3.3	Wesentliche Anlagenänderungen seit 1995	3-7
3.4	Neue oder geplante Projekte	3-10
<b>4</b>	<b>Organisation und Personal</b>	<b>4-1</b>
4.1	Organisation	4-1
4.1.1	Übergeordnete Organisation und Eigentumsverhältnisse	4-1
4.1.2	Interne Organisation, Aufgaben und Kompetenzen	4-2
4.1.3	Interner Sicherheitsausschuss	4-5
4.2	Personal	4-5
4.2.1	Personalpolitik	4-5
4.2.2	Aus- und Weiterbildung	4-7
4.2.2.1	Allgemeine Ausbildung	4-7
4.2.2.2	Ausbildung des Betriebspersonals	4-8
4.2.3	Simulatorausbildung	4-9
4.2.4	Fremdpersonal	4-10
4.3	Betriebsvorschriften	4-11
4.4	Qualitätsmanagement	4-17
4.5	Sicherheitskultur	4-19
<b>5</b>	<b>Betriebsverhalten und -überwachung</b>	<b>5-1</b>
5.1	Methodik der Betriebsauswertung	5-1
5.2	Betriebsablauf und Betriebskenngrößen	5-3
5.3	Meldepflichtige Vorkommnisse innerhalb des Beurteilungszeitraums	5-13
5.4	Relevante Vorkommnisse in anderen Kernkraftwerken	5-19
5.5	Instandhaltung und Alterungsüberwachung	5-25
5.5.1	Prozess und Konzept	5-25
5.5.2	Instandhaltung Maschinenteknik	5-27

5.5.3	Alterungsüberwachung Maschinenteknik	5-29
5.5.4	Instandhaltung Elektro- und Leittechnik	5-31
5.5.5	Alterungsüberwachung Elektro- und Leittechnik	5-32
5.5.6	Alterungsüberwachung Bautechnik	5-34
5.6	Brennstoffverhalten	5-38
5.7	Konzept und Ergebnisse des operationellen Strahlenschutzes	5-40
5.7.1	Organisation des Strahlenschutzes	5-40
5.7.2	Kollektiv- und Individualdosen	5-42
5.7.3	Strahlenschutzplanung und Optimierung	5-44
5.7.4	Dosisleistung und Aktivitätskonzentration in der Anlage	5-45
5.7.5	Oberflächenkontamination	5-46
5.7.6	Luftkontamination	5-47
5.7.7	Zoneneinteilung, Garderoben, Schutz- und Hilfsmittel	5-48
5.7.8	Instrumentierung für den operationellen Strahlenschutz	5-49
5.7.9	Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone	5-50
5.8	Radioaktive Emissionen und Umgebungsüberwachung	5-51
5.8.1	Abgabelimitierung und Überwachung der Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt	5-51
5.8.2	Immissionsüberwachung	5-58
5.9	Entsorgung und Transporte	5-60
5.9.1	Konditionierung	5-60
5.9.2	Zwischenlagerung	5-64
5.9.3	Brennelemententsorgung	5-65
5.9.4	Transporte	5-66
5.10	Auswirkungen der Leistungserhöhung	5-67
<b>6</b>	<b>Sicherheitsrelevante Anlagenteile</b>	<b>6-1</b>
6.1	Bauwerke	6-1
6.1.1	Klassierung der Bauwerke	6-1
6.1.2	Normen und Lastfälle	6-2
6.1.3	Sicherheit der Bauwerke	6-4
6.2	Reaktorkern	6-9
6.2.1	Kernauslegung	6-9
6.2.2	Neue Typen von Brennelementen und Steuerstäben	6-11
6.2.3	Kernüberwachung	6-12
6.3	Nukleares Dampferzeugungssystem	6-13
6.3.1	Reaktordruckbehälter mit Einbauten (YC)	6-13
6.3.2	Reaktorumwälzsystem (YU)	6-25
6.3.3	Frischdampf- und Speisewasserleitungen (YB)	6-31
6.3.4	Sicherheitsabblaseventile	6-34
6.4	Containment und zugehörige Systeme	6-36
6.4.1	Primär- und Sekundärcontainment (XA, XE, XF und XG)	6-37
6.4.2	Leckageüberwachungssystem XN	6-41
6.4.3	Systeme zur Wasserstoffbeherrschung	6-44
6.4.3.1	Wasserstoff-Rekombinationssystem (XP)	6-44
6.4.3.2	Wasserstoff-Zündsystem (XX)	6-46
6.4.3.3	Wasserstoff-Vermischungs-System	6-47
6.4.4	Containment-Durchdringungen	6-49
6.4.5	Notabluftsystem (XL)	6-54
6.4.6	Gefiltertes Containment-Druckentlastungssystem (XK)	6-58

6.5	Reaktorüberwachung	6-60
6.5.1	Sicherheitsleittechnik	6-61
6.5.1.1	Reaktorschutz- und Isolationssystem (YZ, YB-NS4)	6-61
6.5.1.2	Steuerstab-Fahr- und -Anzeigesystem YV00	6-63
6.5.1.3	Steuerung der Kernnotkühlsysteme	6-65
6.5.2	Neutronenfluss-Instrumentierung	6-74
6.5.3	Störfall-Instrumentierung	6-76
6.5.4	Seismische Instrumentierung	6-79
6.6	Abschaltsysteme	6-79
6.6.1	Steuerstab-Antriebssystem (YV)	6-80
6.6.2	Vergiftungssystem (TW)	6-83
6.7	Systeme zur Kernnotkühlung und Nachwärmeabfuhr	6-86
6.7.1	Reaktorkernisoliations-Kühlsystem (TM)	6-87
6.7.2	Hochdruck-Kernsprühsystem (TJ)	6-91
6.7.3	Niederdruck-Kernsprühsystem (TK)	6-94
6.7.4	Nach- und Notkühlsystem (TH)	6-97
6.7.5	Notstandssystem (TF)	6-101
6.8	Mensch-Maschine Schnittstelle	6-105
6.8.1	Hauptkommandoraum	6-106
6.8.2	Notsteuerstellen	6-108
6.8.3	Notstandsteuerstellen	6-109
6.9	Versorgungs- und Hilfssysteme	6-109
6.9.1	Lagerbeckenwasser Kühl- und Reinigungssystem (TG)	6-110
6.9.2	Nukleares Zwischenkühlwassersystem (VG)	6-113
6.9.3	Notkühlwassersystem (VE)	6-117
6.9.4	Nebenkühlwassersystem (VF)	6-119
6.9.5	Steuerluftsystem (UE)	6-121
6.9.6	Stromversorgung	6-124
6.9.6.1	Eigenbedarfsversorgung	6-125
6.9.6.2	Notstromversorgung	6-129
6.9.6.3	Notstand-Notstromversorgung	6-131
6.9.6.4	Gleichstromversorgung	6-134
6.9.6.5	Spezielle Wechselstromsysteme	6-135
6.9.7	Lüftungsanlagen	6-137
6.9.7.1	Lüftungstechnische Anlage (TL)	6-137
6.9.7.2	Lüftungs- und Klimaanlage (UV10 bis UV42)	6-141
6.9.7.3	Kaltwasseranlage der kontrollierten Zone (UF)	6-143
6.9.8	Hebezeuge im Containment und Brennelementlagergebäude (XW)	6-145
6.10	Wichtige Betriebssysteme	6-147
6.10.1	Reaktorsteuerung- und regelung	6-147
6.10.1.1	Umwälzregelung	6-147
6.10.1.2	Speisewasserregelung	6-150
6.10.1.3	Turbinen-Vordruckregelung	6-151
6.10.2	Systeme des konventionellen Dampf-Wasserkreislaufs	6-152
6.10.2.1	Frischdampfsystem (RA)	6-153
6.10.2.2	Umleiteinrichtung (SF)	6-155
6.10.2.3	Hauptkondensatsystem (RM)	6-157
6.10.2.4	Nebenkondensatsystem (RR)	6-159
6.10.2.5	Speisewassersystem (RL)	6-162
6.10.2.6	Zwischenkühlsystem (VH)	6-165

6.11	Brandschutz	6-166
6.12	Blitzschutz	6-171
6.13	Flucht- und Interventionswege	6-173
6.13.1	Fluchtwege	6-173
6.13.2	Interventionsmöglichkeiten Wehrdienste	6-174
6.14	Wasserchemie und Aufbereitungssysteme	6-175
6.14.1	Ressort Chemie	6-176
6.14.2	Chemie und Radiochemie	6-177
6.14.3	Wasserstoff-Wasserchemie	6-179
6.14.4	Reaktorwasserreinigungssystem (TC)	6-180
6.14.5	Kondensatreinigungsanlage (UB)	6-183
6.14.6	Abgassystem (TS)	6-185
6.15	Lagerung und Handhabung von Brennelementen	6-187
6.15.1	Kritikalitätssicherheit	6-187
6.15.2	Brennelement-Wechseleinrichtungen (PL)	6-188
6.15.3	Brennelement-Transportsystem (PX)	6-190
6.16	Strahlenschutzmesstechnik	6-193
<b>7</b>	<b>Schutz der Anlage gegen Auslegungsstörfälle</b>	<b>7-1</b>
7.1	Grundlagen der Störfallanalysen	7-1
7.2	Anlagentransienten	7-9
7.2.1	Anstieg des Reaktordrucks	7-10
7.2.2	Störungen des Reaktorfüllstandes	7-11
7.2.3	Störungen der Reaktorleistung	7-12
7.2.4	Instabilität des Reaktorkerns	7-13
7.2.5	Transienten ohne Reaktorschnellabschaltung (ATWS)	7-14
7.3	Reaktivitätsstörfälle	7-16
7.3.1	Fehlausfahren von Steuerstäben	7-16
7.3.2	Steuerstabfall	7-17
7.4	Kühlmittelverluststörfälle	7-19
7.4.1	Kühlmittelverlust innerhalb Drywell	7-20
7.4.1.1	Grosses Leck (Bruch einer Umwälzleitung)	7-20
7.4.1.2	Kleine und mittlere Lecks	7-21
7.4.2	Kühlmittelverlust ausserhalb Drywell innerhalb Primär-Containment	7-22
7.4.2.1	Fehlerhaftes Öffnen eines Abblaseventils	7-22
7.4.2.2	Leistungsbrüche	7-24
7.4.3	Kühlmittelverlust ausserhalb des Primär-Containments	7-25
7.5	Externe Ereignisse	7-26
7.5.1	Erdbeben	7-26
7.5.2	Blitzschlag	7-28
7.6	Radiologische Auswirkungen von Auslegungsstörfällen	7-30
7.6.1	Aktivitätsinventare	7-31
7.6.2	Ausbreitungs- und Dosisberechnungen	7-32
7.6.3	Ergebnisse der Ausbreitungs- und Dosisberechnungen	7-34
7.6.3.1	Fehlerhaftes Schliessen aller Frischdampf-Isolationsventile	7-34
7.6.3.2	Brennelement-Handhabungsstörfall	7-36
7.6.3.3	Bruch einer Messleitung innerhalb des Primär-Containments	7-39

7.6.3.4	Bruch einer Umwälzleitung	7-40
7.6.3.5	Bruch einer Frischdampfleitung im Maschinenhaus	7-44
7.6.3.6	Bruch einer Speisewasserleitung im Maschinenhaus	7-46
7.6.3.7	Versagen des Aktivkohlebehälters im Abgasfiltergebäude	7-47
7.6.3.8	Bruch der Dampfstrahlsaugerleitung im Maschinenhaus	7-49
7.6.3.9	Versagen eines Behälters im Aufbereitungsgebäude	7-51
7.6.3.10	Versagen des Verdampfers im Aufbereitungsgebäude	7-52
7.6.3.11	Leitungsbruch im Reaktorwasser-Reinigungssystem	7-54
7.6.3.12	Steuerstabfall	7-55
7.6.3.13	Externe Ereignisse	7-56
7.6.4	Radiologische Auswirkungen in der Anlage	7-57
<b>8</b>	<b>Schutz der Anlage gegen auslegungüberschreitende Störfälle</b>	<b>8-1</b>
8.1	Beurteilungsgrundlage der HSK und Vorgehen bei der Beurteilung	8-1
8.2	Stufe-1-PSA für Vollastbetrieb	8-2
8.2.1	Zuverlässigkeit von Komponenten	8-2
8.2.2	Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen	8-4
8.2.3	Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien	8-7
8.2.4	Interne Ereignisse	8-8
8.2.4.1	Auslösende Ereignisse	8-8
8.2.4.2	System- und Unfallablaufanalyse	8-9
8.2.4.3	Ergebnisse	8-11
8.2.5	Interne systemübergreifende Ereignisse	8-12
8.2.5.1	Auswahl relevanter Anlagenbereiche und Ereignisse	8-12
8.2.5.2	Interner Brand	8-13
8.2.5.3	Interne Überflutung	8-16
8.2.5.4	Turbinenzerknall	8-18
8.2.6	Externe Ereignisse	8-18
8.2.6.1	Auswahl	8-18
8.2.6.2	Erdbeben	8-19
8.2.6.3	Extreme Winde und Tornados	8-21
8.2.6.4	Externe Überflutung	8-23
8.2.6.5	Unfallbedingter Flugzeugabsturz	8-24
8.2.7	Ergebnisse der Stufe-1-Vollast-PSA	8-25
8.3	Stufe-2-PSA für Vollastbetrieb	8-27
8.3.1	Kernschadenszustände der Anlage	8-28
8.3.2	Containmentkapazität und Containmentbelastungen	8-31
8.3.3	Unfallablaufanalyse	8-35
8.3.4	Quelltermanalyse	8-36
8.3.5	Ergebnisse der Stufe-2-Vollast-PSA	8-38
8.4	Stufe-1-PSA für den Anlagenstillstand und Schwachlast	8-40
8.4.1	Definition und Ermittlung der Dauer von Betriebszuständen	8-40
8.4.2	Zuverlässigkeit von Komponenten	8-42
8.4.3	Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen	8-42
8.4.4	Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien	8-43
8.4.5	Interne Ereignisse	8-44
8.4.5.1	Auslösende Ereignisse	8-44
8.4.5.2	System- und Unfallablaufanalyse	8-45
8.4.5.3	Ergebnisse	8-47
8.4.6	Interne systemübergreifende Ereignisse	8-48
8.4.6.1	Interner Brand	8-48

8.4.6.2	Interne Überflutung	8-51
8.4.7	Externe systemübergreifende Ereignisse	8-52
8.4.7.1	Erdbeben	8-52
8.4.7.2	Extreme Winde und Tornados	8-52
8.4.7.3	Externe Überflutung	8-53
8.4.7.4	Unfallbedingter Flugzeugabsturz	8-53
8.4.8	Ergebnisse der Stufe-1-Stillstand-PSA	8-54
8.5	Zusammenfassende Bewertung	8-57
<b>9</b>	<b>Notfallschutz</b>	<b>9-1</b>
9.1	Anlageninterner Notfallschutz	9-1
9.2	Notfallübungen	9-3
9.3	Notfallmanagement bei Schweren Unfällen	9-5
<b>10</b>	<b>Gesamtbewertung</b>	<b>10-1</b>
10.1	Vorsorge auf der Sicherheitsebene 1	10-1
10.2	Vorsorge auf der Sicherheitsebene 2	10-6
10.3	Vorsorge auf der Sicherheitsebene 3	10-7
10.4	Vorsorge auf der Sicherheitsebene 4	10-11
10.5	Einhaltung der grundlegenden Schutzziele	10-13
10.6	Forderungen	10-15
<b>Anhang A:</b>	<b>Abkürzungen</b>	<b>A-1</b>
<b>Anhang B:</b>	<b>Anlage Kennzeichnungssystem (AKS)</b>	<b>B-1</b>
<b>Anhang C:</b>	<b>Gesetzliche Grundlagen</b>	<b>C-1</b>
<b>Anhang D:</b>	<b>ENSI/HSK-Richtlinien</b>	<b>D-1</b>

## Verzeichnis der Abbildungen

	Seite
Abb. 3-1: Erdbebengefährdungskarte der Schweiz mit den Standorten der KKW	3-3
Abb. 3-2: Schnitt durch das Reaktorgebäude und das Maschinenhaus des KKL	3-4
Abb. 3-3: Sicherheitssysteme des KKL	3-7
Abb. 5-1: Verfügbarkeitswerte des KKL im Beurteilungszeitraum	5-5
Abb. 5-2: Aufschlüsselung der Arbeitsnichtverfügbarkeit des KKL im Beurteilungszeitraum	5-6
Abb. 5-3: Arbeitsverfügbarkeit des KKL im internationalen Vergleich	5-7
Abb. 5-4: Ungeplante Arbeitsnichtverfügbarkeit des KKL im internationalen Vergleich	5-8
Abb. 5-5: Reaktorschnellabschaltungen des KKL im internationalen Vergleich	5-8
Abb. 5-6: Nichtverfügbarkeit der Hochdruck-Einspeisesysteme des KKL im internationalen Vergleich	5-9
Abb. 5-7: Zuverlässigkeit der im KKL eingesetzten Brennelemente im internationalen Vergleich	5-9
Abb. 5-8: Vergleich der jährlichen Kollektivdosis im KKL mit der Kollektivdosis in anderen Anlagen des Typs BWR/6	5-10
Abb. 5-9: Anzahl der ausgewerteten Vorkommnisse im Berichtszeitraum	5-14
Abb. 5-10: Anzahl Vorkommnisse nach HSK- und INES-Kategorien	5-15
Abb. 5-11: Ursachen der meldepflichtigen Ereignisse gemäss WANO-Codierung	5-15
Abb. 5-12: Root Cause der meldepflichtigen Vorkommnisse gemäss WANO-Codierung	5-16
Abb. 5-13: Causal Factors der meldepflichtigen Vorkommnisse gemäss WANO-Codierung	5-16
Abb. 5-14: Vergleich der jährlichen Kollektivdosis im KKL mit der Kollektivdosis in anderen Anlagen des Typs BWR/6 (GE5) und in allen Siedewasserreaktoren (BWR)	5-42
Abb. 5-15: Co-60 im Reaktorwasser und Dosisleistung an der Umwälzschleife	5-45
Abb. 5-16: Zeitlicher Verlauf der Edelgas Jahresabgaben im KKL innerhalb des Beurteilungszeitraumes	5-52

Abb. 5-17:	Zeitlicher Verlauf der Iod 131 Jahresabgaben im KKL innerhalb des Beurteilungszeitraumes	5-53
Abb. 5-18:	Zeitlicher Verlauf der Aerosole Jahresabgaben im KKL innerhalb des Beurteilungszeitraumes	5-54
Abb. 5-19:	Zeitlicher Verlauf der Abwasser (ohne Tritium) Jahresabgaben im KKL innerhalb des Beurteilungszeitraumes	5-54
Abb. 5-20:	Zeitlicher Verlauf der Abwasser (mit Tritium) Jahresabgaben im KKL innerhalb des Beurteilungszeitraumes	5-55
Abb. 5-21:	Aktivitätsabgaben des KKL mit dem Abwasser im Vergleich zu den europäischen Reaktoren gemäss OSPAR	5-57
Abb. 7-1:	Sicherheitsgrenzwerte für Reaktivitätsstörfälle für Brennstäbe mit Urandioxidbrennstoff	7-18

## Verzeichnis der Tabellen

	Seite
Tab. 5-1: Anforderung von Sicherheitssystemen bzw. -funktionen im KKL während des Beurteilungszeitraums	5-5
Tab. 5-2: Prozentualer Anteil HF-relevanter Ereignisse im Beurteilungszeitraum	5-17
Tab. 5-3: Nachgereichte KKL-Steckbriefe Maschinentechnik	5-30
Tab. 5-4: Vom KKL erstellte Steckbriefe Bautechnik	5-34
Tab. 5-5: Vom KKL durchgeführte Basisinspektionen	5-36
Tab. 6-1: Klassierung der Bauwerke im KKL	6-1
Tab. 6-2: Bauliche Änderungen im KKL während des Beurteilungszeitraums	6-4
Tab. 6-3: Ergebnisübersicht für die Proben des Ausgangszustandes sowie des ersten Bestrahlungsprobensatzes, Berechnungen nach USNRC Reg. Guide 1.99, Rev.2	6-17
Tab. 6-4: In das elektronische Diagnosesystem einbezogene Motorventile	6-51
Tab. 7-1: Überblick über das Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke	7-4
Tab. 7-2: Übersicht über die im KKL analysierten Auslegungsstörfälle	7-6
Tab. 7-3: Maximal zu erwartende Dosis bei fehlerhaftem Schliessen aller Frischdampfleitungs-Isolationsventile	7-36
Tab. 7-4: Maximal zu erwartende Dosen beim Brennelement-Handhabungsstörfall	7-38
Tab. 7-5: Maximal zu erwartende Dosis beim Bruch einer Messleitung innerhalb des Primär-Containments	7-40
Tab. 7-6: Maximal zu erwartende Dosis beim Bruch einer Umwälzleitung (Verfügbarkeit der externen Stromversorgung nach 8 Stunden)	7-43
Tab. 7-7: Maximal zu erwartende Dosis beim Bruch einer Frischdampfleitung im Maschinenhaus	7-46
Tab. 7-8: Maximal zu erwartende Dosis beim Bruch einer Speisewasserleitung im Maschinenhaus	7-47
Tab. 7-9: Maximal zu erwartende Dosis beim Versagen des Aktivkohlebehälters im Abgasfiltergebäude	7-48

Tab. 7-10:	Maximal zu erwartende Dosis beim Bruch der Dampfstrahlsaugerleitung im Maschinenhaus	7-51
Tab. 7-11:	Maximal zu erwartende Dosis beim Versagen eines Behälters im Aufbereitungsgebäude	7-52
Tab. 7-12:	Maximal zu erwartende Dosis beim Versagen des Verdampfers im Aufbereitungsgebäude	7-53
Tab. 7-13:	Maximal zu erwartende Dosis für das Betriebspersonal beim Absturz eines Brennelements	7-58
Tab. 8-1:	LPSA2006-Ergebnisse zu den internen Ereignissen (Volllast)	8-12
Tab. 8-2:	In der LPSA2006 analysierte extreme Winde	8-22
Tab. 8-3:	Übersicht über die Resultate der LPSA2006 und des HSK-Modells für Volllast	8-27
Tab. 8-4:	KPDS in der KKL-Stufe-2-PSA	8-29
Tab. 8-5:	Tragfähigkeit verschiedener KKL-Containmentelemente	8-31
Tab. 8-6:	Containment-Endzustände in der KKL-Stufe-2-PSA	8-35
Tab. 8-7:	Quellterme für die KRC in der KKL-Stufe-2-PSA	8-37
Tab. 8-8:	KKL-Risikoprofil (Freisetzungsaktivität ohne Beitrag der Edelgase)	8-38
Tab. 8-9:	In der LPSA2006 definierte Betriebszustände und deren durchschnittliche Dauer	8-41
Tab. 8-10:	Umfang der Ereignisablaufanalysen in der LPSA2006 für Stillstand	8-46
Tab. 8-11:	LPSA2006-Ergebnisse zu den internen Ereignissen (Stillstand und Schwachlast)	8-48
Tab. 8-12:	FDf für verschiedene auslösende Ereignisse	8-54
Tab. 8-13:	FDf für verschiedene Betriebszustände und Gruppen auslösender Ereignisse	8-56
Tab. 10-1:	Ergebnisse der radiologischen Störfallanalysen	10-10

# 1 Einleitung

## 1.1 Veranlassung

Der Inhaber einer Betriebsbewilligung für ein Kernkraftwerk hat nach Art. 34 Abs. 1 KEV (SR 732.11) eine umfassende Sicherheitsüberprüfung, nachfolgend Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) genannt, alle 10 Jahre durchzuführen. Als vom Bundesrat bezeichnete Aufsichtsbehörde beurteilt die Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) die vom Bewilligungsinhaber eingereichten Dokumente zur PSÜ. Die PSÜ stellt eine Ergänzung zur laufenden Aufsichtstätigkeit der HSK dar. Die HSK ist seit 01.01.2009 als öffentlich-rechtliche Anstalt unter dem Namen Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) aus dem Bundesamt für Energie (BFE) ausgegliedert worden. Die Aufgaben des ENSI sind dieselben wie die der ehemaligen HSK. Da die Beiträge zur vorliegenden Stellungnahme Ende des Jahres 2008 weitgehend vorlagen, wird im Text nur von der HSK als Aufsichtsbehörde gesprochen.

Die unbefristete Betriebsbewilligung des Kernkraftwerks Leibstadt (KKL) ist im Rahmen der beantragten Leistungserhöhung mit der bundesrätlichen Verfügung vom 28. Oktober 1998<sup>1</sup> letztmalig geändert worden. Das in diesem Zusammenhang von der HSK erstellte Gutachten<sup>2</sup> stellt die letzte umfassende Sicherheitsüberprüfung des KKL dar. In der Richtlinie HSK-R-48 ist als nächster Einreichungstermin für die PSÜ des KKL der 31. Dezember 2006 festgelegt.

Im Rahmen des Abstimmungsprozesses zwischen KKL und HSK bezüglich der inhaltlichen Schwerpunkte der PSÜ wurde vereinbart, dass sich der Beurteilungszeitraum der PSÜ vom 1. Januar 1995 bis zum 31. Dezember 2005 erstreckt. Die Basis für den Abstimmungsprozess stellten die in Art. 34 Abs. 2 KEV festgelegten und in der Richtlinie HSK-R-48 weiter konkretisierten Anforderungen an eine PSÜ dar. Dementsprechend konzentriert sich die PSÜ auf die Beurteilung der nuklearen Sicherheit des KKL. Die Beurteilung der Sicherung ist nicht Gegenstand der PSÜ.

## 1.2 Eingereichte Dokumente

Das KKL reichte der HSK Ende des Jahres 2006 die Dokumente zur PSÜ ein. Diese bestehen aus nachfolgenden Teilberichten und dem aktualisierten Sicherheitsbericht.

- Teilbericht A: Sicherheitskonzept, Betriebsbewilligungen, Auflagen
- Teilbericht B: Bewertung der Betriebsführung und Betriebserfahrung
- Teilbericht C: Deterministische Sicherheitsbewertung
- Teilbericht D: Probabilistische Sicherheitsbewertung
- Teilbericht E: Bewertung von Organisations- und Personalaspekten
- Teilbericht F: Schutzzielorientierte Gesamtbewertung

---

<sup>1</sup> Bundesrätliche Verfügung zum Gesuch der Kernkraftwerk Leibstadt AG vom 31. Juli 1992 um Änderung der Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk Leibstadt (Erhöhung der thermischen Nennleistung), 28. Oktober 1998

<sup>2</sup> Gutachten der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen zum Gesuch des Kernkraftwerks Leibstadt um Leistungserhöhung auf 3600 MW<sub>th</sub>, HSK 12/420, März 1996

Die Teilberichte B bis E bestehen aus einer Vielzahl einzelner technischer Berichte, die entweder vom KKL selbst oder von beauftragten Firmen erstellt wurden.

### **1.3 Aufbau der Stellungnahme**

Im Kapitel 1.4 dieser Stellungnahme wird dargestellt, welche Beurteilungsgrundlagen die HSK für die Prüfung der vom KKL eingereichten PSÜ-Dokumente herangezogen hat und inwieweit die gesetzlichen Beurteilungsgrundlagen seit der letzten Sicherheitsüberprüfung des KKL Änderungen oder Neuerungen erfahren haben und welche Beurteilungsschwerpunkte sich daraus für die nachfolgenden Kapitel der Stellungnahme ableiten.

Im Kapitel 2 wird der Bearbeitungsstand der Auflagen aus der bundesrätlichen Verfügung vom 28. Oktober 1998 und der Forderungen aus dem HSK-Gutachten vom März 1996 zusammengefasst. Sofern es sich um betriebsbegleitende Auflagen handelt, wird deren Erfüllung in den nachfolgenden Kapiteln dieser Stellungnahme behandelt.

Im Kapitel 3 sind die wesentlichen Anlagenmerkmale und die im Beurteilungszeitraum durchgeführten Anlagenänderungen beschrieben. In diesem Kapitel erfolgt keine Bewertung der Anlage.

Die Kapitel 4 bis 9 beinhalten die Beurteilung der vom KKL eingereichten Dokumente zur PSÜ durch die HSK und sind im Allgemeinen folgendermassen gegliedert:

- Zusammenfassung der Aussagen des Betreibers
- Darlegung der Beurteilungsgrundlagen
- Beurteilung der Aussagen des Betreibers

Sofern Abweichungen von den Beurteilungsgrundlagen identifiziert werden, sind diese als Forderungen festgehalten.

In Kapitel 10 werden die Ergebnisse der Teilbewertungen zu einer Gesamtbewertung zusammengeführt und die aus der Beurteilung abgeleiteten Forderungen sicherheitstechnisch eingeordnet.

### **1.4 Beurteilungsgrundlagen**

Das KKL wurde erstmalig im Rahmen der Erteilung der Inbetriebnahme- und Betriebsbewilligung einer umfassenden Sicherheitsüberprüfung durch die HSK unterzogen<sup>3</sup>. Als Beurteilungsgrundlage dienten damals Anforderungen aus übergeordneten Regelwerken sowie Auslegungs- und Ausführungsregeln, die die Anforderungen aus den übergeordneten Regelwerken weiter konkretisierten. Diese stammten insbesondere auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit vorwiegend aus den Vereinigten Staaten, dem Land des Anlagenherstellers.

Im Gutachten zur Leistungserhöhung 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 An-

---

<sup>3</sup> Gutachten der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen zum Gesuch des Kernkraftwerk Leibstadt AG um Erteilung einer Bewilligung für die Inbetriebnahme und den Betrieb eines Kernkraftwerks mit Siedewasserreaktor am Standort Leibstadt, HSK 12/161, Februar 1984

forderungen an die Auslegung von Sicherheitssystemen und an Massnahmen gegen Schwere Unfälle bewertet. Die HSK kam zu dem Ergebnis, dass die punktuell festgestellten Abweichungen akzeptabel sind, da die hieraus ableitbaren Nachrüstungen unverhältnismässig wären.

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

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 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<sup>4</sup> enthalten war, die der vorhergehenden Sicherheitsüberprüfung des KKL 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 Kapitel 5.8 dieser Stellungnahme eingegangen.

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 den Artikeln 7, 8 und 10 der KEV.

Das Ziel der PSÜ ist zu beurteilen, ob die nach Art. 4 Abs. 1 KEG zu treffende Vorsorge 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 eine Beurteilung der kraftwerkspezifischen Betriebserfahrung und des aktuellen Zustands des Kernkraftwerks umfasst.

In den Art. 7, 8 und 10 der KEV sind grundsätzliche Anforderungen an die nukleare Sicherheit genannt, die als übergeordnete Beurteilungsgrundlagen der PSÜ zugrunde zu legen 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 KKL zugrunde lagen. Nachfolgend wird auf die in den o. g. Artikeln enthaltenen neuen Anforderungen eingegangen.

---

<sup>4</sup> Die heutige Richtlinie HSK-R-11 beinhaltet nur noch die im Normalbetrieb einzuhaltenden Strahlenschutzziele

- 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 KKL bereits Anfang der 90er Jahre technische Massnahmen und Notfallvorschriften zur Beherrschung Schwerer Unfälle entwickelt wurden, beinhaltet diese Forderung darüber hinaus die Einführung eines systematischen Notfallmanagements zur Linderung der Folgen schwerer Unfälle, dessen Entwicklungsstand in Kapitel 9.3 dieser Stellungnahme bewertet wird.
- 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 7 dieser Stellungnahme bewertet.
- Gemäss Art. 8 Abs. 5 KEV ist mittels probabilistischer Nachweise zu zeigen, dass das Kriterium von Artikel 24 Abs. 1 Bst. b KEV eingehalten werden kann. Demnach darf für neue Kernkraftwerke die mittlere Kernschadenshäufigkeit für Störfälle 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 8.2 dieser Stellungnahme bewertet.

Neben diesen, in zentralen Kapiteln 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 Vollast, aber nicht für die Betriebszustände Schwachlast und Stillstand durchgeführt wurde. Auf die Umsetzung dieser Forderung wird in Kapitel 8.5 dieser Stellungnahme eingegangen.

Im Zuge der Inkraftsetzung des KEG und der KEV sind weitere neue Verordnungen nach dem Beurteilungsstichtag der PSÜ des KKL in Kraft getreten. Nachfolgend wird der Inhalt dieser Verordnungen kurz dargelegt und darauf eingegangen, inwieweit diese neue Anforderungen beinhalten:

- Die Verordnung über die Anforderungen an das Personal in Kernanlagen (VAPK, SR 732.143.1) beinhaltet Anforderungen an die Ausbildung des zulassungspflichtigen Personals (Schichtchef, Reaktoroperateur, Picketingenieur) und des nicht zulassungspflichtigen Personals (z. B. Anlagenoperateure, im Auftragsverhältnis tätige Personen). Die Anforderungen an die Ausbildung des zulassungspflichtigen Personals wurden aus der bis anhin bestehenden und im Beurteilungszeitraum der KKL-PSÜ nicht geänderten Richtlinie HSK-R-27 übernommen. Hingegen hat es für die Ausbildung des nicht-zulassungspflichtigen Personals bisher keine expliziten Anforderungen gegeben.
- Die Verordnung über sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen in Kernanlagen (VBRK, SR 732.13) regelt die Planung, Herstellung, Montage, Inbetriebsetzung sowie den Betrieb von sicherheitstechnisch klassierten Behältern und Rohrleitungen (einschliesslich deren Abstützungen und druckhaltenden Ausrüstungen) für die Verwendung in Kernanlagen

(BRK). Zu den BRK gehören auch Ausrüstungen mit Sicherheitsfunktion, wie Einrichtungen zur unmittelbaren Druckbegrenzung und die Begrenzungseinrichtungen. Die VBRK bildet zusammen mit den neuen Verordnungen über Druckgeräte, Druckbehälter und deren Verwendung<sup>5</sup> eine geschlossene Gesetzesgrundlage für die druckführenden und Aktivität enthaltenden mechanischen Ausrüstungen in Kernanlagen. Damit wurden die bisher gültigen Verordnungen<sup>6</sup> ausser Kraft gesetzt. Zukünftig werden auch gewisse Richtlinien und Festlegungen des Schweizerischen Vereins für technische Inspektionen (SVTI) ausser Kraft gesetzt. Für die beschriebenen Ausrüstungen bestehen in Zukunft vollständig neue gesetzliche Grundlagen und Regelwerke.

Die VBRK im Speziellen enthält neue Anforderungen in den Bereichen Gefahrenanalyse sowie Qualifizierung von Herstellungs- und Prüfverfahren, Ausrüstungen und Personal. Die Forderung nach einer Qualifizierung der Prüfverfahren, Ausrüstungen und dem Einsatz von qualifiziertem Personal wurde bereits in Art. 32 der KEV und der Festlegung NE-14 des SVTI<sup>7</sup> erhoben. Sie wird in der VBRK weiter ausgeführt und führte unter anderem zur Schaffung einer unabhängigen Qualifizierungsstelle in der Schweiz. Der Forderung nach qualifiziertem Personal und Ausrüstungen sowie qualifizierten Arbeitsverfahren bei der Fertigung wird mit der Bezeichnung harmonisierter Normen und der Überwachung durch Sachverständige entsprochen.

Die Umsetzung der neuen Anforderungen in den genannten Verordnungen wird von der HSK im Aufsichtsverfahren verfolgt und wird Beurteilungsgegenstand der nächsten PSÜ des KKL sein.

Neben den genannten gesetzlichen Beurteilungsgrundlagen sind innerhalb des Beurteilungszeitraums der PSÜ zahlreiche neue Richtlinien der HSK veröffentlicht oder geändert worden. Auf neue oder geänderte weitere Grundlagen wird zurückgegriffen, sofern es bezüglich der zu beurteilenden Themen keine Richtlinien der HSK gibt. Diese weiteren Grundlagen umfassen entsprechend Art. 36 KEV

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

---

<sup>5</sup> Die neuen Verordnungen vom 20. November 2002 über die Sicherheit von Druckgeräten (Druckgeräteverordnung, SR 819.121), über die Sicherheit von einfachen Druckbehältern (Druckbehälterverordnung, SR 819.122) und die Verordnung vom 15. Juni 2007 über die Sicherheit und den Gesundheitsschutz der Arbeitnehmerinnen und Arbeitnehmer bei der Verwendung von Druckgeräten (Druckgeräteverwendungsverordnung) gelten ausschliesslich für Ausrüstungen im konventionellen; d. h. nicht nuklearen Teil der Kernanlage. Sie sind nicht gültig für Druckgeräte und -behälter, die speziell zur Verwendung in Kernanlagen entwickelt wurden und deren Ausfall zu einer Freisetzung von Radioaktivität führen kann.

<sup>6</sup> Verordnung vom 9. April 1925 betreffend Aufstellung und Betrieb von Dampfkesseln und Dampfgefässen (SR 832.312.11) bzw. der Verordnung vom 19. März 1938 betreffend Aufstellung und Betrieb von Druckbehältern (SR 832.312.12).

<sup>7</sup> Festlegung NE-14, Revision 6, Wiederholungsprüfungen von nuklear abnahmepflichtigen mechanischen Komponenten der Sicherheitsklassen 1 bis 4, 1. Januar 2005

In den nachfolgenden Kapiteln dieser Stellungnahme wird beurteilt, inwieweit hieraus im Hinblick auf die nach Art. 4 Abs. 1 KEG zu treffende Vorsorge neue Anforderungen resultieren und ob diese Anforderungen erfüllt sind.

## 2 Bewilligung und Gutachten zur Leistungserhöhung

Am 31. Juli 1992 stellte die Kernkraftwerk Leibstadt AG ein Gesuch um Änderung der Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk Leibstadt (KKL) und beantragte die Erhöhung der thermischen Reaktorleistung von 3138 MW auf 3600 MW. Der Schweizerische Bundesrat stimmte dem Gesuch um Leistungserhöhung mit der Verfügung vom 28. Oktober 1998 zu und erteilte die Betriebsbewilligung unter 6 Auflagen. Im Kapitel 2.1 werden die zur Einhaltung bzw. Erfüllung dieser Auflagen getroffenen Massnahmen dargelegt.

Die Basis für die Auflagen aus der Betriebsbewilligung stellten Auflagenempfehlungen aus dem Gutachten der HSK vom März 1996 dar. Die in die Verfügung vom 28. Oktober 1998 nicht aufgenommenen Auflagenempfehlungen wurden von der HSK als Forderungen im Rahmen des Aufsichtsprozesses weiter verfolgt. Auf deren Erfüllung wird im Kapitel 2.2 eingegangen.

### 2.1 Auflagen

Bei den Auflagen 3.1 und 3.2 handelte es sich um kontinuierlich einzuhaltende Betriebsbedingungen, während sich die Auflagen 3.3 bis 3.6 auf die in mehreren Stufen durchzuführende Leistungserhöhung bezogen. Die Auflagen sind nachfolgend kursiv gedruckt im Originaltext wiedergegeben.

Die geforderten Betriebsbedingungen wurden vom KKL jederzeit im Beurteilungszeitraum eingehalten. Die letzte Stufe der Leistungserhöhung auf eine thermische Reaktorleistung von 3600 MW wurde von der HSK im Dezember 2001 freigegeben. Aus heutiger Sicht sind damit alle Auflagen aus der Betriebsbewilligung erfüllt.

#### **Auflage 3.1**

*Die thermische Leistung des Reaktors des Kernkraftwerkes Leibstadt darf im stationären Betrieb 3600 MW<sub>th</sub> nicht überschreiten.*

Die thermische Leistung des KKL wurde im Bewertungszeitraum in vier Stufen von 3138 MW auf 3600 MW erhöht (s. Ausführungen zur Auflage 3.4). Seit Mitte des Jahres 2002 wird das KKL mit der in dieser Auflage begrenzten thermischen Leistung betrieben.

Die Einhaltung der maximal zulässigen thermischen Reaktorleistung wird laufend durch das Betriebspersonal des KKL überwacht. Zusätzlich prüft die HSK die Einhaltung dieser Betriebsbedingung stichprobenweise während der Inspektionen. Seit dem Jahr 2006 werden wichtige Anlagenparameter des KKL (u. a. auch die thermische Leistung) der HSK permanent übermittelt. Die begrenzende Betriebsbedingung wurde im Bewertungszeitraum jederzeit eingehalten. Die Auflage ist erfüllt.

#### **Auflage 3.2**

*Bei der Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt müssen die folgenden Grenzwerte eingehalten werden. Sie sind aus den Bestimmungen der Strahlenschutzverordnung (StSV) abgeleitet und basieren auf einem quellenbezogenen Dosisrichtwert (Art. 7 StSV) von 0,2 mSv pro Jahr:*

## a) Abgabe an die Atmosphäre

<b>Nuklidgruppe</b>	<b>Jahresabgabelimite (Bq/Jahr)</b>	<b>Kurzzeitabgabelimite</b>
Edelgase (bezogen auf CA= $2 \cdot 10^5$ Bq/m <sup>3</sup> )	$2 \cdot 10^{15}$	$4 \cdot 10^{13}$ Bq/Tag
Jod-131	$2 \cdot 10^{10}$	$4 \cdot 10^9$ Bq/Woche
Aerosole mit $T_{1/2} > 8$ Tage (•, • ohne Jod)	$2 \cdot 10^{10}$	$2 \cdot 10^9$ Bq/Woche

## b) Abgabe mit dem Abwasser

<b>Nuklidgruppe</b>	<b>Jahresabgabelimite (Bq/Jahr)</b>	<b>Kurzzeitabgabelimite</b>
Abwässer ohne Tritium (bezogen auf LE= $2 \cdot 10^2$ Bq/kg)	$4 \cdot 10^{11}$	
Tritium	$2 \cdot 10^{13}$	
Maximale Konzentration im Abwasser bei der Abgabe		100 LE (ohne Tritium)

CA: Richtwert für Daueraktivität in der Luft (Bq/m<sup>3</sup>) für beruflich strahlenexponierte Personen gemäss StSV (Anhang 3)

LE: Freigrenze für die spezifische Aktivität in Bq/kg gemäss StSV (Anhang 3)

Die Einhaltung der Grenzwerte für die Abgabe radioaktiver Stoffe wird laufend durch das Betriebspersonal des KKL überwacht. Zusätzlich prüft die HSK die Einhaltung dieser Betriebsbedingung stichprobenweise durch eigene Messungen. Die begrenzenden Betriebsbedingungen wurden im Beurteilungszeitraum jederzeit eingehalten (s. Abbildungen in Kapitel 5.8 dieser Stellungnahme). Die Auflage ist erfüllt.

**Auflage 3.3**

*Um bei Arbeiten in der kontrollierten Zone eine Zunahme der Strahlenbelastung für Beschäftigte zu begrenzen, sollen die bereits ergriffenen Schritte zur Verminderung der Ortsdosisleistungen in der Anlage weitergeführt und Massnahmen getroffen werden, die geeignet sind, die Auswirkungen der Leistungserhöhung auf die Kollektivdosis abzufangen. Für die mittlere Dosisleistung an den Reaktor-umwälzleitungen soll nach wie vor der Richtwert von 2 mSv/h gelten.*

Das KKL hat im Rahmen der stufenweisen Leistungserhöhung auf 3600 MW<sub>th</sub> die Entwicklung der radiologischen Situation in der Anlage detailliert überwacht und dokumentiert. Die HSK hat ihrerseits diese Überwachung verfolgt und sich anlässlich von Inspektionen während des Betriebs mit höherer Leistung und während der Jahresrevisionen ein eigenes Bild von der radiologischen Situation in der Anlage verschafft.

Generell kann festgestellt werden, dass es aufgrund der Leistungserhöhung nur in wenigen Fällen eine erkennbare Zunahme der Dosisleistung in Anlagenbereichen gegeben hat, die während des Leistungsbetriebes begehbar sind. Eine Erhöhung der Dosisleistung wurde bei der Hochdruckturbine und beim Abgassystem festgestellt. Während der Dosisleistungsanstieg im Bereich der Hochdruckturbine den im HSK-Gutachten vom März 1996 geäusserten Erwartungen entspricht, wird die Situation am Rekombinator Süd des Abgassystems weiter verfolgt und analysiert. Im Laufe der Beurtei-

lungsperiode der PSÜ stieg die Dosisleistung an den Reaktorumwälzpumpen parallel zur steigenden Co-60-Konzentrationen im Reaktorwasser an und lag in den Jahren 1997 bis 2001 knapp über 2 mSv/h. Nach einem Maximum im Jahr 2000 von 2,32 mSv/h liegt die Dosisleistung am Ende der Beurteilungsperiode mit rund 1,3 mSv/h wieder auf dem Niveau von 1994 vor der Leistungserhöhung und damit deutlich unter dem in der Auflage genannten Richtwert. Gründe für diese Reduktion werden in Kapitel 5.7.4 dieser Stellungnahme genannt.

Dass die Leistungserhöhung des KKL bis heute keine negative Auswirkung auf die Strahlenexposition des Personals hat, zeigt sich darin, dass die mittlere Individualdosis des Eigenpersonals während der Beurteilungsperiode von 1,5 auf etwa 0,75 mSv pro Jahr gesunken und insbesondere die Kollektivdosis während des Leistungsbetriebes in den letzten Jahren deutlich zurückgegangen ist (s. Ausführungen in Kapitel 5.7.2 dieser Stellungnahme). Die bisherige Entwicklung der Kollektivdosis zeigt, dass die Dosisbelastung des Personals nicht leistungsabhängig ist und der Strahlenschutz des Personals im KKL in den letzten Jahren konsequent so optimiert wurde, dass die in einzelnen Anlagenbereichen mit der Leistungserhöhung verbundene Dosisleistungserhöhung abgefangen wurde.

### **Auflage 3.4**

*Die Erhöhung der thermischen Nennleistung bis maximal 3600 MW<sub>th</sub> hat in vier Stufen zu erfolgen. Für jede einzelne Leistungsstufe ist eine Freigabe der HSK erforderlich. Die vier Leistungsstufen sind:*

*LS1: Leistungserhöhung bis 3327 MW<sub>th</sub> (106 % der bisherigen Nennleistung)*

*LS2: Leistungserhöhung bis 3420 MW<sub>th</sub> (109 % der bisherigen Nennleistung)*

*LS3: Leistungserhöhung bis 3515 MW<sub>th</sub> (112 % der bisherigen Nennleistung)*

*LS4: Leistungserhöhung bis 3600 MW<sub>th</sub> (114.7 % der bisherigen Nennleistung)*

*Voraussetzung für die Freigabe einer Leistungsstufe ist ein auch hinsichtlich Brennelementschäden störungsarmer Betrieb während ca. einem Jahr auf dem vorausgehenden Leistungsniveau. Für die Leistungsstufen LS2 bis LS4 müssen mindestens 6 Monate Betrieb auf der maximal freigegebenen Leistung der vorausgehenden Stufe erfolgt sein.*

*Während einer freigegebenen Leistungsstufe kann die HSK einen zeitlich begrenzten Probetrieb bis zur maximalen Leistung der nächsthöheren Stufe freigeben.*

*Im Hinblick auf die Freigabe der nächst höheren Leistungsstufe sind die im Betriebsverlauf gewonnenen Erkenntnisse inklusive jener aus dem Bereich Strahlenschutz zu bewerten und zu dokumentieren und rechtzeitig der HSK zur Stellungnahme zu unterbreiten.*

Die Freigabe der ersten Leistungserhöhung (LS1) bis 3327 MW<sub>th</sub> erfolgte durch die HSK im Oktober 1998<sup>8</sup>. Der hinsichtlich Brennelementschäden störungsarme Betrieb wurde explizit als Voraussetzung für die Freigabe in die Auflage aufgenommen, da in den Jahren 1988 bis 1995 vermehrt Brennstabschäden im KKL auftraten, die mit einer grösseren Freisetzung von Brennstoff in das Reaktorwasser verbunden waren (s. Ausführungen in Kapitel 5.6 dieser Stellungnahme).

---

<sup>8</sup> HSK-Schreiben vom 29. Oktober 1998 (AZ.: LH/SC-12981029), Freigabe für die Leistungserhöhung bis 3327 MW<sub>th</sub> – Leistungsstufe 1 (106 % der bisherigen Nennleistung)

Der Begriff „störungsarmer Betrieb hinsichtlich Brennelementschäden“ wurde von der HSK im Juli 1997<sup>9</sup> als Ausbleiben schwerer Brennelementschäden mit Freisetzung wesentlicher Mengen von Brennstoff ins Kühlmittel definiert. Schwere Schäden, die eine Leistungserhöhung nicht erlauben, liegen vor,

- wenn prognostiziert wird, dass bis Zyklusende mehr als 150 g Urandioxid in das Reaktorwasser freigesetzt werden; oder
- wenn die über drei Wochen gemittelte Jod-131-Konzentration im Reaktorwasser mehr als 50 % der in der Technischen Spezifikation des KKL festgelegten Grenze beträgt und eine steigende Tendenz aufweist; oder
- wenn, unabhängig von den Freisetzungen, Schäden an mehr als vier Brennelementen auftreten, wobei die Schadensursache noch nicht bekannt ist oder nicht behoben werden kann.

Im Jahr 1997 wurde erstmals erhöhte lokale Korrosion an einzelnen Brennelementhüllrohren im Bereich der Abstandshalter festgestellt. Auf Basis der vom KKL durchgeführten Messungen zur Ermittlung der Wanddicken der betroffenen Brennelementhüllrohre kam die HSK zu dem Schluss, dass das Fortschreiten der lokalen Korrosion durch die Änderung der wasserchemischen Parameter seit September 1997 wesentlich verringert wurde. Nach Ansicht der HSK war damit die in der Auflage genannte Voraussetzung eines hinsichtlich Brennelementschäden störungsarmen Betriebes erfüllt. Im Betriebszyklus 1997/1998 trat dann auch lediglich ein fremdkörperbedingter Brennelementschaden auf, der zu keiner grösseren Freisetzung von Brennstoff in das Reaktorwasser führte.

Die Freigabe der zweiten Leistungserhöhung (LS2) bis 3420 MW<sub>th</sub> erfolgte durch die HSK im September 1999<sup>10</sup>. Im Betriebszyklus 1998/1999 trat ein Brennelementschaden auf, dessen Ursache nicht eindeutig ermittelt werden konnte und der zu keiner Freisetzung von Brennstoff in das Reaktorwasser führte. Wie im Jahr 1998 wurden umfangreiche Messungen zur Ermittlung der Wanddicken der von lokal erhöhter Korrosion betroffenen Brennelementhüllrohre durchgeführt. Damit konnte gezeigt werden, dass die Änderung der wasserchemischen Parameter das Fortschreiten der Korrosion wirksam verhindert. Auf Basis der aus der Auswertung des Betriebsverlaufs nach der ersten Leistungserhöhung gewonnenen Erkenntnisse kam die HSK zu dem Ergebnis, dass der Anlagenbetrieb seit mehr als einem Jahr störungsarm verlief und damit die in der Auflage genannten Voraussetzungen für die Freigabe der zweiten Leistungserhöhung erfüllt waren.

Die Freigabe der dritten Leistungserhöhung (LS3) bis 3515 MW<sub>th</sub> erfolgte durch die HSK im Oktober 2000<sup>11</sup>. Im Betriebszyklus 1999/2000 traten Schäden an neun Brennelementen mit Freisetzung von Brennstoff in das Reaktorwasser auf (es wurden ca. 80 g Urandioxid in das Reaktorwasser freigesetzt). Die Mehrzahl der Schäden wurde durch Fremdkörperreibung verursacht (später wurde vom KKL nachgewiesen, dass sämtliche Schäden durch Fremdkörperreibung verursacht worden waren). An etlichen Brennelementen wurden Fremdkörper gefunden, die vermutlich aus Umbau- und Sanie-

---

<sup>9</sup> Aktennotiz HSK 12/503 (KSA 12/229), Rev. 1 vom 15. Juli 1997, Interpretation des Begriffs „störungsarmer Betrieb hinsichtlich Brennelementschäden“ bei der Beurteilung von Freigabegesuchen zu Leistungserhöhungsstufen im KKL

<sup>10</sup> HSK-Schreiben vom 16. September 1999 (AZ.: KF/SC-12990916), Freigabe für die Leistungserhöhung bis 3420 MW<sub>th</sub> – Leistungsstufe 2 (109 % der bisherigen Nennleistung)

<sup>11</sup> HSK-Schreiben vom 10. Oktober 2000 (AZ.: KF/WH/SC-12001010), Freigabe der Leistungsstufe LS3 bis zu einer maximal zulässigen Leistung von 3515 MW<sub>th</sub> (112 % der Ausgangsleistung von 3138 MW<sub>th</sub>)

rungsarbeiten am Wasser-Dampfkreislauf stammten, die im Zusammenhang mit der Leistungserhöhung durchgeführt werden mussten. Da die im KKL eingesetzten Fremdkörperfilter nicht alle Arten von Fremdkörpern zurückhielten, wurden vom KKL zusätzliche Massnahmen ergriffen, um den Eintrag von Fremdkörpern in den Reaktorkühlkreislauf zu verhindern. Die wie bereits in den Vorjahren durchgeführten Messungen zur Ermittlung der Wanddicken der von lokal erhöhter Korrosion betroffenen Brennelementhüllrohre bestätigten erneut, dass ein Fortschreiten der Korrosion wirksam verhindert wurde. Auf Basis der aus der Auswertung des Betriebsverlaufs nach der zweiten Leistungserhöhung gewonnenen Erkenntnisse kam die HSK zu dem Ergebnis, dass der Anlagenbetrieb störungsarm verlief und damit die in der Auflage genannten Voraussetzungen für die Freigabe der dritten Leistungserhöhung erfüllt waren. Der auch hinsichtlich Brennelementschäden störungsarme Betrieb war aus Sicht der HSK dadurch gegeben, dass die Ursache für die aufgetretenen Brennelementschäden identifiziert und Gegenmassnahmen vom KKL getroffen wurden.

Die Freigabe der vierten und letzten Leistungserhöhung (LS4) bis 3600 MW<sub>th</sub> erfolgte durch die HSK im Dezember 2001<sup>12</sup>. Im Betriebszyklus 2000/2001 trat ein geringer Brennelementschaden ohne Freisetzung von Brennstoff in das Reaktorwasser auf. Zur Vermeidung fremdkörperbedingter Schäden an Brennelementen begann die Erprobung eines neuen Filtertyps, der einen wesentlich besseren Schutz gegen drahtförmige Fremdkörper bot. Aufgrund der strikten Einhaltung der optimierten wasserchemischen Parameter und des Einsatzes von Brennelementen mit weniger korrosionsanfälliger Hüllrohrmaterial wurde ein Fortschreiten der Korrosion wirksam verhindert. Auf Basis der aus der Auswertung des Betriebsverlaufs nach der dritten Leistungserhöhung gewonnenen Erkenntnisse kam die HSK zu dem Ergebnis, dass der Anlagenbetrieb störungsarm verlief und damit die in der Auflage genannten Voraussetzungen für die Freigabe der letzten Leistungserhöhung erfüllt waren. Das KKL erreichte die Leistung von 3600 MW<sub>th</sub> nach der Anpassung der Leitschaufeln der Hochdruck-Turbine nach dem Revisionsstillstand im Jahr 2002.

### **Auflage 3.5**

*Als Voraussetzung für die Freigabe jeder Leistungsstufe sind der HSK folgende Unterlagen rechtzeitig einzureichen:*

- Die den geänderten Randbedingungen angepassten Technischen Spezifikationen.*
- Eine detaillierte Liste mit allen Änderungen an Systemen und Komponenten, eingeschlossen Signalauslösewerte, die notwendig sind, um die beantragte Leistungserhöhung zu erreichen, bzw. der Nachweis, dass die erhöhte Leistung auch ohne Änderung an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und Komponenten erreicht werden kann. Für sicherheitsrelevante Änderungen, wie beispielsweise die Erhöhung des Reaktordrucks und der maximalen Förderleistung der Speisewasserpumpen, sind separate Freigaben notwendig. Die durch solche Änderungen bedingten Konsequenzen auf das Anlageverhalten sowie auf Systeme und Komponenten sind abzuklären und darzulegen. Die für die Freigabe der Änderungen notwendigen Unterlagen sind der HSK frühzeitig einzureichen.*
- Ein Überwachungs- und Inspektionsprogramm.*

Im Zuge jeder Leistungserhöhung wurden die in der Auflage geforderten Unterlagen und das Überwachungs- und Inspektionsprogramm vom KKL eingereicht und von der HSK geprüft. Die damit ver-

---

<sup>12</sup> HSK-Schreiben vom 21. Dezember 2001 (AZ.: KF/SC), Freigabe der Leistungsstufe LS4 bis zu einer maximal zulässigen Leistung von 3600 MW<sub>th</sub> (114.7 % der Ausgangsleistung von 3138 MW<sub>th</sub>)

bundenen Änderungen an Systemen und Komponenten wurden während der Jahresrevisionen durchgeführt und die ordnungsgemässe Ausführung von der HSK inspiziert. Das Überwachungs- und Inspektionsprogramm war nach Ansicht der HSK geeignet, die Auswirkungen der Leistungserhöhung auf das Verhalten des Reaktorkerns und der Gesamtanlage zu erkennen und zu bewerten. Die Erfüllung der Auflage wurde von der HSK in den einzelnen Freigaben für die Leistungsstufen jeweils bestätigt (s. Ausführungen zur Auflage 3.4).

### **Auflage 3.6**

*Vor der Erteilung der Freigabe für 3420 MW<sub>th</sub> (LS2) sind folgende Nachrüstungen zur besseren Beherrschung einer ATWS-Transiente (Transiente mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung) erforderlich:*

- *Einbau der Möglichkeit einer Blockierung des ECCS-ADS (automatische Druckentlastung des Reaktordruckgefässes).*
- *Ergänzung der Leittechnik für automatisches Zurückfahren der Speisewasserpumpen auf Minimaldrehzahl („Runback“) bei relevanten ATWS-Sequenzen.*

Die in der Auflage geforderten Nachrüstungen wurden vom KKL während der Jahresrevision 1998 ausgeführt und im Beisein der HSK erfolgreich getestet (s. weitere Ausführungen in Kapitel 6 dieser Stellungnahme). Die Erfüllung der Auflage wurde daher von der HSK bereits in der Freigabe für die Leistungsstufe 1 bestätigt (s. Ausführungen zur Auflage 3.4).

## **2.2 Forderungen**

Die Forderungen 1 bis 3 betreffen die Themenbereiche „Begrenzung von Brennelementschäden“, „Ausarbeitung eines Alterungsüberwachungsprogramms“ und „Vervollständigung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse“. In der Forderung 4 wurden die Voraussetzungen für die Erteilung der Freigabe der ersten Leistungsstufe 1 festgelegt. Die Forderungen sind nachfolgend kursiv gedruckt im Originaltext aus dem HSK-Gutachten 1996 wiedergegeben. Aus heutiger Sicht sind die Forderungen aus dem HSK-Gutachten 1996 erfüllt.

### **Forderung 1**

*Zur Verhinderung resp. zur Begrenzung von Brennelementschäden sind der HSK vor einer Leistungserhöhung einzureichen:*

- *Eine umfassende Darlegung der Ursachen und Phänomene der seit dem Betriebszyklus 5 (1988/89) beobachteten Brennstabschäden mit Brennstoffauswaschung sowie der seitens des Betreibers und des Brennelement-Herstellers ergriffenen und vorhergesehenen Massnahmen, um künftig solche Schäden möglichst auszuschliessen oder mindestens zu mildern.*
- *Eine Überprüfung der heute geltenden Kriterien (Optimierungsstudie) für den Leistungsbetrieb mit defekten Brennstäben sowie der Richtwerte für eine Zwischenabstellung aus der Sicht des Strahlenschutzes, um die Auswirkungen von Brennstabdefekten auf Individual- und Kollektivdosen klein zu halten.*
- *Ein Brennelementüberwachungs- und Inspektionsprogramm, das die Messung von Brennelement- und Brennstabwachstum sowie möglicher Verbiegungen, von Oxidschichtdicken und Crudablagerungen an ausgewählten Brennelementen aus verschiedenen Einsatzzyklen einschliesst.*

Das KKL legte der HSK die Ursachen für die Brennelementschäden im Juli 1996 in einem Bericht dar. Die HSK bestätigte die Erfüllung des ersten Teils der Forderung im Oktober 1996<sup>13</sup>.

Die geforderte Optimierungsstudie legte das KKL der HSK im März 1998 vor. Auf Basis dieser Studie bestätigte die HSK im Mai 1998 die Erfüllung des zweiten Teils der Forderung<sup>14</sup>.

Das Brennelementüberwachungs- und Inspektionsprogramm reichte das KKL der HSK im Juli 1996 ein. Auf Basis dieses Programms bestätigte die HSK im November 1996 die Erfüllung der Forderung<sup>15</sup>.

Damit wurden der HSK alle in der Forderung 1 angesprochenen Unterlagen vom KKL zeitgerecht vor Erteilung der Freigabe für die erste Leistungsstufe im Jahr 1998 eingereicht. Aufgrund des im Frühjahr 1997 entdeckten Phänomens der erhöhten lokalen Korrosion an einzelnen Brennelementhüllrohren im Bereich der Abstandshalter verlangte die HSK im November 1998 eine Aktualisierung des Brennelementüberwachungs- und Inspektionsprogramms. Das aktualisierte Programm wurde der HSK im Januar 1999 vom KKL vorgelegt und von ihr akzeptiert.

## **Forderung 2**

*Es ist ein systematisches KKL-spezifisches Alterungsüberwachungsprogramm auszuarbeiten und zu befolgen. Für die wichtigsten sicherheitsrelevanten Bauwerke sowie elektrischen und mechanischen Ausrüstungen ist ein solches Programm bis Ende 1996 vorzulegen.*

KKL erstellte 1996 eine Verfahrensvorschrift für eine werkspezifische Alterungsüberwachung und arbeitete darauf basierend ein Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) aus, welches der HSK anschliessend eingereicht wurde. Dieses Programm enthielt erste technische Berichte und Steckbriefe für die wichtigsten sicherheitsrelevanten Bauwerke sowie elektrischen und mechanischen Ausrüstungen. Die HSK bestätigte die Erfüllung der Forderung in den Jahren 1997<sup>16</sup> und 1998<sup>17</sup> und verfolgt seitdem die Umsetzung des AÜP kontinuierlich (s. weitere Ausführungen in Kapitel 5.5 dieser Stellungnahme). Die Verfahrensvorschrift wurde in den Folgejahren in das Managementsystem des KKL übernommen.

## **Forderung 3**

*Die Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA-Studie) ist im Hinblick auf „Living-PSA“-Anwendungen zu vervollständigen und zu verbessern.*

- *Die PSA-Stufe-1-Analyse ist für systemübergreifende auslösende Ereignisse wie Erdbeben, Brand, Überflutung usw. dem heutigen Stand der PSA-Technik entsprechend durchzuführen.*

---

<sup>13</sup> HSK-Schreiben vom 3. Oktober 1996 (AZ.: wh/sc-5413), Brennelementschäden im KKL: Abschluss der Pendenzen PX-252 und PX-290 (Auflage 3.1 des HSK Gutachtens)

<sup>14</sup> HSK 12/541 vom 5. Mai 1998: Stellungnahme zu strahlenschutzrelevanten Auflagen des Gutachten HSK 12/420 zur Leistungserhöhung KKL (Auflagen 3.2, 6 und 7)

<sup>15</sup> HSK-Schreiben vom 15. November 1996 (AZ.: wh/sc-1296115), Brennelementverhaltens- und Inspektionsprogramm im KKL: Abschluss der Pendezenz PX-292 (Auflage 3.3 des HSK-Gutachtens)

<sup>16</sup> HSK-Schreiben vom 19. August 1997 (AZ.: KD/SC-12970819), LE-2 Auflage 4 / Pendezenz PX-256: Alterungsüberwachungsprogramm, Bautechnik

<sup>17</sup> HSK-Schreiben vom 18. September 1998 (AZ.: SZ/SC-12980918), Alterungsüberwachungsprogramm / Leistungserhöhung-Vorschlag Auflage 4

*Das Vorgehen ist der HSK frühzeitig darzulegen. Die Analyse ist bis Ende 1996 der HSK vorzulegen.*

- *Die PSA-Stufe-2-Analyse ist zu überarbeiten und dem heutigen Stand der Technik entsprechend nachzuführen, wobei auch der Einfluss systemübergreifender Ereignisse berücksichtigt werden muss. Die revidierte PSA-Stufe-2-Analyse ist der HSK spätestens Mitte 1997 einzureichen.*

Die geforderten Analysen wurden der HSK im Dezember 1996 (PSA der Stufe-1) bzw. im Juni 1997 (PSA der Stufe-2) vom KKL fristgerecht eingereicht. Eine erste Überprüfung ergab jedoch, dass die PSA der Stufe-2 nicht vollumfänglich eingereicht worden war. Das KKL ergänzte die Analyse daraufhin und reichte der HSK eine revidierte Version der PSA der Stufe-2 im April 1998 ein. Die HSK bestätigte die Erfüllung der Forderung im Mai 1998<sup>18</sup>. Die aus der Überprüfung dieser Studien resultierenden Fragen der HSK wurden im Rahmen von Pendenzen weiter verfolgt. Diese Pendenzen betrafen insbesondere:

- Die Verbesserungen der Stufe-1-PSA für systemübergreifende und externe Ereignisse. Nach einer Verfeinerung insbesondere der Erdbebenmodellierung wurde diese Pendezenz im September 2005<sup>19</sup> von der HSK geschlossen.
- Die Verbesserung der Stufe-2-PSA bezüglich einer verfeinerten Analyse und Modellierung des Anlagenverhaltens bei schweren Unfällen sowie die Einbindung von Accident-Management Massnahmen. KKL überarbeitete die PSA der Stufe-2 entsprechend, sodass diese Pendezenz im August 2001<sup>20</sup> von der HSK geschlossen wurde.
- Die Einführung einer „Living-PSA“. Zur Erfüllung dieser Pendezenz führte KKL einen entsprechenden Prozess ein und aktualisierte die in den PSA-Studien verwendeten Komponentenzuverlässigkeitsdaten und die Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse. Die Pendezenz wurde im November 2005<sup>21</sup> von der HSK geschlossen.

#### **Forderung 4**

*Als Voraussetzung für die Erteilung der Freigabe zur Leistungserhöhung bis 3327 MW<sub>th</sub> (LS1) sind der HSK rechtzeitig einzureichen:*

- *Ein Bericht über die Ergebnisse der abgeschlossenen Überprüfung aller sicherheitsrelevanten motorangetriebenen Ventile (MOV) und ein Terminplan für notwendige Nachrüstungen.*
- *Ein umfassendes Versuchsprogramm.*

---

<sup>18</sup> HSK-Schreiben vom 22. Mai 1998 (AZ.: SU/MP-12980522), Abschluss der Auflagen 5.1 und 5.2 des HSK-Gutachtens zur Leistungserhöhung

<sup>19</sup> HSK-Schreiben vom 27. September 2005 (AZ.: BT/VB-12/05/067), PX-286: KKL Erdbeben-PSA (PSAM/04/0001)

<sup>20</sup> HSK-Schreiben vom 29. August 2001 (AZ.: BT/SN/SC), Pendezenz PX-287: Level 2 PSA

<sup>21</sup> HSK-Schreiben vom 29. November 2005 (AZ.: BT/SC), PX-289: Living PSA, Aufdatierung der CCF-Parameter (PSAM/05/0002)

- *Ein Bericht, der nachweist, dass die direkte Leckage aus dem Primärcontainment in die Umgebung geringer ist als 0,01 Vol. %/Tag. Andernfalls sind der HSK geeignete Massnahmen vorzuschlagen. Zudem sind die radiologischen Konsequenzen eines Kühlmittelverluststörfalls unter Berücksichtigung der anlagespezifischen Gegebenheiten nochmals zu analysieren und alle dabei getroffenen Annahmen plausibel zu begründen.*

Gestützt auf internationale Forschungsarbeiten und Versuchsergebnisse verlangte die HSK eine Überprüfung der Auslegung und Einstellung aller sicherheitsrelevanten Motorarmaturen und deren Antriebe. Die von einer Fremdfirma im Jahr 1996 durchgeführten Untersuchungen zeigten auf, dass zahlreiche Armaturen bezüglich Funktionssicherheit und Integrität Mängel aufwiesen. Die aus diesen Untersuchungen abgeleiteten Sanierungsmassnahmen umfassten im einfachsten Fall eine Korrektur des einzustellenden Drehmomentes am Stellantrieb oder die Erhöhung der Anzugsmomente der Gehäuseschrauben. In anderen Fällen war der Austausch von Armaturen erforderlich, da die Armaturenschraube, komplette Armaturenaufbauten oder ganze Armaturen einschliesslich Stellantrieb nicht den spezifizierten Anforderungen genügten. Bei einigen Armaturen des Hochdruckkernsprühsystems war eine Interimssanierung erforderlich, die in der Jahresrevision 1996 durchgeführt wurde. Die HSK schloss nach Vorlage des Ergebnisberichts und eines Sanierungsplans im März 1997<sup>22</sup> den ersten Teil der Forderung. Die Sanierungsphase der Motorarmaturen begann im Jahre 1997 und endete im Jahre 2000 (s. weitere Ausführungen in Kapitel 6 dieser Stellungnahme).

Die Forderung der HSK nach einem umfassenden Versuchsprogramm entsprach dem Vorgehen bei Inbetriebnahme des KKL im Jahr 1984. Ziel des Versuchsprogramms war, aufzuzeigen, dass die Anlage die an sie gestellten Anforderungen auch bei erhöhter Leistung erfüllt. Das Versuchsprogramm wurde vom Anlagenhersteller auf der Grundlage des Versuchsprogramms im Rahmen der Inbetriebnahme 1984 erarbeitet, vom KKL überprüft und bestätigt. Nach den ersten im Hinblick auf die Leistungserhöhung durchgeführten Anlagenänderungen wurden im Jahr 1996, d. h. noch bei der ursprünglichen Leistung von 3138 MW<sub>th</sub>, Versuche durchgeführt, die einerseits den Erfolg der Anlagenänderungen bestätigten und andererseits Voraussetzung für die erste Stufe der Leistungserhöhung waren. Nach Auswertung der Versuche und Vorlage weiterer Analysen stimmte die HSK im Juli 1997<sup>23,24</sup> dem endgültigen Versuchsprogramm zu, das u. a. Versuche an der Speisewasser-, Turbinen- und Umwälzregelung wie auch Versuche zur Abschaltung einer Speisewasserpumpe, der Turbine und der Umwälzpumpen umfasste, und schloss den zweiten Teil der Forderung.

Die Forderung der HSK nach einem Nachweis, dass die direkte Leckage aus dem Primärcontainment in die Umgebung geringer ist als 0,01 Vol. %/Tag, resultierte aus Ergebnissen der vom Anlagenhersteller durchgeführten radiologischen Störfallanalysen. Unter der vereinfachten Annahme eines Freisetzungspfades radioaktiver Stoffe aus dem Primärcontainment direkt in die Umgebung wäre demnach bei einem Störfall im KKL der nach deutschem Regelwerk einzuhaltende Dosisgrenzwert überschritten worden. Daraufhin beurteilte das KKL mögliche Freisetzungspfade neu und kam zu dem Ergebnis, dass der vom Anlagenhersteller angenommene Freisetzungspfad radioaktiver Stoffe aus dem Primärcontainment direkt in die Umgebung ausgeschlossen werden kann. Die auf Basis dieses

---

<sup>22</sup> HSK-Schreiben vom 25.03.1997, Pendenz PX156, Ergebnisse der Funktionalitäts- und Integrationsnachweise 1E-MOV's

<sup>23</sup> HSK-Schreiben vom 04.07.1997, Abschluss der Pendenz PX296.1-1, Etappe der Versuche zur Leistungserhöhung, Anlageänderungen 1997-0024 und -0174

<sup>24</sup> HSK-Schreiben vom 06.01.1998, Pendenz PX-296, Abschluss der offenen Fragen zum Umfang des Testprogramms

Ergebnisse neu durchgeführten radiologischen Störfallanalysen wiesen aus, dass die Dosisbelastung am nächstmöglichen Einwirkungsort auf deutschem Gebiet deutlich unterhalb des in Deutschland geltenden Dosisgrenzwertes liegen würde. Der schweizerische Dosisgrenzwert würde ebenfalls erheblich unterschritten. Die HSK schloss nach Prüfung und Bestätigung der Ergebnisse der radiologischen Analysen im April 1997<sup>25</sup> den letzten Teil der Forderung.

---

<sup>25</sup> HSK-Schreiben vom 21.04.1997, Radiologische Konsequenzen eines Kühlmittelverluststörfalles im KKL: Abschluss der Pendenz PX-297 (Auflage 9.3 des HSK-Gutachtens)

## 3 Übersicht über die Anlage

### 3.1 Standort

Das Kernkraftwerk Leibstadt (KKL) befindet sich auf einem 24 Hektar grossen Gelände am schweizerischen Ufer des Rheins im Kanton Aargau. Das Gelände liegt ca. 1,5 km nordöstlich der Gemeinde Leibstadt und ca. 3 km südlich der deutschen Stadt Waldshut.

Insgesamt beträgt die Bevölkerung im Umkreis des Standortes von 20 km ca. 300'000 Personen. Die Entwicklung der Bevölkerung der letzten 25 Jahre ist annähernd unverändert. Die standortnahe Kreisringzone von 0-3 km zeigt über diese Periode eine stabile bis sinkende Tendenz der Personenzahl vor allem bei den schweizerischen Gemeinden.

In der näheren Umgebung (Umkreis von 3 km) des Kernkraftwerks Leibstadt befinden sich keine industriellen Betriebe mit potentieller Gefährdung der Anlage. Die Chemische Fabrik Uetikon in Full (Schwefelsäure-Produktion) und die Lonza Fabrik in Waldshut wurden stillgelegt. Eine Transitgasleitung überquert den Rhein bei Wallbach in einer Entfernung von über 20 km vom Standort. Es gibt keine Treibstofflager in Standortnähe. Im Norden wird das Kernkraftwerkareal durch die SBB-Linie begrenzt, welche hier direkt neben dem Rhein verläuft. Der Rhein ist in Standortnähe nicht für Transportschifffahrt zugänglich. Die Gefährdung durch Transporte (explosiver Güter) ist aufgrund des Dammes zwischen Eisenbahnlinie und Kraftwerksgelände als sehr gering einzustufen. Darüber hinaus bietet die Auslegung der sicherheitsrelevanten Gebäude des KKL gegen Flugzeugabsturz und Erdbeben einen guten Schutz gegen derartige Gefährdungen (s. Bewertung in Kapitel 8.2.6 dieser Stellungnahme).

Folgende weitere Kernanlagen befinden sich in der näheren Umgebung des Standortes:

- Kernkraftwerk Beznau (KKB) in ca. 5 km Entfernung. An diesem Standort sind zwei Druckwasserreaktorblöcke mit einer Nennleistung von je 380 MWe (brutto) in Betrieb.
- Zwischenlager Würenlingen (ZWILAG) in ca. 6 km Entfernung. Im ZWILAG werden schwach- und mittel radioaktive Abfälle aus Schweizer Kernkraftwerken sowie aus Medizin, Industrie und Forschung verarbeitet. Ebenso werden alle Arten radioaktiver Abfälle und ausgediente Brennelemente zwischengelagert.
- Paul Scherrer Institut (PSI) in ca. 6,2 km Entfernung. Das PSI ist ein Forschungsinstitut mit einer breiten Palette von Forschungseinrichtungen einschliesslich Kernanlagen.

Notfallmassnahmen werden zwischen KKL und KKB koordiniert, da beide Anlagen in einer gemeinsamen Gefährdungszone 1 liegen.

Der Standort des Kernkraftwerks Leibstadt liegt ca. 30 km nordwestlich des Flughafens Zürich-Kloten. Der nächste andere grössere Flughafen ist Basel-Mulhouse und liegt ca. 56 km westlich der Anlage. Die Mehrzahl der im Luftraum über Leibstadt den Flughafen Zürich-Kloten anfliegenden Maschinen kommt aus westlicher Richtung. Die tägliche Anzahl der Anflüge aus dieser Richtung beträgt ca. 280 Flugbewegungen. Bei den Anflugrouten aus östlicher Richtung beginnt der Landeanflug ca. 50 km von der Anlage entfernt. Die Abflugrouten von Zürich-Kloten führen südlich der Anlage, ausserhalb eines 10 km-Radius um Leibstadt, vorbei.

Im Luftraum über Leibstadt oberhalb 3'000 m ü. M. bis 14'000 m ü. M. befinden sich zwei Luftstrassen des Transitverkehrs, mit täglich ca. 265 Flugbewegungen etwa 8 km nördlich der Anlage und mit täglich ca. 557 Flugbewegungen etwa 4 km südöstlich der Anlage. Aufgrund der grenznahen Lage

des Standortes wird der Raum Leibstadt von Militärflugzeugen nicht für Flugübungen genutzt. Ausserdem befindet sich weder ein Militärflugplatz noch ein Flugschiessplatz in der Standortumgebung. Militärische Leichtflugzeuge (Kurierflugzeuge, etc.) können sich u. U. in diesem Raum bewegen und den Rhein als Orientierungshilfe bei schlechten Sichtbedingungen nutzen. Die Gefährdung des KKL durch Flugzeugabstürze wird unter Berücksichtigung einer Auswertung der o. g. Flugbewegungen und der spezifischen Auslegung der sicherheitsrelevanten Bauwerke insbesondere in Kapitel 8.2.6.5 dieser Stellungnahme risikotechnisch bewertet.

Windgeschwindigkeitsmessungen am Standort über die letzten 13 Jahre zeigen jährliche Spitzengeschwindigkeiten auf 110 m Höhe von 108 bis 158 km/h. Auf 10 m Höhe wurde eine Höchstgeschwindigkeit von ca. 134 km/h gemessen. Dabei sind keine nennenswerten Schäden an der Anlage aufgetreten. Die Gefährdung des KKL durch extreme Winde wird unter Berücksichtigung einer Auswertung der gemessenen Windgeschwindigkeiten und der spezifischen Auslegung der sicherheitsrelevanten Bauwerke insbesondere in Kapitel 8.2.6.3 dieser Stellungnahme risikotechnisch bewertet.

Der Kraftwerkstandort liegt am Südufer des Hochrheins, ca. 5 Flusskilometer unterhalb der Aaremündung in den Rhein bei Koblenz und ca. 1 km oberhalb der Staustufe des Wasserkraftwerkes Albrück-Dogern. Der Rhein durchfliesst hier die auf durchschnittlich 310 m ü. M. gelegene Talsohle in nordöstlich-südwestlicher Richtung. Zum Rhein hin wird das Kraftwerksareal durch eine steile Uferböschung mit einer Höhe von ca. 337 m ü. M. begrenzt. Hochwasser im Rhein entstehen als Folge grosser Schmelzwassermengen im Quellgebiet des Rheins und/oder der Aare und ihrer Zuflüsse oder während Perioden mit ergiebigen Niederschlägen und können innerhalb des Überstauspiegels des Wasserkraftwerkes Albrück-Dogern von 311,24 m ü. M. aufgefangen werden. Ausserdem bietet die 1,6 m höher gelegene Dammkrone eine zusätzliche Sicherheitsmarge für aussergewöhnliche Hochwasser, wenn das Abflussvermögen der Staustufe des Wasserkraftwerkes überschritten würde. Für das Auftreten von Flutwellen am Kraftwerkstandort wird das Versagen einer flussaufwärts liegenden Wehranlage im Rhein oder in der Aare angenommen. Bei allen betrachteten Fällen erreicht die Flutwellenhöhe das Nebenkühlwasser-Pumpenhaus infolge der erhöhten und zurückverlegten Lage nicht. Der unterirdisch angelegte Kühlwassereinlauf wird während des ganzen Überflutungsvorganges stets mit Wasser versorgt, sodass die Kühlung gewährleistet ist. Die Gefährdung des KKL durch Hochwasser und Flutwellen wird unter Berücksichtigung einer Auswertung der bisher gemessenen Flusspegel und der Wirkung der Uferböschung als natürlichen Schutzwall insbesondere in Kapitel 8.2.6.4 dieser Stellungnahme risikotechnisch bewertet.

Dem Rhein werden zwischen 2,0 bis 3,5 m<sup>3</sup>/s Wasser während des Normalbetriebes für Kühlzwecke entnommen. Diese Brauchwassermenge ist, verglichen mit den zu erwartenden lang- und kurzfristigen Abflüssen des Rheins am Standort (ca. 600 m<sup>3</sup>/s), äusserst klein. Zur Sicherstellung der Kühlung wird der Rheinwasserstand im Staugebiet des Wasserkraftwerkes Albrück-Dogern durch dieses für alle Abflüsse mithilfe des Stauwehres reguliert.

Im Gebiet von Leibstadt verläuft ein breiter Grundwasserstrom, der parallel zum Rhein fliesst und hauptsächlich durch den Rhein und die Aare gespeist wird. Der Grundwasserspiegel liegt 30 bis 37 m unter Terrain und schwankt um eine mittlere Höhenkote von 306,50 m ü. M. Die Schwankungen werden durch den Einfluss der Niederschläge und durch Rheinpegelschwankungen verursacht. Die Überwachung des Grundwassers zeigt eine leichte Senkung des Grundwasserspiegels und eine leichte Erhöhung des Mittelwertes der Grundwassertemperatur bis zu 1 Grad im Gebiet des KKL Standortes. Bei den Systemfunktionsprüfungen werden die Grundwasserspiegel der Notkühlwasserbrunnen und der Notstandbrunnen sowie die Temperatur des Notstandbrunnenwassers kontinuierlich geprüft.

Die in Abb. 3-1 dargestellte Erdbebengefährdungskarte zeigt, dass KKL in einer seismisch relativ ruhigen Zone liegt. Als Mass für die Stärke eines Erdbebens wird die Bodenbeschleunigung verwendet.

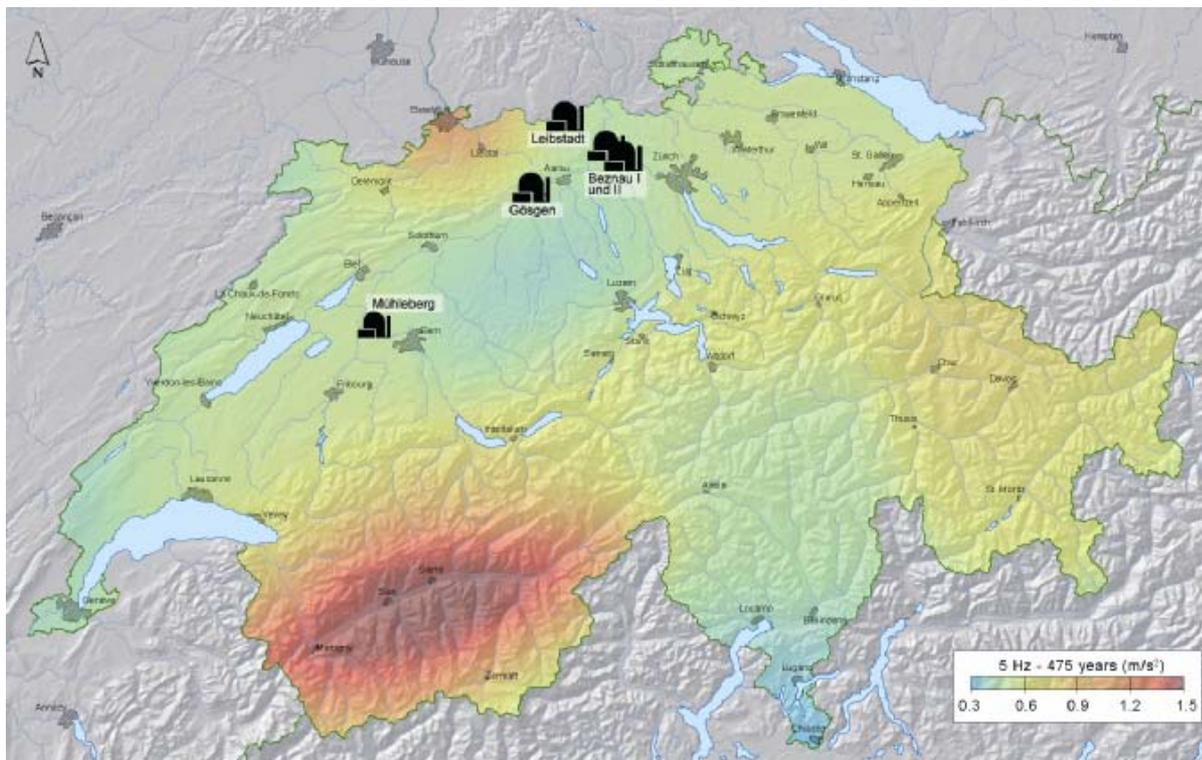


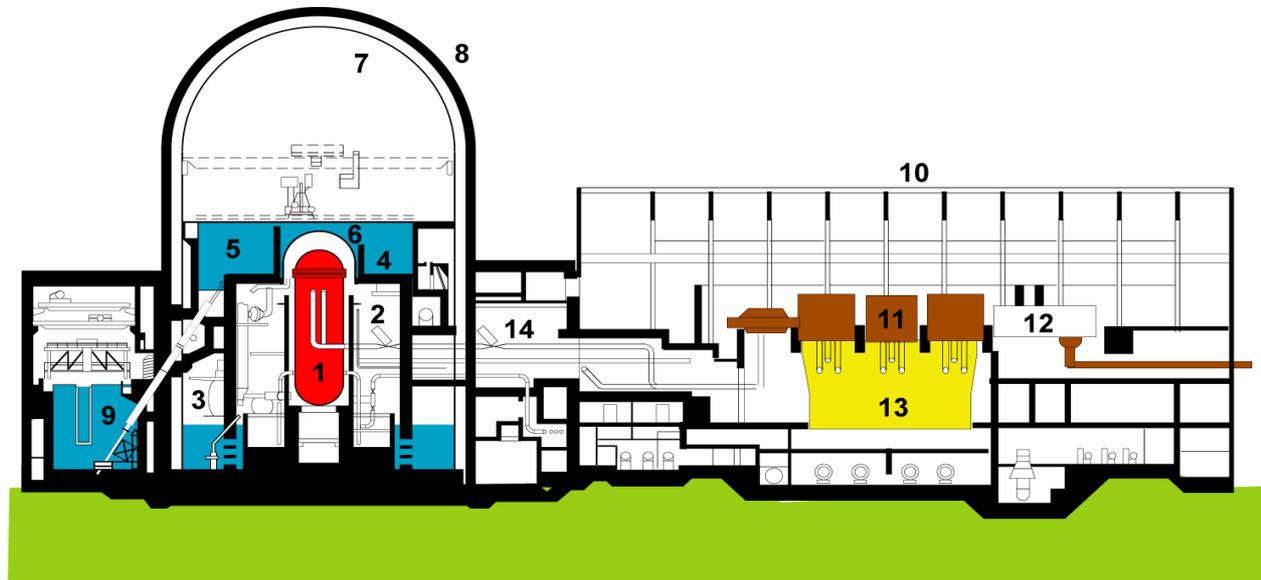
Abb. 3-1: Erdbebengefährdungskarte der Schweiz mit den Standorten der KKW  
grün: schwache Gefährdung, gelb: mittlere Gefährdung, rot: erhöhte Gefährdung

Die HSK forderte Mitte 1999 die Betreiber der Kernkraftwerke in der Schweiz auf, die Erdbebengefährdung an den Standorten der Kernkraftwerke neu zu bestimmen. Gemäss den methodischen Vorgaben der HSK waren insbesondere Unsicherheiten bei den vorhandenen Erdbebendaten als auch bei deren Interpretation und Modellbildungen systematisch zu erfassen, zu berechnen und auszuwerten sowie alle neuen erdwissenschaftlichen Erkenntnisse und Messdaten konsequent in die Datenbasis aufzunehmen. Die Betreiber der Kernkraftwerke entschieden, eine umfassende Studie in Auftrag zu geben, die unter dem Projektnamen PEGASOS durchgeführt wurde. Basierend auf den Erkenntnissen aus diesem Projekt legte die HSK im Juni 2005 verschärfte Erdbebengefährdungsannahmen an den Standorten der Kernkraftwerke fest. Für das KKL bedeuten diese neuen Annahmen, dass z. B. die bei einer jährlichen Überschreitungshäufigkeit von 1/10'000 anzunehmende Bodenbeschleunigung von bisher 0,21 g auf neu 0,31 g ansteigt (Fundamentniveau Reaktorgebäude, Horizontalkomponente PGA, Mittelwert). Vor diesem Hintergrund forderte die HSK die Betreiber der Kernkraftwerke in der Schweiz auf, den Einfluss der verschärften Erdbebengefährdungsannahmen auf das Gesamtrisiko der Anlagen auszuweisen. Auf die Ergebnisse dieser Studie wird insbesondere in den Kapiteln 7.5.1 und 8.2.6.2 dieser Stellungnahme eingegangen.

### 3.2 Anlagentyp und Sicherheitskonzept

Beim KKL handelt es sich um einen Siedewasserreaktor des Typs BWR/6 der amerikanischen Firma General Electric (GE) mit einer thermischen Leistung von 3600 MW. Der im Reaktor erzeugte Dampf wird direkt zu der aus Hoch- und Niederdruckturbinen bestehenden Turbinengruppe geleitet. Dort entspannt der Dampf und kondensiert anschliessend im Kondensator zu Wasser. Das Wasser wird

gereinigt und mithilfe der Speisewasserpumpen zum Reaktor zurückgeführt. Die Turbinengruppe treibt den Generator an, dessen elektrische Leistung über die Freiluftschaltanlage in das 400 kV-Netz gespeist wird (s. Abb. 3-2).



- |                                 |                            |  |
|---------------------------------|----------------------------|--|
| 1 Reaktordruckbehälter          | 8 Reaktorgebäude           | 14 Dampftunnel                           |
| 2 Drywell                       | (Sekundär-Containment)     | (Frischdampf- und Speisewasserleitungen) |
| 3 Kondensationsbecken           | 9 Brennelement-Lagerbecken |  |
| 4 Wasserabscheider-Ablagebecken | 10 Maschinenhaus           |  |
| 5 Brennelement-Transferbecken   | 11 Dampfturbine            |  |
| 6 Reaktorgrube                  | 12 Generator               |  |
| 7 Sicherheitsbehälter           | 13 Kondensator             |  |
| (Primär-Containment)            |                            |  |

Abb. 3-2: Schnitt durch das Reaktorgebäude und das Maschinenhaus des KKL

Der Reaktor verfügt über zwei ausserhalb des Reaktordruckbehälters liegende Umwälzschleifen mit je einer Umwälzpumpe und je einem Regelventil. Über die Stellung der Regelventile wird die Reaktorleistung geregelt. Das nukleare Dampferzeugungssystem (Reaktordruckbehälter einschliesslich Umwälzleitungen sowie die Frischdampf- und Speisewasserleitungen mitsamt ihren Isolationsarmaturen) wird von einem Containment des Typs Mark III eingeschlossen, das aus Primär- und Sekundärcontainment besteht. Wesentliche Bestandteile des Primärcontainments sind Drywell, Kondensationsbecken und Stahlschale. Der Drywell ist in massivem Stahlbeton ausgeführt und hat die Aufgabe, den bei einem Leitungsbruch freigesetzten Dampf in das Kondensationsbecken zu leiten und er dient gleichzeitig der Strahlenabschirmung. Die bis zu 37 mm starke Stahlschale stellt mit den durchführenden Leitungen und deren Isolationsarmaturen eine Barriere gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe dar. Zum Sekundärcontainment gehören Reaktorgebäude, Brennelementlagergebäude sowie Teile des Reaktorhilfsanlagen- und des Notstandsgebäudes. Dieses stellt eine weitere Barriere dar, indem die dazugehörigen Räume gegenüber der Umgebung unter Unterdruck stehen. Leckagen im Sekundärcontainment können gezielt abgesaugt und die kontaminierte Raumluft über den Abluftkamin gefiltert an die Umgebung abgegeben werden.

Den zentralen Kraftwerksblock bilden das Reaktorgebäude, das Reaktorhilfsanlagengebäude, das Brennelementlagergebäude und das Notstandsgebäude. Diese Gebäude sind durch massive, stahlbewehrte Betonmauern besonders gegen Einwirkungen von Aussen geschützt und enthalten die Sicherheitssysteme. An den zentralen Kraftwerksblock schliessen weitere Gebäude an, die vornehmlich Betriebssysteme enthalten. Mit Ausnahme des Betriebsgebäudes und Teilen des Reaktorhilfsanlagen- und des Aufbereitungsgebäudes gehören all diese Gebäude aus Gründen des Strahlen-

schutzes zur kontrollierten Zone. Räumlich getrennt vom Kraftwerksblock befinden sich weitere Gebäude, in denen sich wichtige Hilfssysteme wie die Notstrom- und die Kühlwasserversorgung befinden. Diese Gebäude gehören nicht der kontrollierten Zone an. Der Zustand der sicherheitsrelevanten Gebäude wird insbesondere in den Kapiteln 5.5.6 und 6.1 dieser Stellungnahme bewertet.

Der übergeordnete Grundsatz bei Nutzung der Kernenergie gemäss Art. 4 KEG wird im KKL durch den aus mehreren, weitgehend voneinander unabhängigen Barrieren bestehenden sicheren Einschluss der radioaktiven Stoffe gewährleistet. Die erste Barriere stellt die Brennstoffmatrix dar, über die ca. 99 % des Aktivitätsinventars des Reaktorkerns gebunden sind. Das Brennstabhüllrohr aus duktilem und wärmebeständigem Material hält als zweite Barriere die flüchtigen, aus der Brennstoffmatrix entweichenden radioaktiven Stoffe zurück. Die dritte Barriere stellt das aus massivem Stahl gefertigte nukleare Dampferzeugungssystem dar. Das Primär- und Sekundärcontainment bilden die vierte und fünfte Barriere. Leitungen, die den Drywell oder/und die Stahlschale durchdringen, werden bei Versagen automatisch abgesperrt.

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 sowie hohe Sicherheitsmargen beinhalten. Zum Erhalt der Funktionsfähigkeit (Integrität) der Barrieren sind umfassende Instandhaltungs- und Alterungsüberwachungsprogramme entwickelt worden. Der Zustand der Barrieren wird insbesondere in den Kapiteln 6.2 bis 6.4 dieser Stellungnahme bewertet.

Der Schutz der Barrierenfunktion wird durch das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge gemäss Art. 7 KEV sichergestellt, welches 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 die Freisetzung radioaktiver Stoffe in gefährdendem Umfang begrenzt werden.

Im Normalbetrieb des KKL gewährleisten die sogenannten Betriebssysteme den Erhalt der Barrieren. An diese Systeme wurden hohe Anforderungen bezüglich Herstellungsqualität und Werkstoffauswahl gestellt (Massnahmen der Ebene 1). 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 4.3, 5.2, 5.3 und 6.10 dieser Stellungnahme bewertet.

Sofern eine Abweichung vom Normalbetrieb auftreten sollte, verfügt das KKL über sogenannte Begrenzungssysteme, die automatisch über die Reaktorregelung eingreifen und Laständerungen so abfangen, dass keine Sicherheitssysteme angefordert werden (Massnahmen der Ebene 2). So kann z. B. bei Ausfall der Turbinengruppe die gesamte anfallende Nachwärme über den Turbinenbypass in den Kondensator (normale Hauptwärmesenke) abgeführt werden, die Leistung über gezielten Steuerstabeinwurf (SRI) oder schnelles Schliessen der Umwälzregelventile auf vorbestimmte Position (Runback) verringert werden. Darüber hinaus gibt es Überwachungssysteme, insbesondere zur Leckage- und Aktivitätsüberwachung, die dem Betriebspersonal bei ersten Anzeichen des Verlusts einer Barriere frühzeitig Eingriffe ermöglichen. Die Zuverlässigkeit der Begrenzungs- und Überwachungssysteme im KKL wird insbesondere in den Kapiteln 6.5 und 6.10 dieser Stellungnahme bewertet.

Bei einem Störfall greifen sogenannte Sicherheitssysteme ein, mit denen die Anlage in einen sicheren Zustand überführt wird (Massnahmen der Ebene 3). Entweder haben in diesem Fall die o. g. Begrenzungssysteme versagt oder das den Störfall auslösende Ereignis führte zu einer direkten Überschreitung von Sicherheitskriterien und damit zur automatischen Anregung der Sicherheitssysteme über die sogenannte Sicherheitsleittechnik. So werden z. B. bei einem Leck im nuklearen Dampferzeugersystem über „Füllstand tief“ die Reaktorschnellabschaltung ausgelöst und die mehrfach vorhandenen Kernnotkühlsysteme zur Ergänzung des Kühlmittelverlusts gestartet. Aufgrund der automatischen Anregung der Sicherheitssysteme sind keine Eingriffe des Betriebspersonals innerhalb der ersten 30 Minuten erforderlich. 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.

Während des Normalbetriebs der Anlage wird die Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme durch umfassende Instandhaltungs- und Alterungsüberwachungsprogramme sichergestellt. Da mit der Instandhaltung eine Freischaltung (Ausserbetriebnahme) einzelner Sicherheitsteilsysteme verbunden ist, ist zur Sicherstellung der ausreichenden Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme im Anforderungsfall in der sogenannten technischen Spezifikation des KKL die Mindestanzahl betriebsbereiter Sicherheitssysteme als begrenzende Betriebsbedingung festgelegt. Die Zuverlässigkeit der Sicherheitssysteme einschliesslich deren Hilfs- und Versorgungssysteme wird insbesondere in den Kapiteln 6.5 bis 6.9 dieser Stellungnahme bewertet.

Vom Grundkonzept her sind die Sicherheitssysteme im KKL unterschiedlichen Divisionen zugeordnet, die funktionsmässig und räumlich weitgehend voneinander getrennt sind. Standardmässig verfügt das KKL über zwei Hauptdivisionen (Divisionen 11 und 21), die alle Sicherheitsfunktionen beinhalten. Die Division 31 dient ausschliesslich der Kernkühlfunktion. Zur Beherrschung von sogenannten Notfallsituationen (z. B. Einwirkungen Dritter) verfügt das KKL über ein aus den Divisionen 51 und 61 bestehendes Notstandssystem, das unabhängig von den anderen Sicherheitssystemen automatisch angeregt wird und keine Eingriffe des Betriebspersonals innerhalb der ersten 10 Stunden erfordert. Der Aufbau und die Zuordnung der Sicherheitssysteme sind der Abb. 3-3 zu entnehmen.

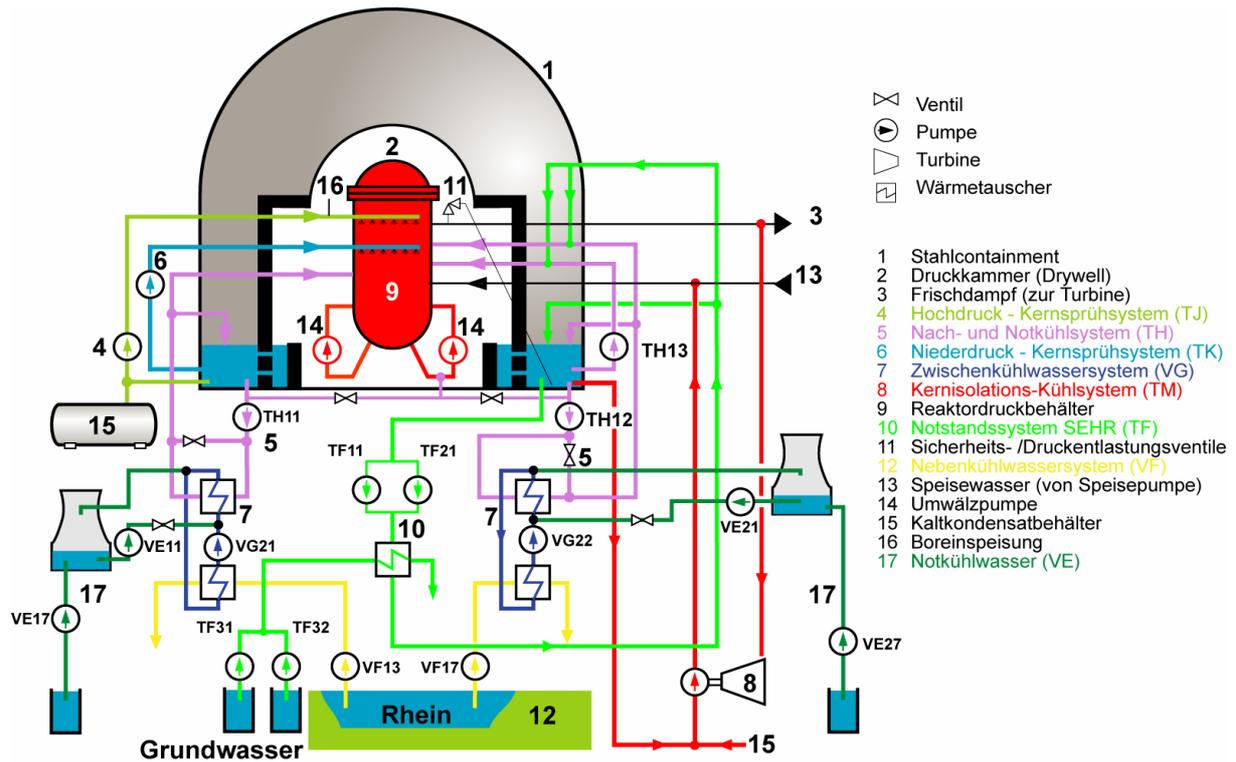


Abb. 3-3: Sicherheitssysteme des KKL

Sofern die Sicherheitssysteme bei einem Störfall versagen sollten, stehen im KKL sogenannte Notfallmassnahmen zur Verfügung, um einen Kernschaden zu verhindern oder die Folgen eines Kernschadens zu begrenzen (Massnahmen der Ebene 4). Im Gegensatz zu den weitgehend automatisch ausgelösten Massnahmen der Ebenen 2 und 3 werden Notfallmassnahmen ausschliesslich durch die Operateure oder den Notfallstab auf Basis von Notfallvorschriften eingeleitet. So kann z. B. bei Versagen aller Kernnotkühlsysteme der Füllstand im Reaktorkühlsystem mithilfe eines passiven Einspeisesystems wiederhergestellt und die Nachwärme gezielt über die gefilterte Druckentlastung des Containments abgeführt werden. Die insgesamt getroffene Vorsorge gegen Störfälle und gegen die Auslegung überschreitende Störfälle wird insbesondere in den Kapiteln 7 bis 9 dieser Stellungnahme bewertet.

### 3.3 Wesentliche Anlagenänderungen seit 1995

Nachfolgend sind im Beurteilungszeitraum durchgeführte wesentliche Anlagenänderungen im KKL aufgeführt, die in erkannten Schwachstellen, der beantragten Leistungserhöhung sowie der Anpassung der Anlage an den Stand der Nachrüsttechnik begründet sind. Generell ist festzustellen, dass der Umfang der Anlagenänderungen im KKL aufgrund des fortgeschrittenen Sicherheitskonzeptes im Vergleich zu älteren Anlagen erwartungsgemäss geringer ist. In den Jahren 2005 und 2006 wurden keine wesentlichen Anlagenänderungen durchgeführt. Auf die aus sicherheitstechnischer Sicht wichtigen Änderungen wird insbesondere in Kapitel 6 dieser Stellungnahme noch separat eingegangen.

### Jahr 1995

*Inbetriebnahme der neuen Aktivwerkstatt:* Damit wurde eine wesentliche Verbesserung der Arbeitsbedingungen für die Durchführung von Instandhaltungsarbeiten an demontierten Anlagenteilen in der kontrollierten Zone erreicht.

*Fertigstellung des Neubaus des SEHR-Grundwasserbrunnens der Division 51:* Damit wurde die Grundwasserversorgung des Notstandssystems zum einen langfristig sichergestellt, die aufgrund unvorhergesehenem, extremem Bakterienbefalls gefährdet war, und zum anderen an die Anforderungen aus der Leistungserhöhung angepasst.

*Ergänzung des Reaktorschutzsystems um zusätzliche SRI-Kriterien (Select Rod Insertion):* Damit wurde der Schutz gegen langsame Transienten verbessert. Die Wirksamkeit dieser Änderung wurde im Leistungsbetrieb nach dem Wiederanfahren anhand der Abschaltung beider Reaktorummwälzpumpen erfolgreich getestet.

### Jahr 1996

*Austausch der Speisewasserrückschlagklappen:* Die vorhandenen Speisewasserrückschlagklappen wurden gegen gedämpfte Rückschlagventile ausgetauscht. Damit werden die bei einem postulierten Rohrbruch im Maschinenhaus zu erwartenden Druckstosskräfte von den zum Reaktor verlaufenden Speisewasserleitungen und deren Leitungsfestpunkten aufgenommen.

*Ergänzung der Instrumentierung in den Notsteuerstellen:* Im Rahmen der Massnahmen gegen schwere Unfälle wurden in den Notsteuerstellen Anzeigeeinstrumente zur Kontrolle des Neutronenflusses im Reaktor, von Parametern des Containments und der Emission radioaktiver Stoffe in der Fortluft nachgerüstet.

*Änderungen im Sekundärteil der Anlage:* Austausch der Hochdruckturbine, der Turbinenregelventile und der Armaturen zur Frischdampfumleitung in den Kondensator sowie Modifizierungen an Pumpen und wärmetechnischen Apparaten der Sekundäranlage in Verbindung mit der beantragten Leistungserhöhung.

*Änderung der Lüftung des Hauptkommandoraumes:* Zum Schutz des Betriebspersonals gewährleistet bei Störfällen ein spezieller Lüftungsbetrieb eine Überdruckhaltung sowie eine Filtrierung luftgetragener radioaktiver Stoffe in der Zuluft.

### Jahr 1997

*Änderungen im Sekundärteil der Anlage:* Einsatz eines grösseren Laufrads mit verbesserter Schaufelgeometrie in einer Hauptkondensatpumpe.

### Jahr 1998

*Änderung sicherheitstechnisch bedeutender Armaturen mit Motorantrieb:* Die Änderung war erforderlich, da aufgrund neuer Erkenntnisse die Störfallbelastungen für die Armaturen grösser sein können als ursprünglich angenommen (s. Ausführungen zur Forderung 4 in Kapitel 2.2).

*Änderungen im Reaktorschutz und der Regelung:* Diese Änderungen standen vornehmlich in Verbindung mit neuen Erkenntnissen sowie der beantragten Leistungserhöhung. Dazu gehörten insbesondere:

- Blockierung der Auslösung der automatischen Druckentlastung und Reduzierung der Drehzahl der Speisewasserpumpen für den Fall des Ausfalls der Reaktorschnellabschaltung. (s. Ausführungen zur Auflage 3.6 in Kapitel 2.1).
- Austausch von 16 Druck-Messwertumformern im Containment im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms durch einen strahlenbeständigeren Typ.
- Änderung der Reaktorummwälz-, Füllstands- und Speisewasserregelung zur Vermeidung einer Reaktorabschaltung beim Ausfall einer Speisewasserpumpe.
- Änderung der Turbinen- und Speisewasserregelung, um die durch die Leistungserhöhung bedingte Zunahme der Dampf- und Speisewassermengen zu berücksichtigen.

#### Jahr 1999

*Änderung sicherheitstechnisch bedeutender Armaturen mit Motorantrieb:* Austausch von Spindeln, Spindelmuttern, Getriebe oder Antrieben sowie Neueinstellungen von Antrieben oder Erhöhung des Drehmomentes an Gehäuseschrauben (s. Ausführungen zur Forderung 4 in Kapitel 2.2).

*Änderung in der Auslösung des automatischen Druckentlastungssystem:* Eine Verriegelung stellt sicher, dass eine Hand-Auslösung des Druckentlastungssystems nur möglich ist, wenn die Niederdruck-Kernnotkühlsysteme einen ausreichenden Förderdruck aufweisen.

#### Jahr 2000

*Änderung sicherheitstechnisch bedeutender Armaturen mit Motorantrieb:* Austausch eines Motors, Ersatz von Stellantrieben sowie Erhöhung des Drehmomentes an Gehäuseschrauben (s. Ausführungen zur Forderung 4 in Kapitel 2.2).

*Vergrößerung des Schluckvermögens der Hochdruckturbine:* Ersatz der Beschaukelung der ersten drei Leitreiben des Rotors in Verbindung mit der beantragten Leistungserhöhung.

*Änderung der Notstrom- und Notkühlwassersysteme:* Umrüstung der Steuerung, Überwachung und Alarmierung der Notstromdieselanlage (Division 31).

*Änderung der Umluftkühleinheiten des Notstandsystems:* Vorbeugender Austausch der Kühler im Rahmen des Alterungsmanagements aufgrund aufgetretener Leckagen und Vergrößerung der Kühlkapazität aufgrund neuer Auslegungsgrundlagen.

#### Jahr 2001

*Änderung der gedämpften Rückschlagventile der Speisewasserleitungen:* Die Gleitflächen der Ventilkegel von zwei der insgesamt sechs Ventile wurden nach einem verbesserten Verfahren oberflächengehärtet und die Führung der Ventilspindel verbessert. Die gemessenen Leckraten der Rückschlagventile lagen nach dem Umbau unter den spezifizierten Leckraten.

*Änderung der Notstrom- und Notkühlwassersysteme:* Umrüstung der Steuerung, Überwachung und Alarmierung der Notstromdieselanlage (Division 11).

#### Jahr 2002

*Vergrößerung des Schluckvermögens der Hochdruckturbine:* Anpassung der Leitschaukeln der Hochdruckturbine in Verbindung mit der beantragten Leistungserhöhung, damit bei gleichem Reaktordruck ein höherer Dampfmengendurchsatz ermöglicht wird.

*Änderung beim Brandschutz:* Installation eines neuen, umfangreichen Brandmelde-Leitsystems mit einer ansprechenden Synoptik-Anzeigetafel im Hauptkommandoraum.

#### Jahr 2003

*Änderung der Notstrom- und Notkühlwassersysteme:* Umrüstung der Steuerung, Überwachung und Alarmierung der Notstromdieselanlage (Division 21).

*Änderung der gedämpften Rückschlagventile der Speisewasserleitungen:* Verbesserung der Gängigkeit von zwei weiteren Ventilen, indem neue Innenteile mit modifizierter Konstruktion und gehärteten Oberflächen eingebaut wurden.

*Änderung beim Brandschutz:* Einbau zusätzlicher Branddetektoren im Drywell, die im Brandfall einen Alarm im Kommandoraum auslösen. Damit sind bereits Schwelbrände im Drywell detektierbar.

#### Jahr 2004

*Einbau von Rekombinatoreinsätzen an den Abblaseleitungen der Sicherheitsventile:* Diese Änderung dient der Vermeidung von Wasserstoffansammlungen, wodurch das Risiko einer Wasserstoff-Verpuffung reduziert und damit verbundene, mögliche Komponentenschäden verhindert werden.

### **3.4 Neue oder geplante Projekte**

Das KKL hat Ende 2008 nach Freigabe durch die HSK ein System zur Edelmetalleinspeisung in das Speisewassersystem installiert und den Probetrieb dieses Systems aufgenommen. Durch die permanente Wasserstoffeinspeisung, ergänzt durch periodische Zugabe wasserlöslicher Edelmetallverbindungen, soll der Schutz vor Spannungsrisskorrosion an den Schweißnähten der Reaktoreinbauten, der Stützen des Reaktordruckbehälters und der Umwälzleitungen verbessert werden. Im KKL wurden bisher zwar keine bestätigten Schäden durch Spannungsrisskorrosion gefunden, jedoch liegen Ultraschallanzeigen an Schweißnähten der Umwälzleitungen vor, deren Ursache nicht geklärt ist (s. weitere Ausführungen in Kapitel 6.3.2 dieser Stellungnahme).

Das KKL hat der HSK Mitte 2008 ein Blitzschutzkonzept eingereicht, das die Basis für Blitzschutznachrüstungen darstellt, um die bisher getroffenen Schutzmassnahmen an den Stand der Technik anzupassen (s. weitere Ausführungen in Kapitel 6.12 dieser Stellungnahme). Bis Ende des Jahres 2008 wurden die Arbeiten zur Verbesserung des äusseren Blitzschutzes abgeschlossen. Die anschliessenden Arbeiten zur Verbesserung des inneren Blitzschutzes sollen bis Ende 2009 abgeschlossen sein. Der Nachweis der Wirksamkeit der durchgeführten Blitzschutznachrüstungen wird bis spätestens Ende 2010 erfolgen.

In den nächsten Jahren stehen im KKL umfassende Modernisierungs- und Ersatzmassnahmen an, die insbesondere

- den Ersatz der Brandmeldeanlage und der Sicherungsanlagen;
- den Ersatz mehrerer Grosskomponenten im Kondensat- und Speisewasserkreislauf;
- den Ersatz elektrischer Grosskomponenten;
- die Ertüchtigung des Kühlturms; sowie
- die Sanierung und Optimierung des Reaktorumwälzsystems

betreffen. U. a. im Zusammenhang mit dem Ersatz von Grosskomponenten ist auch der Neubau weiterer Gebäude geplant.

Ein weiteres wesentliches Projekt umfasst die Entsorgung ausgebaute Reaktorkernkomponenten (s. weitere Ausführungen in Kapitel 5.9 dieser Stellungnahme).



## **4 Organisation und Personal**

### **4.1 Organisation**

#### **4.1.1 Übergeordnete Organisation und Eigentumsverhältnisse**

##### **Angaben des KKL**

Das Kernkraftwerk Leibstadt (KKL) ist eine Aktiengesellschaft mit dem Namen Kernkraftwerk Leibstadt AG. Die Aktien sind im Besitz von sieben Aktionären, wobei die zur Axpo zusammengeschlossenen Gesellschaften Centralschweizerische Kraftwerke, Elektrizitäts-Gesellschaft Laufenburg AG und die Nordostschweizerische Kraftwerke AG (NOK) seit 2002 mit 52,7 % über die Mehrheit der Aktienbeteiligung verfügen. Die Geschäftsleitung des KKL wird seit dem 1. Januar 2003 durch die NOK wahrgenommen. Die NOK besteht aus den vier Geschäftsbereichen „Finanzen und Dienste“, „Netz“, „Hydraulische Energie“ und „Kernenergie“. Das KKL ist dem Geschäftsbereich „Kernenergie“ zugeordnet.

Die übergeordnete Verantwortung für einen sicheren, geordneten und wirtschaftlichen Betrieb des KKL liegt bei der Geschäftsleitung NOK und dem Verwaltungsrat des KKL. Der Verwaltungsrat ernannt die Geschäftsleitung und den Kraftwerksleiter des KKL. Die Kompetenzen und Verantwortungen der Geschäftsleitung sind im Vertrag zwischen dem KKL und der NOK sowie in der Anweisung „Organisation – Organigramme und Aufgaben der Organisation“ festgelegt. Diese Anweisung ersetzt Teile des Kraftwerksreglements (s. Kapitel 4.1.2). Die Geschäftsleitung überträgt dem Kraftwerksleiter die direkte Verantwortung für den sicheren Betrieb und ist in diesem Kontext insbesondere für folgende Aufgaben zuständig:

- die Genehmigung des Kraftwerks-, Notfall- und Strahlenschutzreglements;
- die Beschaffung der notwendigen finanziellen und personellen Mittel im Hinblick auf einen sicheren und wirtschaftlichen Betrieb;
- die Führung und Unterstützung des Kraftwerksleiters im Bestreben, die Unternehmensziele zu erreichen;
- die wirtschaftliche und sichere Brennstoffversorgung und Entsorgung der radioaktiven Stoffe.

Der Geschäftsbereich „Kernenergie“ der NOK umfasst die Geschäftseinheiten „Kernkraftwerk Beznau“, „Kernkraftwerk Leibstadt“ und „Kernbrennstoffe“. Letztere ist übergreifend für die Kernkraftwerke Beznau und Leibstadt zuständig. Diese Zuordnung gewährleistet insbesondere Synergien in den Bereichen Erfahrungsaustausch und Beschaffung der beiden Werke.

Gemäss Einschätzung des KKL gibt die Stellung als Partnerwerk dem KKL als Betreiber grössere Selbständigkeiten bei Entscheidungen. Diese führte seit dem Jahr 2003 auch zu einer komfortablen Ausstattung mit personellen und finanziellen Mitteln, was die Stärkung sicherheitsgerichteter Tätigkeiten erlaubt. Ebenso hat sich die Partnerwerk-Organisation für grosse Kraftwerkseinheiten, z. B. zur Abdeckung von finanziellen Risiken während des Betriebs, bewährt. Der mit dem Produktionsausfall im Jahr 2005 einhergehende finanzielle Schaden wurde vollumgänglich von den Partnern abgedeckt.

## **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Art. 30 KEV: Anforderungen an die Organisation, insbesondere bezüglich Kompetenzen, Mittel und Entscheidungsbefugnis der Kraftwerksleitung.

Richtlinie HSK-G07<sup>26</sup>: Anforderungen bezüglich des Einsatzes finanzieller und materieller Mittel, um der Sicherheit bei allen Aktivitäten in der Anlage Vorrang einräumen zu können.

## **Beurteilung der HSK**

Die Aufgaben, Verantwortlichkeiten und Kompetenzen im Hinblick auf die nukleare Sicherheit sind zwischen der Geschäftsleitung NOK und dem KKL vertraglich festgelegt und in einer Anweisung im Qualitätsmanagementsystem des KKL klar beschrieben. Die Geschäftsleitung ist für den sicheren und geordneten Betrieb übergeordnet verantwortlich, während dem Kraftwerksleiter die direkte Verantwortung für den sicheren und geordneten Betrieb übertragen ist.

Die Partnerwerk-Organisationsform, d. h. die Beteiligung aller grossen Überlandwerke der Schweiz, ist für KKL eine geeignete Organisationsform. Seit der Änderung der Aktionärsstruktur 2003 verfügt das KKL über deutlich höhere finanzielle Mittel als die Jahre zuvor. Dies gibt dem KKL u. a. grössere Entscheidungsspielräume, um der Sicherheit bei allen Aktivitäten Vorrang einräumen zu können, und ermöglichte eine Personalaufstockung von 395 auf 417 Personen in den Jahren 2003 bis 2005.

Die übergeordnete Organisation des KKL erfüllt die Anforderungen an den Bewilligungsinhaber einer Kernanlage gemäss Richtlinie HSK-G07.

### **4.1.2 Interne Organisation, Aufgaben und Kompetenzen**

#### **Angaben des KKL**

Das Kraftwerksreglement vom 2. April 2001 beschreibt die Aufbauorganisation des KKL, die Aufgaben der verschiedenen Fachabteilungen und die Aufgaben und Kompetenzen von wichtigen Stellen. Der Inhalt des Kraftwerksreglements wurde im Oktober 2003 mit der Inkraftsetzung des computergestützten Qualitätsmanagementsystems in die Anweisung „Organisation – Organigramme und Aufgaben der Organisation“ des Führungsprozesses sowie in die Anweisung „Personelle Präsenz von Schicht und PI“ des Teilprozesses „Bestimmungsmässiger Betrieb inklusive Störfall“ übertragen. Die Aufbauorganisation ist in Linien- und Stabsfunktionen unterteilt. Sie besteht aus der Kraftwerksleitung mit ihren fünf Stabsfunktionen und den fünf Abteilungen: Administration und Materialwirtschaft, Betrieb, Elektrotechnik, Maschinenteknik sowie Überwachung. Die Abteilungen sind weiter in Ressorts und Gruppen unterteilt.

Die Stabsstellen (Information, Finanzcontrolling/TQM, Personal und Personalentwicklung, Nukleare Sicherheit) sind linienunabhängig angeordnet. Sie übernehmen Aufgaben, die im Sinne der gesamten Firma sind. Die Leiter dieser Stabsstellen sowie der Sicherheitsbeauftragte, der Sicherheitsbeauftragte und der Umweltbeauftragte sind direkt dem Kraftwerksleiter zugeordnet. Das Gleiche gilt für den Leiter des Sicherheitscontrollings und seiner Mitarbeitenden.

Im KKL existieren Projektteams, Arbeitsgruppen, Ausschüsse und Kommissionen, die in Matrixform organisiert sind. Diese fachübergreifenden Gremien setzen sich entsprechend dem jeweiligen Auf-

---

<sup>26</sup> Diese Richtlinie (April 2008) ersetzt die Richtlinie HSK-R-17.

trag und der Zielsetzung aus Mitarbeitenden unterschiedlicher Organisationseinheiten zusammen. Projekte werden im Rahmen des Prozesses „Projektmanagement“ abgewickelt.

Zur Gewährleistung eines 24-Stunden-Betriebs sind der Schichtbetrieb des Betriebspersonals und ein Pikettdienst eingerichtet. Die Betriebsführung ist in der Anweisung „Organisation – Organigramme und Aufgaben der Organisation“ detailliert festgehalten. Die Anweisung „Personelle Präsenz von Schicht und PI“ regelt darüber hinaus den Mindestbestand einer Schichtgruppe und die Präsenz der Pikettingenieure in der Anlage und im Kommandoraum.

Die Verantwortlichkeiten, Aufgaben, Qualifikationen sind für jede Stelle in einer Stellenbeschreibung festgehalten. Daneben existiert für jede Funktion eine Funktionsbeschreibung. Unter Funktionen werden Tätigkeiten verstanden, die im KKL von mehreren Personen ausgeübt werden. Schichtchef, Kranführer oder Stapelfahrer sind Beispiele für solche Funktionen.

Während der Berichtsperiode wurden zahlreiche organisatorische Änderungen durchgeführt. Hierbei handelte es sich mehrheitlich um Umstrukturierungen, wie z. B. die Zusammenlegung oder Auflösung von Abteilungen, Ressorts oder Gruppen. Aus dieser Straffung der Organisation gingen neu konzipierte Organisationseinheiten (Abteilungen, Ressorts, Gruppen) mit neuen Tätigkeitsfeldern und vereinfachten Arbeitsabläufen hervor. Mit der Einführung der Funktion „Sicherheitscontrolling“ durch die Stabstelle „Nukleare Sicherheit“ verstärkte das KKL zudem die linienunabhängige Beurteilung der nuklearen Sicherheit.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Art. 7 KEV: Anforderungen an Organisationsstrukturen und -abläufe.

Richtlinie HSK-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 (Kapitel 5.1).
- Anforderungen bezüglich des Kraftwerksreglements (Kapitel 5.2).
- Anforderungen bezüglich der Pflichten des Kraftwerksleiters zur Bereitstellung von genügend kompetentem Eigenpersonal (Kapitel 5.3).
- Anforderungen bezüglich Anzahl und Personalbestand der Schichtgruppen (Kapitel 5.4)
- Anforderungen an organisatorische Änderungen (Kapitel 7).

### **Beurteilung der HSK**

Die Aufbauorganisation des KKL 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 speziellen Arbeits- oder Projektgruppen und Kommissionen bearbeitet.

Aufgaben und Zuständigkeiten von Fachbereichen, des leitenden Personals und deren Stellvertretungen sind in Anweisungen des Qualitätsmanagementsystems geregelt. Das Qualitätsmanagementsystem ist computergestützt und somit von jedem Bildschirmarbeitsplatz abrufbar. Jene Elemente des Qualitätsmanagementsystems, welche in der KEV und in der Richtlinie HSK-G07 festgelegt sind,

hat das KKL in einem speziellen Dokument zusammengestellt und der HSK als Kraftwerksreglement eingereicht.

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 Anlagenoperatoren. In einer Inspektion stellte die HSK fest, dass die in der Präsenzvorschrift festgelegte Mindestbesetzung des Kommandoraums durch zulassungspflichtiges Personal vom KKL im Hinblick auf die sichere Beherrschung von Störfällen nicht ausreichend analysiert worden ist. In der Folge führte das KKL Simulatorübungen mit diesem Mindestbestand durch und zeigte auf, dass Störfälle mit dieser Besetzung sicher beherrscht werden. Ungeachtet dessen hat das KKL im Kraftwerksreglement festgelegt, dass zusätzlich zur bisherigen Mindestbesetzung von zwei zulassungspflichtigen Personen immer ein Schichtchef oder dessen Stellvertreter im Kommandoraum anwesend sein müssen. Aus Sicht der HSK werden durch diese Entscheidung die Voraussetzungen für die sichere Beherrschung von Störfällen weiter verbessert.

Im Jahre 1999 begann das KKL gezielt Eigenpersonal durch vorzeitige Pensionierungen abzubauen. Das Ziel bestand darin, den Personalbestand bis 2004 von 418 auf 380 Stellen zu reduzieren. Für die Neubesetzung oder Streichung von Stellen nach dem Abgang von Mitarbeitenden hatte das KKL Kriterien definiert. Die HSK verfolgte diese Entwicklung und teilte der Geschäfts- und der Kraftwerksleitung ihre Bedenken mit. Das KKL versicherte der HSK während dieser Personalabbauphase, dass weiterhin als oberstes Ziel angestrebt wird, den Sicherheitsstandard auf einem sehr hohen Niveau zu halten. Sollte dieses Ziel nicht mehr eingehalten werden, würde das KKL diese Sparmassnahmen neu überdenken. Parallel zum geplanten Stellenabbau kündigten zwischen 1999 und 2001 mehrere Anlagen- und Reaktoroperatoren, sodass das KKL mit sechs statt wie vorher mit sieben Schichtmannschaften den Betrieb der Anlage führen musste. Das KKL reagierte auf diese Kündigungen einerseits mit Neueinstellungen von Personal, das zu Anlagen- und Reaktoroperatoren ausgebildet werden musste, sowie mit Personalentwicklungsmassnahmen. Die Reduktion der Anzahl Schichten war aus Sicht der HSK zulässig, da auch mit sechs Schichtmannschaften genügend Zeit für die Ausbildung und weitere Sonderaufgaben zur Verfügung steht. Diese Anzahl Schichtmannschaften entsprach zudem auch der Praxis in den anderen schweizerischen Kernkraftwerken.

Die Personalreduktion und die Sparmassnahmen bewirkten eine gewisse Verunsicherung beim Betriebspersonal und wirkten sich auch auf dessen Arbeitsweise aus. Verschiedene Vorkommnisse aus dieser Zeit könnten ihre tiefere Ursache in diesen durchgeführten Massnahmen haben. Die HSK reagierte auf die Ereignisse im KKL mit einer Intensivierung ihrer Aufsicht, indem sie in regelmässigen Besprechungen mit dem KKL-Management die vom KKL getroffenen Verbesserungsmassnahmen aufmerksam verfolgte. Nach der Eingliederung des KKL in die Axpo (s. Kapitel 4.1.1) änderte sich die Personalpolitik des KKL. Im Jahre 2005 wurde der Personalbestand aufgrund einer Bedarfs-Analyse auf 423 Stellen festgelegt. Mit dieser Massnahme hat das KKL aus Sicht der HSK eine wichtige Voraussetzung geschaffen, um über genügend Ressourcen für die laufenden Aufgaben zu verfügen, aber auch um auf einen plötzlichen Personalabgang und dem damit verbundenen Know-How Verlust besser vorbereitet zu sein.

Im Berichtszeitraum führte das KKL mehrere organisatorische Änderungen durch. Im Jahr 2006 überprüfte die HSK die geplante Zusammenführung der beiden Bauabteilungen des KKL und KKB in das Kompetenzzentrum Bau des NOK-Geschäftsbereichs Kernenergie. Vor der Zusammenführung der beiden Bauabteilungen wurde nach einer Analyse der Ist-Situation ein Arbeitsmodell für die Zusammenarbeit der beiden Kernkraftwerke erarbeitet. Dieses wurde anschliessend bei Projektarbeiten er-

probt. Anhand der Ergebnisse wurde unter Einbezug der beteiligten KKL- und KKB-Mitarbeitenden das Kompetenzzentrum Bau des NOK-Geschäftsbereichs Kernenergie aufgebaut.

Die Aufbauorganisation des KKL sowie die Planung und Umsetzung der durchgeführten organisatorischen Änderungen entsprechen den Vorgaben der KEV und der Richtlinie HSK-G07. Auf die Einführung der Funktion „Sicherheitscontrolling“ im KKL wird explizit im Kapitel 4.5 eingegangen.

### **4.1.3 Interner Sicherheitsausschuss**

#### **Angaben des KKL**

Die Aufgabe des Internen Sicherheitsausschusses (ISA) ist über Anweisungen des Qualitätsmanagementsystems im KKL festgelegt. Danach berät der ISA den Kraftwerksleiter in Fragen der Sicherheit und Sicherung und hat die Aufgabe, alle sicherheitsrelevanten Aspekte des Kraftwerksbetriebs systematisch zu behandeln. Der ISA wird vom Kraftwerksleiter geleitet. Ständige Mitglieder des ISA sind die Leiter der technischen Abteilungen und deren Stellvertreter, der Fachstellenleiter Nukleare Sicherheit und ein externer Teilnehmer. Weitere Teilnehmende werden fallweise beigezogen. Die Sitzungen finden einmal pro Monat statt oder auf Verlangen eines Mitglieds. Vor den einzelnen Sitzungen wird eine standardisierte Traktandenliste verteilt und die Sitzungen werden protokolliert, wobei auch von Beschlüssen abweichende Meinungen festgehalten werden.

#### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Richtlinie HSK-G07: Anforderungen an die Sicherheitskommission (Kapitel 5.10).

#### **Beurteilung der HSK**

Der Interne Sicherheitsausschuss im KKL ist ein beratendes Gremium zur Unterstützung des Kraftwerksleiters in Fragen der nuklearen Sicherheit und Sicherung, dessen Aufgabenstellung, Zusammensetzung und Arbeitsweise den Vorgaben der Richtlinie HSK-G07 entspricht.

## **4.2 Personal**

### **4.2.1 Personalpolitik**

#### **Angaben des KKL**

Für den Betrieb des Kernkraftwerkes KKL ist qualifiziertes und gut ausgebildetes Personal eine wichtige Voraussetzung. Dazu sind im Qualitätsmanagementsystem organisatorische Regelungen vorhanden, die das Vorgehen bei der Gewinnung, Betreuung, Förderung, Beurteilung, Vergütung und Entwicklung des Betriebspersonals festlegen.

#### Personalselektion

Die Anforderungen an eine Stelle bzw. Funktion werden in einem Anforderungsprofil festgelegt. Die Qualifikation von Stellenanwärtern wird mit dem Anforderungsprofil verglichen. Aufgrund dieses Vergleichs werden geeignete Personen zu einem Gespräch eingeladen. Abhängig von der zu besetzenden Funktion werden zusätzliche Auskünfte eingeholt. Bei besonders wichtigen Stellen (insbesondere zulassungspflichtiges Personal und Personen mit grösseren Entscheidungskompetenzen) erfolgt eine vertiefte Überprüfung (z. B. Assessments und psychologische Eignungsuntersuchungen).

### Personalbetreuung

Die Personalbetreuung unterstützt die Mitarbeitenden bei der Erhaltung ihrer physischen und psychischen Gesundheit und der Förderung des Zusammenhalts unter den Mitarbeitenden. Damit wird einerseits die volle Leistungsfähigkeit der Mitarbeitenden erhalten und andererseits wird die Motivation und Identifikation mit dem Arbeitgeber gefördert, was sich positiv auf die Unternehmenskultur und damit auf die Qualität und Sicherheit der Arbeit auswirkt. Aus diesem Grund bietet KKL seit Mitte 2005 eine vertrauliche Sozialberatungsstelle an, die allen Mitarbeitenden kostenlos zur Verfügung steht. Das Angebot umfasst eine kompetente Beratung sowohl bei persönlichen Problemen, Schwierigkeiten am Arbeitsplatz als auch bei familiären oder behördlichen Fragestellungen. Eine anonyme Auswertung zeigte, dass das Angebot genutzt wird.

Der Förderung des Zusammenhalts erfolgt durch eine Vielzahl von Anlässen, die KKL organisiert oder grosszügig unterstützt. Zu nennen sind Anlässe wie Betriebsausflug, Weihnachtsfeier, Revisionsfest für Eigen- und Fremdpersonal, mehrere Kader- und Mitarbeiterinformations-Veranstaltungen im Jahr und eine Vielzahl von Anlässen gesellschaftlicher oder sportlicher Art. Durch diese geselligen Begegnungen der Mitarbeiter werden eine positive Unternehmenskultur und die Werksverbundenheit gefördert.

### Gesundheitsförderung

Die Gesundheitsförderung wird im KKL als ein wichtiger Teil der Unternehmenskultur gesehen. In diesem Zusammenhang wurden im Berichtszeitraum u. a. in den Jahren 2002 und 2003 Seminare zum Thema „Schichtarbeit“ (Schlaf-Wach-Rhythmus, generelles Schlafverhalten und das soziale Umfeld) und zum Thema „Ernährung“ abgehalten. Ein weiteres wichtiges Element der Gesundheitsförderung stellt der regelmässige „Gesundheits-General-Check“ des Schichtpersonals dar.

### Personalbeurteilung

Die Personalbeurteilung erfolgt im KKL durch Regelungen im Führungsprozess, der auf ein Führen mit Zielen aufgebaut ist. Die einzelnen Ziele der Mitarbeitenden werden aus den jährlichen Unternehmenszielen, den Abteilungs-, Ressort- und Gruppenzielen abgeleitet. Die Beurteilung erfolgt jährlich im Rahmen persönlicher Gespräche. Die Ergebnisse der Mitarbeiterbeurteilung werden dokumentiert und fliessen im Rahmen des Leistungslohnsystems des KKL in die Salärfestlegung ein. In einer Befragung im Jahr 2003 äusserten sich die Mitarbeitenden mehrheitlich positiv zu dieser Art der Beurteilung.

Aus Sicht des KKL wurden die Personalprozesse im Berichtszeitraum generell verbessert und weiter entwickelt und das Personalwesen hat einen guten Stand. Neue und verbesserte Prozesse im Personalwesen konnten einen Beitrag zur Mitarbeiterzufriedenheit leisten.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Art. 30 KEV: Anforderungen an die Organisation, insbesondere bezüglich Kompetenzen, Mittel und Entscheidungsbefugnis der Kraftwerksleitung.

Richtlinie HSK-G07: Anforderungen an die Kraftwerksleitung, insbesondere bezüglich deren Verantwortung für die Bereitstellung von genügend geeignetem Eigenpersonal.

## **Beurteilung der HSK**

Das KKL schafft mit seiner Personalpolitik die Voraussetzungen, um über qualifiziertes, kompetentes, motiviertes und zufriedenes Personal zu verfügen. Dies bewirkt einen positiven Beitrag zur Unternehmenskultur. Die Kraftwerksleitung nimmt ihre Verantwortung im Sinne der KEV und der Richtlinie HSK-G07 wahr.

### **4.2.2 Aus- und Weiterbildung**

#### **4.2.2.1 Allgemeine Ausbildung**

##### **Angaben des KKL**

Ein Grundpfeiler für den sicheren und wirtschaftlichen Betrieb des KKL ist qualifiziertes Personal. Für die Aus- und Weiterbildung gilt als Grundsatz, dass der Ausbildungsbedarf ermittelt und geplant sowie die Ausbildung mit besonderem Augenmerk auf der Erfolgskontrolle durchgeführt wird. Erkenntnisse aus der OSART-Mission (1994) führten zur Bildung der KKL-Ausbildungskommission, deren Aufgabe die Koordination der Ausbildung ist.

Die Verantwortung für die fachliche, anlagenspezifische Aus- und Weiterbildung liegt bei den Linienvorgesetzten. Jede Abteilung koordiniert und organisiert die abteilungs- und funktionspezifische Ausbildung. Ausbildungsmassnahmen für einzelne Mitarbeitende werden in der Regel in den persönlichen Gesprächen vereinbart und in die Entwicklungsziele integriert. Die persönlichen Anstrengungen zur Aus- und Weiterbildung werden vom KKL in Abhängigkeit vom Nutzen für die Arbeit im KKL grosszügig unterstützt.

Die fachübergreifende Ausbildung umfasst insbesondere die Bereiche Strahlenschutz, Feuerwehr, Sanität, Notfallmanagement, konventionelle Sicherheit, Sicherheitskultur, Mitarbeiter- und Führungsentwicklung, persönliche Arbeitstechnik, Jahreshauptrevision, TQM, Informatikanwendungen, Projektabwicklung, Anlagentechnik. In diesen Bereichen werden auch Aus- und Weiterbildungsangebote in Zusammenarbeit mit dem Axpo-Verbund angeboten.

Mitarbeitende, die neu eine Führungsfunktion übernehmen, besuchen im Rahmen der Führungsausbildung ein Führungsseminar und werden darüber hinaus in KKL-spezifischen Führungsmethoden geschult. Im 2000 und 2001 besuchten alle Führungskräfte ein Führungsseminar zur Erarbeitung der „Leitideen für eine gute Führungskultur“.

Aufgrund der Feststellungen der WANO-Peer-Review (2005) beschloss das KKL, das bestehende Ausbildungskonzept zur Vereinheitlichung der Ausbildungsmassnahmen zu überarbeiten. Die Erstellung dieses umfassenden Konzepts erfolgt in Zusammenarbeit mit NOK und KKB.

##### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Art. 7 KEV: Einführung bewährter Organisationsstrukturen und -abläufe für die Aus- und Weiterbildung.

Art. 35 VAPK: Allgemeine Anforderungen an Wiederholungsschulung und Weiterbildung.

##### **Beurteilung der HSK**

Der fachübergreifenden, allgemeinen Ausbildung wird im KKL hohe Beachtung geschenkt. Die Schaffung zusätzlicher Stellen im Ausbildungsbereich, die verstärkte Koordination der Ausbildung

und die Überarbeitung des Ausbildungskonzepts sind aus Sicht der HSK wichtige Schritte zur weiteren Verbesserung der allgemeinen Ausbildung. Die Integration des Ausbildungsprozesses sowie der Stellen- und Funktionsbeschreibungen in das Qualitätsmanagementsystem hat zu einer Systematisierung der Ausbildung geführt. Die Aus- und Weiterbildung im KKL erfüllt die Vorgaben der KEV und der VAPK.

#### **4.2.2.2 Ausbildung des Betriebspersonals**

##### **Angaben des KKL**

Die Ausbildung des für die Bedienung und Überwachung der Anlage eingesetzten Personals im ununterbrochenen Schichtbetrieb wird von der Abteilung Betrieb organisiert und grösstenteils auch durchgeführt. Die Anforderungen an die Eintrittsqualifikation und die Ausbildung sind in der VAPK vorgegeben. Die Wissensvermittlung erfolgt im Wesentlichen durch externe und interne Lehrgänge, Training am kraftwerkspezifischen Simulator und durch das Erlernen der Tätigkeiten am Arbeitsplatz (On-the-Job-Ausbildung). Personal, welches die Anlage im Kommandoraum bedient und überwacht, benötigt zur selbstständigen Ausübung seiner Aufgaben gemäss VAPK eine Zulassung, welche nach erfolgreich durchgeführter Prüfung im Beisein der Behörde erteilt wird.

Zur Vermittlung der nuklearen Grundkenntnisse werden externe Lehrgänge an der Reaktorschule des PSI und an der Kraftwerksschule e. V. Essen durchgeführt. Für den Strahlenschutz erfolgt die Ausbildung an der Schule für Strahlenschutz des PSI und für die Brennelementhandhabung beim Reaktorlieferanten.

Die Ausbildungsinhalte der internen Ausbildungslehrgänge orientieren sich an der Richtlinie HSK-R-27 und werden gemäss werksinternen Vorschriften umgesetzt. Die Ausbilder für das Betriebspersonal besitzen eine gültige Zulassung als Pikettingenieur oder Schichtchef bzw. Reaktoroperator und haben eine didaktische Ausbildung absolviert.

Die Wiederholungsschulung berücksichtigt die Auffrischung der Grundlagen- und Anlagenkenntnisse sowie den Erhalt der Kompetenzen zur Überwachung und Bedienung der Anlage gemäss der jeweiligen Funktionsstufe. In die Jahresprogramme der Wiederholungsschulung fliessen Änderungen der Anlage und der Vorschriften sowie Erkenntnisse aus internen und externen Vorkommnissen ein. Die Zulassungen für die gemäss VAPK zulassungspflichtigen Funktionen werden alle 2 Jahre in einem internen Requalifikationsverfahren durch den Bewilligungsinhaber erneuert.

Das KKL bewertet die Aus- und Weiterbildung des nicht zulassungspflichtigen Personals im Berichtszeitraum als positiv, was auch durch eine Mitarbeiterumfrage gestützt wird. Das KKL überarbeitete den Aus- und Weiterbildungsprozess, formierte die Ausbildungskommission neu und schuf ein neues Instrument für die Dokumentation der Aus- und Weiterbildung aller Mitarbeitenden.

Beim zulassungspflichtigen Schichtpersonal wurde die Aus- und Weiterbildung durch entsprechende Personalaufstockung verstärkt und hat ein hohes Niveau erreicht. Die Inbetriebnahme des anlageeigenen Simulators im Jahre 1995 hat wesentlich dazu beigetragen.

##### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Art. 7 KEV: Einführung bewährter Organisationsstrukturen und -abläufe für die Aus- und Weiterbildung.

Art. 35 VAPK: Anforderungen an Wiederholungsschulung und Weiterbildung, insbesondere für das zulassungspflichtige Personal.

## **Beurteilung der HSK**

Die Aus- und Weiterbildungsmaßnahmen des KKL sind in der Beurteilungsperiode beträchtlich verbessert worden und werden auch in Zukunft weiterentwickelt. Die personelle Verstärkung der Auszubildenden während der Berichtsperiode zeigt, dass das KKL hohen Wert auf eine gute Ausbildung des Betriebspersonals legt. Bei der Erstellung des jährlichen Ausbildungsprogramms berücksichtigt das KKL die aus Sicht der HSK wichtigen Informationsquellen. Die Aus- und Weiterbildung des Betriebspersonals im KKL erfüllt die Anforderungen der KEV und der VAPK.

### **4.2.3 Simulatoreausbildung**

#### **Angaben des KKL**

Seit 1995 besitzt das KKL einen kraftwerksspezifischen Simulator, der zur Schulung des Schichtpersonals eingesetzt wird. Die Schulung konzentriert sich insbesondere auf Anlagensituationen, welche selten vorkommen, bezüglich Durchführung oder Ablauf kompliziert sind oder erhöhte Anforderung an die Kommunikation stellen.

Die Inhalte des Simulatortrainings für das zulassungspflichtige Personal umfassen bei der Erstausbildung die Vermittlung des Verständnisses und der Fahrweisen von Systemen, das An- und Abfahren der Anlage sowie anormales Anlagenverhalten bis zu Stör- und Notfallszenarien.

Bei der Wiederholungsschulung werden Normalbetriebsfälle, Betriebsstörungen sowie Stör- und Notfälle periodisch geübt. Bei diesen Schulungen werden neben dem Schichtteam in einigen Fällen auch der Pikettingenieur und die Anlagenoperatoren sowie bei bestimmten Situationen auch der Nuklearingenieur einbezogen. Der Umfang dieser Wiederholungsschulung betrug im Berichtszeitraum für das zulassungspflichtige Schichtpersonal ca. 9 Tage pro Jahr.

Das Instruktorenteam wurde im Berichtszeitraum kontinuierlich verstärkt, indem neu zugelassene Pikettingenieure zu Instruktoren ausgebildet wurden. Heute umfasst das Instruktorenteam 5 Pikettingenieure, einen Schichtchef und einen Reaktoroperator, die alle eine gültige Zulassung besitzen. Durch periodische Kursbesuche werden Beurteilung und Didaktik kontinuierlich geschult.

Der Unterhalt und die Nachführung des Simulators stellen sicher, dass die Bedienung, Informationsdarbietung und das Verhalten der Anlage am Simulator mit der realen Anlage möglichst identisch ist. Auch die Hard- und Software wird laufend an den neuen Stand angepasst und damit die Leistungsfähigkeit des Simulators verbessert. So wurde zum Beispiel im Berichtszeitraum das Kern- und Thermohydraulikmodell erneuert. Hierdurch wurde erreicht, dass das Kernmodell mit Daten des jeweiligen Zyklus geladen werden kann und damit das Verhalten des Kerns realistisch simuliert wird.

#### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

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 der HSK**

Das KKL misst dem Simulatortraining eine hohe Bedeutung zu. Dies zeigt sich in der Anzahl und der hohen Qualifikation der Instrukturen, aber auch in der Systematik, mit der Anlagenänderungen am Simulator umgesetzt werden. Die Simulatorausbildung im KKL erfüllt die Anforderungen der VAPK.

### **4.2.4 Fremdpersonal**

#### **Angaben des KKL**

Das im KKL eingesetzte Fremdpersonal stammt vorwiegend aus Firmen, mit denen das KKL schon seit vielen Jahren zusammenarbeitet. Damit kann auf erfahrenes Personal mit guten Kenntnissen der Anlage zurückgegriffen werden. Das Fremdpersonal wird entweder als Auftragspersonal mit Werkvertrag beschäftigt (Ergebnisverantwortung liegt beim Lieferanten) oder als Leihpersonal mit Leihvertrag, bei dem das KKL die Ergebnisverantwortung übernimmt. Bei der Einstellung von Fremdpersonal gilt der Grundsatz, dass die Anforderungen an das Fremdpersonal durch die zuständige Fachabteilung im KKL festgelegt werden. Diese kontrolliert auch die Ausbildungsnachweise und kann am ersten Arbeitstag eine Überprüfung spezifischer Kenntnisse und Fertigkeiten (z. B. Handfertigkeitstests für Schweißer) durchführen. Jeder Mitarbeitende einer Fremdfirma erhält einen Revisionsbetreuer. Die Betreuung erfolgt während des gesamten Einsatzes und umfasst die Besorgung der Arbeitsanweisung, die Kontrolle der geleisteten Arbeit sowie die persönliche Information und Instruktion zum Verhalten im KKL.

Den Revisionsbetreuern kommt eine wichtige Funktion bei der störungsfreien Arbeitsabwicklung zu. Daher werden sie speziell für ihre Aufgabe ausgebildet. Seit der Erstausbildung im Jahre 2002 führt das KKL vor jeder Revision eine Wiederholungsschulung durch. Jeder Mitarbeitende einer Fremdfirma wird vor der Arbeitsaufnahme in den im KKL einzuhaltenden Regeln unterwiesen (z. B. Arbeitsverhalten, Strahlenschutz, Sicherheit am Arbeitsplatz, Brandschutz).

Der Mitarbeitende einer Fremdfirma wird nach seinem Arbeitseinsatz vom Revisionsbetreuer beurteilt. Diese Beurteilung umfasst z. B., ob er die Erwartungen an seine Funktion oder Tätigkeit erfüllt hat, die Qualität der ausgeführten Arbeiten sowie das Verhalten im Team, gegenüber Vorgesetzten und Mitarbeitenden. Anfänglich wurden alle Mitarbeitende der Fremdfirmen beurteilt. Die Anzahl wurde aber stark reduziert, da die hohe Zahl des wiederkehrenden Fremdpersonals und die geringe Zahl von Beanstandungen dies nicht mehr erforderten.

#### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Richtlinie HSK-G07: Anforderungen an die Einweisung und Betreuung von Fremdpersonal sowie an die Überwachung der vom Fremdpersonal geleisteten Arbeit (Kapitel 6.3).

#### **Beurteilung der HSK**

Im KKL wurden umfangreiche Massnahmen zur Einstellung, Betreuung, Ausbildung und Beurteilung von Fremdpersonal ergriffen. Der hohe Anteil des wiederkehrenden Fremdpersonals lässt darauf schliessen, dass das KKL Wert auf erfahrenes Personal mit guten Anlagenkenntnissen setzt und dass auch das Fremdpersonal die Arbeitsbedingungen im KKL schätzt. Davon profitiert auch vor allem KKL, da zuverlässiges Fremdpersonal die Sicherheit und Zuverlässigkeit der Anlage steigert. Die HSK hat gegen Ende des Berichtszeitraums eine Teaminspektion zu diesem Thema durchgeführt und festgestellt, dass die Anforderungen der Richtlinie HSK-G07 erfüllt sind.

## 4.3 Betriebsvorschriften

### Angaben des KKL

Das KKL besitzt ein umfassendes, hierarchisch strukturiertes Vorschriftensystem für den Betrieb der Anlage (Normalbetrieb und Betriebsstörungen). Die Technische Spezifikation Leibstadt (TSL) enthält als zentrales Dokument die verbindlichen Vorgaben für die Betriebsführung. Die Einhaltung der Vorgaben bezüglich der Funktionsfähigkeit der Sicherheitssysteme wird anhand der System- und Instrumentierungs-Funktionstests (SFT/IFT) überprüft. Mithilfe der Gesamtanlagenfahrvorschrift (GFV), der Systemfahrvorschriften (SFV) und Rundgangsschecklisten (URC), der Alarm- und Störungsanweisungen (ASA), sowie der ereignisorientierten Störfallvorschriften (SFA) wird sichergestellt, dass die in der TSL spezifizierten Betriebsgrenzwerte eingehalten werden.

Im Stör- bzw. Notfall kommen insbesondere symptomorientierte Störfallvorschriften (SFA und SFA-AM) zur Anwendung. Die bestehenden Störfallvorschriften wurden um sogenannte Technische Entscheidungshilfen (Severe Accident Management Guidance, SAMG) erweitert, um die Auswirkungen von Unfällen mit stark beschädigtem Kern zu lindern. Die Notfalleinweisungen (NFA) sind Anweisungen administrativer Art, welche die organisatorischen Aspekte eines Notfalls abdecken (insbesondere Alarmierung, Information, Evakuierung).

### Technische Spezifikation

Die TSL basiert auf den „Standard Technical Specifications“ für General-Electric-Anlagen vom Typ BWR/6. Sie definiert die Anforderungen für Sicherheitssysteme und Einrichtungen, die für einen sicheren Betrieb der Anlage notwendig sind und enthält u. a. begrenzende Betriebsbedingungen<sup>27</sup> (limiting conditions for operation, LCO), zulässige Nichtverfügbarkeitszeiten, zu treffende Aktionen bei Nichterfüllung einer LCO, Testintervalle von Systemen und Komponenten, einzuhaltende Grenzwerte, System- und Komponenten-Parameter. Das KKL besitzt kein eigenes Grundlagendokument für die TSL, in welchem die Entstehungs- und Änderungsgeschichte der technischen Spezifikationen festgehalten und die einzelnen begrenzenden Betriebsbedingungen begründet werden. Stattdessen stützt sich die TSL auf der technischen Standardgrundlage für BWR-6-Anlagen. Mit Ausnahme einiger weniger Systeme (z. B. des Notstandssystems SEHR) treffen diese für das KKL zu.

Die TSL existiert in einer englischen und einer deutschen Fassung, wobei die englische die verbindliche, von der HSK freigegebene Version ist. Im Alltag wird hingegen hauptsächlich mit der deutschen Fassung gearbeitet. Die Übereinstimmung der englischen und der deutschen Fassung der TSL wird dadurch gewährleistet, dass bei Änderungen zuerst die englische Fassung bearbeitet und KKL-intern genehmigt wird. Danach werden die entsprechenden Kapitel in der deutschen Fassung geändert. Dieser Prozess liegt in der Verantwortlichkeit der Gruppe Betriebsvorschriften. Bei Unklarheiten wird die englische Fassung der TSL herangezogen. Es sind bisher keine Situationen bekannt, in welchen es aufgrund der Existenz der beiden Fassungen zu Problemen gekommen wäre. Das KKL räumt je-

---

<sup>27</sup> Anmerkung: Begrenzende Betriebsbedingungen oder LCO sind Anforderungen an die Anlagenkonfiguration, die in den Anlagenzuständen, für die sie gelten, stets einzuhalten sind. Sobald eine LCO nicht mehr erfüllt ist, beginnt eine in der TSL festgelegte Frist zu laufen, innerhalb derer spezifizierte Massnahmen zu treffen sind. Im Sprachgebrauch des KKL bezeichnet die Eröffnung oder das Laufen einer LCO, dass eine LCO nicht mehr erfüllt ist. Die HSK spricht deshalb in diesem Zusammenhang von der Nichterfüllung einer LCO.

doch ein, dass die Übersetzung schwierig sei. Die TSL ist seit Kurzem in elektronischer Form im Dokumentenmanagementsystem (DMS) mit entsprechenden Suchfunktionen verfügbar.

Das KKL ist bestrebt, möglichst wenige Änderungen an der TSL vorzunehmen. Diese resultieren fast ausschliesslich aus Anlagenänderungen. Damit wird die Anlehnung der TSL an die „Standard Technical Specification“ weitgehend beibehalten. Im Jahre 2003 erfolgte eine wesentliche und umfangreiche Änderung der TSL aufgrund der Einführung einer neuen Revisionsstrategie, indem die Instandhaltungs- und Prüfintervalle für sicherheitsrelevante Systeme und Komponenten vorwiegend auf zwei Jahre ausgedehnt wurden.

#### Andere Vorschriften

Die Anforderungen aus der TSL sind in den verschiedenen Betriebsvorschriften (GFV, SFV, SFT/IFT, ASA) umgesetzt. Im Zusammenhang mit der im Jahr 2003 durchgeführten Änderung der TSL wurde vom KKL nochmals überprüft, ob die Vorgaben aus der TSL in den Vorschriften für Funktionsprüfungen vollständig abgebildet sind. Die festgestellten Abweichungen wurden behoben, sodass nach Aussage vom KKL die Vorgaben der TSL vollständig in den Betriebsvorschriften abgebildet sind. Heute werden die Betriebsvorschriften bei Änderungen der TSL direkt mit angepasst.

Die Arbeit im Kommandoraum erfolgt auf der Grundlage der Papierversion der Vorschriften. Alle Betriebsvorschriften (mit Ausnahme der ASA) sind jedoch auch elektronisch über das DMS verfügbar. Die ASA sind ihrerseits im Anlageninformationssystem hinterlegt.

Die Vorschriften wurden bzw. werden teilweise noch den entsprechenden Managementprozessen zugeordnet und ins Qualitätsmanagementsystem aufgenommen, wobei die jeweils offiziell gültige, d. h. für die Arbeit einzusetzende Version der Vorschriften im DMS abgelegt ist. Die technische Verknüpfung der beiden elektronischen Systeme ist noch nicht abgeschlossen.

Im Jahre 2005 führte eine externe Beratungsfirma eine Analyse der KKL-Betriebsvorschriften durch. Diese Untersuchung basierte auf einer Forderung der HSK im Rahmen der Freigabe zur Wiederinbetriebnahme des KKL nach dem Revisionsstillstand 2005. Aus den Untersuchungsergebnissen leitete das KKL gezielte Verbesserungsmassnahmen ab, die insbesondere die Organisation und Verwaltung, die ergonomische Gestaltung und Kontrolle der Vorschriften sowie die Arbeitsausführung betrafen. Diese Massnahmen umfassten insbesondere:

- eine Reduktion der Anzahl der Vorschriften, die aufgrund der Berücksichtigung aller abteilungs- und ressortspezifischen Bedürfnisse zu stark erhöht worden war;
- die Durchführung eines Workshops, an dem u. a. die Bedeutung der Einhaltung von Vorschriften vermittelt wurde; sowie
- eine gezieltere Arbeitsplanung, die auf eine systematischere und vertiefte Vorbereitung von Tätigkeiten abzielt (z. B. die Verbesserung der Schichtübergaben und die Einführung des Pre-Job Briefings).

#### Verfahren zur Erstellung und Änderung

Das Verfahren zur Erstellung und Änderung der Betriebsvorschriften ist in administrativen Vorschriften, im Qualitätsmanagementsystem sowie in einem internen technischen Bericht geregelt. Diese enthalten die Anweisungen für die Einteilung, Erstellung, Prüfung und Anwendung von Vorschriften im Allgemeinen bzw. von Betriebsvorschriften im Speziellen. Sie haben u. a. die Funktion eines „Writer's Guide“ und sollen die Einheitlichkeit der verschiedenen Vorschriftentypen gewährleisten und be-

zeichnen zudem die Zuständigkeiten für Erstellung, Prüfung und Genehmigung der (Betriebs-)Vorschriften. Die administrativen Vorschriften befinden sich derzeit in Überarbeitung und werden in das Qualitätsmanagementsystem integriert. Das Verfahren wird dabei nicht geändert, es werden lediglich Ergänzungen und Verfeinerungen der Abläufe vorgenommen.

Anlässe für Änderungen in den Vorschriften können z. B. Massnahmen aus Vorkommnissen, Erkenntnisse aus Simulatorschulungen und Versuchen, Anlagenänderungen oder Fehlerbehebungen sein. Nach Aussage vom KKL erfolgte bislang keine regelmässige Prüfung der Vorschriften ohne spezifischen Anlass. Das KKL prüft derzeit jedoch, ob eine solche Überprüfung eingeführt werden soll.

Die Abwicklung der Änderungen bzw. die Erstellung der Betriebsvorschriften erfolgt mit wenigen Ausnahmen in der Abteilung Betrieb. Dort sind hauptsächlich die Ressorts Technik, Betrieb und Betriebsführung für die Erstellung bzw. Änderung der Vorschriften zuständig. Korrekturanträge werden in der Regel an das Vorschriftenbüro geschickt, welches in Zusammenarbeit mit anderen fachtechnischen Stellen die Änderungen vornimmt und zur Prüfung und Genehmigung an die entsprechenden Stellen weiterleitet. Änderungen an SFT/IFT werden hingegen durch die Fachstelle Betriebsüberwachung vorgenommen. Ein Übermittlungsformular für Vorschriftenänderungen, welches durch das Vorschriftenbüro ausgestellt wird, begleitet die Vorschrift (Gesamtanlagenfahrvorschriften GFV, Systemfahrvorschriften SFV, sowie Störfallvorschriften SFA) bei inhaltlichen Änderungen während des ganzen Änderungs-, Prüf- und Genehmigungsprozesses.

Wichtige Änderungen an Vorschriften erfahren die Schichtchefs zum einen über die Protokolle der wöchentlichen Informationssitzung der Abteilung Betrieb. Zum anderen werden geänderte Vorschriften zusammen mit einem Übermittlungsformular verteilt, auf dem der Schichtchef schriftlich bestätigt, dass er die Änderung zur Kenntnis genommen hat. Zusätzlich werden die Änderungen neu auch elektronisch über das DMS einem erweiterten Personenkreis geschickt.

Vor Kurzem erfolgten eine Gesamtüberarbeitung des Vorschriftensystems und die Integration der Vorschriften ins DMS. Die Überarbeitung der Vorschriften erfolgte anhand spezieller Anweisungen, um zu gewährleisten, dass die Änderungen auch bei unterschiedlichen Bearbeitern und bei allen Vorschriften einheitlich erfolgten. Teilweise wurden Vorschriften ausschliesslich zur Einhaltung dieser Standards überarbeitet.

### Verifikation und Validierung

Geänderte und neue Vorschriften werden vor ihrer Genehmigung und Inkraftsetzung geprüft. Je nach Art der Vorschrift bzw. der Änderung erfolgt eine Einzelprüfung durch den Linienvorgesetzten oder es kommt das sogenannte Mitprüfverfahren zur Anwendung, in welches mehrere Instanzen involviert sind. Eine Mitprüfung ist erforderlich bei grösseren Änderungen von GFV, SFA, NFA und SFT/IFT bzw. wenn die Einzelprüfenden die ganzheitliche fachliche Beurteilung der Vorschriftenänderung nicht verantworten können. Beim Mitprüfverfahren handelt es sich um einen Sonderfall. Die Mehrheit der Vorschriften wird im Einzelprüfverfahren geprüft. Die Prüfung erfolgt anhand einer Checkliste, in welcher die Verantwortung und die Prüfaufgaben der prüfenden Person festgelegt sind. Zudem gibt die Checkliste eine Reihe von Checkpunkten vor, welche die Prüfperson bei der Prüfung leiten sollen. Bei der Prüfung spielt zudem das Expertenurteil der prüfenden Person eine wichtige Rolle.

Eine Validierung der geänderten oder neuen Vorschrift am Simulator erfolgt, wenn der in der Vorschrift geregelte Arbeitsablauf geändert wurde. Die Validierung erfolgt in aller Regel nicht durch Operateure bzw. Schichtmannschaften, sondern durch die Simulatorinstruktoren. Das KKL vertritt die

Meinung, eine Validierung durch die Operateure beinhalte die Gefahr, dass sich die Operateure falsche Verhaltensweisen einprägen könnten. Die Operateure werden nachträglich in der Anwendung der bereits genehmigten und in Kraft gesetzten Vorschriften am Simulator geschult. Dabei festgestellte Mängel führen zu einer weiteren Änderung der entsprechenden Vorschriften.

### Gestaltung, Eindeutigkeit und Verständlichkeit

Die administrativen Anweisungen zur Einteilung, Erstellung und Anwendung von Betriebsvorschriften enthalten auch konkrete Anweisungen zur Strukturierung und Darstellung der Vorschriften, um die einheitliche Gestaltung der Vorschriften zu gewährleisten. Im Rahmen der im Jahr 2005 durch eine externe Beratungsfirma durchgeführten Untersuchung der Betriebsvorschriften wurden u. a. ergonomische Aspekte der im KKL eingesetzten Betriebsvorschriften anhand der Anforderungen in den deutschen KTA-Regeln 1201 (Anforderungen an das Betriebshandbuch) und 1202 (Anforderungen an das Prüfhandbuch) bewertet. Demnach erfüllte die überwiegende Mehrheit der analysierten Vorschriften diese Anforderungen. Vereinzelt zeigten sich jedoch auch Mängel in der Gestaltung der Vorschriften. Der seit dem Jahre 2005 laufende Überarbeitungsprozess der Vorschriften umfasst auch ergonomische Gesichtspunkte. Das durch die externe Untersuchung festgestellte Verbesserungspotenzial wurde bei der Revision der Vorschriften weitgehend berücksichtigt.

Das KKL kommt zum Schluss, dass die technischen Betriebsvorschriften die Betriebsmannschaft so unterstützen, dass die Anlage zuverlässig und unter Gewährleistung einer hohen nuklearen Sicherheit betrieben werden kann. Das Vorschriftenwerk im KKL erfüllt die Anforderungen nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik. Das aus der Untersuchung im Jahr 2005 durch die externe Beraterfirma festgestellte Verbesserungspotenzial wurde vom KKL weitgehend berücksichtigt.

Das KKL räumt bezüglich der TSL ein, dass diese nicht einfach zu lesen sei und dass der Anwender über umfangreiche System- und Anlagenkenntnisse verfügen muss, um damit arbeiten zu können. Diesem Sachverhalt wird mit periodischen Schulungen begegnet. Längerfristig gesehen sieht das KKL folgende Verbesserungsmassnahmen für die TSL:

- Anpassung der technischen Grundlagen der Standard Technical Specifications für BWR-6-Anlagen an die TSL und Verwendung als Basisdokumentation;
- Bewertung der zulässigen Nichtverfügbarkeitszeiten für Systeme, welche Einfluss auf die Kernschadenshäufigkeit haben, hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung;
- Prüfung von Visualisierungsmöglichkeiten zur Optimierung der Handhabbarkeit der TSL.

Zur konkreten Umsetzung dieser Massnahmen hat das KKL das Projekt TSL 2010+ im Jahre 2008 initiiert.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Art. 7 KEV: Einführung bewährter Organisationsstrukturen und -abläufe für die ergonomische Gestaltung von Vorschriften.

Richtlinie HSK-G07: Anforderungen an sicherheitsrelevante Arbeitsabläufe (Kapitel 6.1) und an Vorschriften und Arbeitsunterlagen bezüglich Planung, Durchführung, Kontrolle spezieller Aufgaben sowie Erstellung und Überprüfung der Vorschriften gemäss dem Qualitätsmanagementsystem (Kapitel 6.2).

IAEA NS-R-2<sup>28</sup>: Insbesondere die Empfehlungen in 5.1, 5.6 und 5.7 bezüglich der begrenzenden Betriebsbedingungen und in 5.10 bis 5.18 bezüglich der Betriebsvorschriften.

IAEA NS-G-2.2<sup>29</sup>: Insbesondere die Empfehlungen in 3.8 bis 3.16 bezüglich der Entwicklung von technischen Spezifikationen, in 9 und Appendix II bezüglich der Entwicklung und Änderung von Betriebsvorschriften, in 10.3 und 10.4 bezüglich der Änderung von technischen Spezifikationen oder Betriebsvorschriften.

IAEA NS-G-2.4<sup>30</sup>: Insbesondere die Empfehlungen in 6.26 bezüglich Anforderungen an Betriebsvorschriften.

IAEA GS-R-3<sup>31</sup>: Insbesondere die Empfehlungen in 5.12 und 5.13 bezüglich der Kontrolle von Betriebsdokumenten.

IAEA GS-G-3.1<sup>32</sup>: Insbesondere die Empfehlungen in 2.48 bezüglich der Sprache der Betriebsdokumente.

### Beurteilung der HSK

Das KKL besitzt ein umfassendes und umfangreiches Vorschriftensystem für den Betrieb seiner Anlage. Es hat in den letzten Jahren erhebliche Anstrengungen unternommen, um das Vorschriftensystem zu vereinheitlichen sowie inhaltlich und bezüglich der Benutzerfreundlichkeit zu verbessern. Heute sind die Vorschriften weitgehend im Dokumentenmanagementsystem (DMS) und im Qualitätsmanagementsystem integriert und somit elektronisch verfügbar, leicht auffindbar und mit elektronischen Suchmöglichkeiten versehen.

Änderungen von Vorschriften werden vom KKL nur reaktiv aufgrund spezifischer Anlässe vorgenommen. Eine regelmässige, proaktive Überprüfung der Vorschriften, die aus Sicht der HSK ein wichtiges Element der Qualitätssicherung im Hinblick auf den sicheren Betrieb eines Kernkraftwerks darstellt, erfolgt bislang nicht. Die Bedeutung einer periodischen Überprüfung von Vorschriften wird auch international im IAEA Safety Standard NS-G-2.2 hervorgehoben. Aufgrund mehrerer in der Vergangenheit aufgetretener Vorkommnisse, die durch die Missachtung von Vorschriften verursacht wurden, wird das KKL den internen Prüfprozess so überarbeiten, dass eine periodische Überprüfung der Vorschriften gewährleistet ist. Die HSK wird die vom KKL getroffenen Massnahmen hinsichtlich der regelmässigen Überprüfung der Vorschriften im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit verfolgen.

Die Technische Spezifikation Leibstadt (TSL) wird in einer – von der HSK freigegebenen – englischen und in einer – nach Angaben des KKL bei der täglichen Arbeit in der Regel benutzten – deutschen Fassung vom KKL geführt. Auch wenn kein Zusammenhang zu den in der Vergangenheit aufgetretenen Vorkommnissen erkennbar ist, erachtet die HSK diese Verfahrensweise nicht als zweckmässig, da insbesondere bei der Übersetzung von der deutschen in die englische Fassung Widersprüche oder Unklarheiten zwischen beiden Fassungen der TSL auftreten können. Zudem ist das KKL das einzige Schweizer Kernkraftwerk, welches die Technische Spezifikation in englischer Spra-

---

<sup>28</sup> IAEA NS-R-2 Safety of Nuclear Power Plants: Operation (2000)

<sup>29</sup> IAEA NS-G-2.2 Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants (2000)

<sup>30</sup> IAEA NS-G-2.4 The Operating Organization for Nuclear Power Plants (2001)

<sup>31</sup> IAEA GS-R-3 The Management System for Facilities and Activities (2006)

<sup>32</sup> IAEA GS-G-3.1 Application of the Management System for Facilities and Activities (2006)

che als für den Anlagenbetrieb verbindliche Version führt. Aus Sicht der HSK ist die deutsche Version der TSL als offizielle zu deklarieren und der HSK zur Freigabe einzureichen. Das KKL wird dieser Forderung im Rahmen des initiierten Projekts zur Überarbeitung der TSL (Projekt TSL 2010+) nachkommen.

Die vom KKL aus der Prüfung der TSL abgeleiteten Verbesserungsmassnahmen erachtet die HSK aus nachfolgend dargestellten Gründen für sinnvoll:

- Die geplante Nachvollziehbarkeit der Hintergründe für die Festlegungen in der TSL kommt der Schichtmannschaft und insbesondere den mit der Pflege und der Schulung der TSL betrauten Personen zu Gute. So können z. B. Unklarheiten in der Interpretation der Technischen Spezifikation schneller geklärt oder es kann gezielter verhindert werden, dass relevante Informationen, Hinweise oder behördliche Forderungen bei Änderungen der TSL unbeabsichtigt geändert oder gar entfernt werden. Zudem sind die in der Technischen Spezifikation enthaltenen begrenzenden Bedingungen gemäss den internationalen Empfehlungen im IAEA Safety Standard NS-R-2 schriftlich zu begründen.
- Mit der geplanten probabilistischen Bewertung der LCO-Zeiten für Systeme, welche Einfluss auf die Kernschadenshäufigkeit haben, kommt KKL einer Anforderung nach, die in der im Jahr 2008 veröffentlichten Richtlinie HSK-R-06 festgehalten ist.
- Die geplante Überprüfung der ergonomischen Gestaltung der TSL stellt einen wichtigen Schritt in Richtung der Verbesserung von Klarheit und Eindeutigkeit der TSL dar.

Das KKL stellte der HSK zwischenzeitlich das Konzept zur Umsetzung der Verbesserungsmassnahmen vor (Projekt TSL 2010+). In einem ersten Schritt soll die TSL durch eine rein redaktionelle Überarbeitung benutzerfreundlicher gestaltet werden. In einem zweiten Schritt sollen durch eine Datenbankbindung die Sortier- und Suchmöglichkeiten innerhalb der TSL deutlich verbessert werden. In einem dritten Schritt soll eine inhaltliche Optimierung der TSL erfolgen. Dieser Schritt schliesst die Erstellung einer technischen Grundlage für die TSL ein. Zudem beabsichtigt KKL nach dieser umfassenden Überarbeitung, die deutsche Fassung der TSL als die offiziell Gültige der HSK zur Freigabe einzureichen. Die HSK unterstützt dieses Vorhaben und wird die weitere Entwicklung insbesondere vor dem Hintergrund verfolgen, dass in der künftigen Richtlinie ENSI-G09 dem aktuellen Stand der Kerntechnik entsprechende Anforderungen an die Technische Spezifikation festgelegt sein werden.

Im Freigabebrief zum Wiederanfahren nach dem Revisionsstillstand 2005 stellte die HSK insbesondere aufgrund zweier in die Stufe INES-1 eingestufte Vorkommnisse (ED 2004-07 „Überschreitung des zulässigen Aufheizgradienten“ und ED 2005-12 „Reaktorbeladung bei ausgefahrenen Steuerstäben“, s. Kapitel 5.3) Hinweise auf eine uneinheitliche Handhabung der Vorschriften im KKL fest. Die HSK forderte, dass das KKL im Rahmen einer vorkommnisübergreifenden Analyse die Ursachen für die inkonsequente Handhabung von Vorschriften zu ermitteln hat. Die Untersuchung musste die Erwartungen des Führungspersonals, die Einstellung der Anwender und die Vorschriften selbst – deren Ergonomie und Notwendigkeit – umfassen. Das KKL führte, unter Federführung einer externen Beratungsfirma, eine entsprechende Untersuchung durch. Eine Reihe von Massnahmen bezüglich verschiedener Aspekte des Umgangs mit und der Gestaltung von Vorschriften wurden vom KKL umgesetzt bzw. in die Wege geleitet. Diese betrafen insbesondere die Einführung des Pre-Job Briefings, die Verbesserung der Schichtübergabe, sowie eine erneute Bekräftigung der Kommandoraum-Standards (Kommunikations- und Überwachungsregeln). Die HSK betrachtete daraufhin die Forderung als erfüllt. Trotzdem empfahl sie dem KKL, einige der Ergebnisse aus der Untersuchung weiter

zu verfolgen und zu vertiefen, namentlich die Bedeutung von Verhaltensmustern und kulturellen Aspekten, welche den Umgang mit Vorschriften im KKL beeinflussen (könnten).

Ungeachtet der Anstrengungen des KKL, traten ausserhalb des Beurteilungszeitraums weitere Vorkommnisse auf, die u. a. durch den unzureichenden Umgang mit Vorschriften verursacht wurden. Insbesondere sind hier zwei Vorkommnisse (ED 2007-11 „Auslösung des SEHR-ADS während Instandhaltungsarbeiten an den Blitzschutzbeschaltungen“ und ED 2007-27 „Austritt von Kondensationskammer-Wasser in die SEHR-Räume während der Jahreshauptrevision“) zu nennen. Ursache beider Vorkommnisse war die unzureichende Anpassung der zur Ausführung von Arbeiten eingesetzten Vorschriften bzw. Arbeitspapiere (Absicherungslisten, Arbeitspapiere für die Revision bestimmter Komponenten) an die aktuellen Umstände und Betriebsbedingungen. Die Prüfmechanismen waren in beiden Fällen unzureichend, weshalb Mängel in den Vorschriften nicht erkannt wurden. Das Prüf- und Genehmigungsverfahren für Vorschriften im KKL war in diesen Fällen nicht in der Lage, die aufgetretenen Probleme und Mängel zu verhindern oder das Verfahren wurde nicht konsequent angewandt.

In Folge der beiden Vorkommnisse leitete das KKL Massnahmen ab, welche auf die umfassende und systematische Prüfung und Genehmigung der Vorschriften bzw. Arbeitsdokumente abzielen. Zurzeit wird die Erstellung und Änderung von Vorgabedokumenten abteilungsübergreifend geregelt. Insbesondere soll dabei auch eine klare Trennung zwischen Vorgaben für Instandhaltungsvorgänge und Funktionsprüfungen vorgenommen werden. In diesem Zusammenhang bedarf es aus Sicht der HSK einer gezielten Überprüfung der Betriebsvorschriften für die Kalibrierungs- und Funktionstests, die ein besonderes Gefahrenpotenzial bei fehlerhafter Durchführung beinhalten.

#### **Forderung 4.3-1**

*Das KKL hat die Betriebsvorschriften für die Kalibrierungs- und Funktionstests (IFT/SFT) hinsichtlich des Gefahrenpotenzials bei einer fehlerhaften Durchführung zu überprüfen. Weiterhin hat das KKL die in den Betriebsvorschriften geforderten Schutzmassnahmen zu bewerten. Dazu sind Bewertungskriterien zu entwickeln. Die Ergebnisse sind der HSK bis 31. Dezember 2009 einzureichen.*

Aus heutiger Sicht kann davon ausgegangen werden, dass aufgrund der getroffenen Massnahmen die genannten Probleme behoben werden. Die HSK wird im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit der Arbeitsplanung und -vorbereitung im KKL weiterhin besondere Aufmerksamkeit schenken.

## **4.4 Qualitätsmanagement**

### **Angaben des KKL**

Das Qualitätsmanagementsystem des KKL wurde in Vorbereitung auf die OSART-Mission 1994 fertig gestellt und in Kraft gesetzt. Die Basis dieses Systems bildeten insbesondere die Anforderungen in der deutschen KTA-Regel 1401 (Allgemeine Anforderungen an die Qualitätssicherung) und in den IAEA Safety Series 50-C-QA „Quality Assurance“. Nach der Einführung hat das KKL die einzelnen Elemente des Systems aufgrund der gewonnenen Erfahrung angepasst und optimiert.

Im Jahr 2000 beschloss die Kraftwerksleitung, das Qualitätsmanagementsystem umfassend zu überarbeiten, basierend auf dem vorhandenen System und unter Berücksichtigung der Bedürfnisse und Erfahrungen der Anwender. Kriterien für die Umgestaltung waren:

- Q (= Qualitätsmanagement) ist umfassend;
- Q gehört an den Arbeitsplatz;
- Das Q-System soll mittels modernen Mitteln erstellt werden;
- Q ist eine Linienaufgabe;
- Q-relevante Information ist rasch verfügbar;
- Q-Dokumente sind aktuell und genehmigt;
- Q-Geschäftsprozesse lösen das bestehende System ab (Prozess-Orientierung);
- Q-System: Alle Mitarbeitenden haben Zugriff.

Damit hat das KKL ein Projekt zur Erstellung eines „Total Quality Management“-Systems (TQM) gestartet. Ein Ziel des Projekts war eine klare Prozessorientierung des Systems bestehend aus Produktionsprozessen (insbesondere bestimmungsgemässer Betrieb, Brennstoffbewirtschaftung, Instandhaltung, Sicherung), Managementprozessen (Führung, Kommunikation, Finanzcontrolling, Personalführung und Ausbildung) und Supportprozessen (u. a. Materialwirtschaft, Beschaffung, EDV, Dokumentation).

Mit der Entwicklung des TQM-Systems wurde auch beschlossen, ein integrales System zu schaffen, welches nicht nur Qualitätsaspekte (ISO-9001:2000), sondern auch das Umweltmanagement (ISO-14001) und die Arbeitssicherheit und den Gesundheitsschutz (OHSAS 18001) umfasst. Zudem strebte das KKL eine Lösung an, welche den KKL-Mitarbeitenden den einfachen und schnellen Zugriff auf die aktuellen, zurzeit gültigen Dokumente erlaubt. Dazu bot sich eine EDV-gestützte Lösung an.

Ende 2005 war das TQM-System, entsprechend der Planung des KKL, operativ. Zudem hat das KKL sein TQM-System auf der Basis der oben genannten Qualitätsnormen durch die SQS zertifizieren lassen:

- 2004: Zertifikat ISO-9001:2000
- 2005: Zertifikat OHSAS 18001

Heute haben alle Anwender von ihrem Arbeitsplatz aus über das Intranet des KKL direkten Zugriff auf die aktuellen Dokumente des TQM-Systems.

Im Zuge der Entwicklung des TQM-Systems hatte die IAEA begonnen, die Vorgaben zu Qualitätssicherungssystemen aus dem Jahre 1996 (50-C/SG-Q) zu revidieren (IAEA-Projekte DS338 und DS339). Das KKL hat das TQM den Anforderungen der IAEA (DS338) gegenübergestellt und kommt zu dem Ergebnis, dass auch diese Anforderungen erfüllt werden.

Der nuklearen Sicherheit wird in speziellen Überwachungsprozessen Rechnung getragen. Zudem sind Sicherheitsaspekte in den Prozessen als solche für den Benutzer klar erkennbar und leiten ihn zum notwendigen sicherheitsgerichteten Denken und Handeln.

Das KKL sieht es als seine Aufgabe, das TQM, d. h. die Prozesse und deren Anschlussdokumente ständig zu überprüfen und wo möglich zu verbessern. In der Anwendung des Systems hat KKL festgestellt, dass die Mitarbeitenden eine steigende Akzeptanz dem TQM gegenüber zeigen, dass diese aber auch entsprechend ihrer Funktion permanent in der Anwendung des TQM trainiert werden müssen. Die Akzeptanz des TQM wird von internen und externen Stellen als gut eingestuft.

Das KKL stellt auch fest, dass die Einhaltung der Festlegungen innerhalb des TQM weniger eine Frage des Systems, als eine Frage des Führungsstils der Linienverantwortlichen ist.

## **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Art. 7 und Art. 31 KEV: Anforderungen an die Qualitätssicherung und das Qualitätsmanagementsystem.

Richtlinie HSK-G07: Kompatibilität des Managementsystems mit den Anforderungen des IAEA Safety Standards GS-R-3 (Kapitel 4.4).

## **Beurteilung der HSK**

Da das TQM des KKL sowohl von internen, aber insbesondere auch von externen Stellen zertifiziert wird, konzentriert sich die HSK im Rahmen ihrer Aufsicht, speziell bei Inspektionen, auf die Überprüfung, ob und wie die Anforderungen der IAEA (GS-R-3) und insbesondere Aspekte der nuklearen Sicherheit im System berücksichtigt sind und eingehalten werden.

Die HSK hat die Entwicklung des TQM-Systems verfolgt. In Inspektionen und Fachgesprächen konnte sie feststellen, dass das System für alle Mitarbeitenden des KKL einfach handhabbar ist und dass es bei Fragen nach Abläufen oder nach Vorgaben genutzt wird.

Das System erfüllt die Anforderungen an ein modernes Qualitätsmanagementsystem, indem alle Managementaspekte in einem System integriert sind. Das KKL hat im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung die Erfüllung der Anforderungen der IAEA (GS-R-3) nachgewiesen. Die Forderung der KEV und der Richtlinie HSK-G07 sind damit erfüllt.

## **4.5 Sicherheitskultur**

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

## **Angaben des KKL**

Die Sicherheitsgrundsätze (Safety Policy) des KKL sind im TQM-Dokument „Mission, Ziele und Politik des KKL“ festgeschrieben. Als Mission wird dort die sichere und zuverlässige Stromproduktion deklariert, in deren Rahmen der Schutz von Mensch und Umwelt als oberstes Ziel verfolgt wird. Sicherheit steht dabei vor Wirtschaftlichkeit. Als wichtigste Massnahmen zur Erreichung dieses Zieles gelten

- die jederzeitige Erfüllung der geltenden Anforderungen an den Schutz von Mensch und Umwelt vor radioaktiven und konventionellen Gefahren;
- das Vorhandensein einer hohen Sicherheitskultur sowie von fachlicher und sozialer Kompetenz unter den Mitarbeitenden;
- der Nachweis der kontinuierlichen Verbesserung in allen Belangen;
- das Vorhandensein von Vertrauen der Öffentlichkeit und Behörden in das Werk, seine Organisation und Belegschaft.

Im Berichtszeitraum identifizierte das KKL eine (weltweite sowie KKL-interne) Entwicklung der Vorstellungen bezüglich des Begriffs der Sicherheitskultur. Als Triebfedern für die Förderung und Entwicklung der Sicherheitskultur bezeichnet das KKL Eigen- und Fremdbeurteilung, Schlüsselereignisse und persönliches Engagement von Kraftwerks- und Geschäftsleitung. Als ein wichtiges Ziel beschreibt das KKL die Vorbeugung einer selbstgerechten, passiven Haltung gegenüber der Sicherheit durch das unablässige Finden von Wegen, wie insbesondere die Wachsamkeit, d. h. die hinterfragende Haltung zur Sicherheit bei allen Mitarbeitenden (inklusive der Führung), aufrechterhalten werden kann.

Das KKL unterscheidet im Berichtszeitraum vier zeitliche und thematische Schwerpunkte in Bezug auf das Verständnis und die Förderung der Sicherheitskultur, die durch folgende Umstände und Aktivitäten zur Förderung der Sicherheitskultur charakterisiert waren:

#### Phase 1: Vor und bis OSART-Mission (1994 bis 1996)

Durch die Empfehlung der OSART-Mission nach verstärkter Selbstkritik, fragender Haltung und kontinuierlichem Engagement zur Fortentwicklung des Sicherheitsbewusstseins für das gesamte Personal, initiierte das KKL, mit Orientierung an den noch heute gültigen Prinzipien SAFE (Selbstkritisch sein, Aufgaben verstehen, Fehler erkennen, Erfahrung umsetzen) und STAR (Stop–Think–Act–Review), eine Reihe von Konzepten zum selbstkritischen und sicherheitsgerichteten Denken. Diese Massnahmen stellten erste Ansätze dar, um sicherheitsbedeutsame Arbeiten mittels eines „Learning Cycles“ zu steuern und nachhaltig zu verbessern.

Diese Phase der Weiterentwicklung der Sicherheitskultur führte zu einer stärkeren Sensibilisierung der einzelnen KKL-Mitarbeitenden für ihre persönliche Rolle und ihren Beitrag zur Sicherheit innerhalb des KKL und zu einer verstärkten Erkenntnis der Tragweite der menschlichen Leistung (Human Performance) im Zusammenhang mit der Sicherheitskultur.

#### Phase 2: Anpassungen der Betriebskosten und Vorbereitungen auf die Elektrizitätsmarktliberalisierung (1996 bis 2000)

Das KKL nahm mit Blick auf die immer noch hohe Kapitallast und auf die eingeleitete Öffnung des europäischen Strommarktes sowie die zu erwartende Liberalisierung des schweizerischen Strommarktes, eine Reihe von Kostenanpassungen vor, um günstigere Betriebskostenergebnisse zu erreichen. In verschiedenen Bereichen wurden Einsparungspotenziale systematisch ausgeschöpft, wobei die Sicherheit auf hohem Niveau plafoniert wurde.

In dieser Phase wurde die Sicherheit auf hohem Niveau plafoniert, wobei Investitionen in die Instandhaltung und Modernisierungsvorhaben nicht reduziert wurden. Einige der vorgenommenen Anpassungen, insbesondere im organisatorischen Bereich, führten jedoch zu Vertrauensverlusten und Unzufriedenheiten bei Teilen des Personals und zu Kündigungen beim Schichtpersonal. Ob ein Zusammenhang zwischen den im Jahre 2001 vorgekommenen Checklistenfälschungen und den Strukturanpassungen bestand, konnte vom KKL nicht abschliessend eruiert werden.

#### Phase 3: Neue Relevanz und Förderung der Sicherheitskultur (2000 bis 2005)

Die Einsicht der Notwendigkeit, die Vertrauensbasis der Mitarbeitenden, die Sicherheitskultur und das Sicherheitsbewusstsein wieder stärker zu fördern, führte zur Erarbeitung eines mittelfristigen Programms zur Erreichung dieser Ziele unter Einbezug aller Hierarchiestufen. Der Bereich „Sicherheitskulturförderung und -bewertung“ wurde ab 2003 innerhalb des Direktionsstabes ein etablierter Bestandteil der Stabsstelle Nukleare Sicherheit. Im Jahre 2001 wurde ein Leitbild zur Sicherheitskultur im KKL erstellt, welches aufzeigt, was im KKL unter Sicherheitskultur verstanden wird und was sie für

die verschiedenen Bereiche der Organisation bedeutet. Ebenfalls im Jahre 2001 wurde eine repräsentativ aus den verschiedenen Bereichen und Hierarchiestufen zusammengesetzte „Referenzgruppe Sicherheitskultur“ gebildet. Diese wurde von der Kraftwerksleitung mit der Durchführung eines Sicherheits Self-Assessments des Kaders mit dem Ziel beauftragt, die Ausgangslage für die Erarbeitung eines Konzeptes für eine nachhaltige Sicherheitskulturförderung zu eruieren. Aus dem Self-Assessment wurden drei Themenschwerpunkte abgeleitet, die im Rahmen eines Workshopzyklus über drei Jahre (2002 bis 2004) vertieft aktiv und erlebnisbasiert bearbeitet wurden:

1. Sicherheitskultur-Workshop 2002: Der Umgang mit Vorschriften und der TSL
2. Sicherheitskultur-Workshop 2003: Der Umgang mit Fehlern
3. Sicherheitskultur-Workshop 2004: Das Spannungsfeld zwischen Sicherheit und Wirtschaftlichkeit

Die jeweils eintägigen Workshops richteten sich an das Kader, welches anschliessend seinerseits die Aufgabe hatte, die Erkenntnisse daraus in der Linie allen Mitarbeitenden zu vermitteln und zu vertiefen. Zusätzlich wurden die Ergebnisse jeweils in einem Flyer dargestellt und allen Mitarbeitenden abgegeben.

Die dritte Phase war auch durch weitere Aktivitäten zur Förderung der Sicherheitskultur geprägt. Im Jahre 2004 wurde beispielsweise mit einer externen Organisation aus der Luftfahrtbranche ein gemeinsamer Sicherheitstag durchgeführt zum Austausch über Sicherheitsmanagement und über das gegenseitige Sicherheitsverständnis sowie die Sicherheitsorganisation der beiden Unternehmen. Wichtige Anregungen gewann das KKL in verschiedenen Bereichen, beispielsweise bezüglich Aus- und Weiterbildung, Behandlung von Beinaheereignissen und Ereignisauswertung.

Im Jahre 2005 wurde im KKL ein WANO Peer Review durchgeführt, welcher dem KKL insgesamt ein hohes Sicherheitsniveau attestierte. Verbesserungspotenzial wurde jedoch bezüglich Sicherheitskultur, Führung, Arbeitsüberprüfung, Ereignisbearbeitung, Ausbildung und interne Kommunikation festgestellt. Das KKL erarbeitete daraufhin ein umfangreiches Massnahmenpaket, welches zu einem grossen Teil bereits umgesetzt wurde. Im Herbst 2007 führte die WANO im KKL die Follow Up Mission durch und bestätigte, dass das KKL bei der Umsetzung der Massnahmen bei rund der Hälfte zufriedenstellende oder gar erfreuliche Fortschritte erzielt hat. Laut WANO sei dies ein gutes Resultat, das nur erreicht werden könne, wenn ein KKW Verbesserungen ernsthaft angehe.

Im Jahre 2005 wurde schliesslich ein Workshop für alle Mitarbeitenden organisiert, durch welchen die Erfahrungen und Ergebnisse aus den drei Kaderworkshops sowie jene aus dem WANO Peer Review vermittelt werden sollten.

Schliesslich war die dritte Phase auch durch eine Reihe mit INES-1 klassierter Vorkommnisse gekennzeichnet, welche ihre Ursachen im Bereich Mensch und Organisation hatten. Die vertieften Analysen dieser Ereignisse verdeutlichten im Bereich Mensch und Organisation Verbesserungsbedarf, worauf zu folgenden Themen eine Reihe von Verbesserungsmassnahmen eingeleitet wurde:

- Kommunikation (insbesondere die Einführung des Pre-Job Briefings und Debriefings und des Peer Checkings);
- Prozessführung (z. B. Kohärenz der Qualitätssystem-Schnittstellen zwischen Brennelementhersteller, NOK und KKL);
- Arbeitsweise (insbesondere die Aktualisierung der Kommandoraum-Standards);
- PI-Standards (Erarbeitung und Einführung von PI-Standards);

- Ausbildungsstand (Schulungen des Schichtpersonals durch die Nuklearingenieure zum Anfahren);
- Tests (verbesserte Vorbereitung von Systemtests);
- Prävention von Fehlerwiederholung (Intensivierung der Terminverfolgung und Umsetzung pender Korrekturen);
- Anlagenänderungen (zeitgerechte Nachführung der Dokumentation von durchgeführten Anlagenänderungen).

Die Wirksamkeit und Nachhaltigkeit der Sicherheitskultur-Workshops aus der dritten Phase sind schwierig nachweisbar oder gar quantifizierbar. Die Förderung der Sicherheitskultur wird als kontinuierlicher Bewusstseinsbildungsprozess verstanden, bei dem sich das fortdauernde Sicherheitsengagement der Kraftwerksleitung erst nach und nach in einer konkreten Verhaltensoptimierung bei einzelnen Mitarbeitenden niederschlägt. Trotzdem kann beobachtet werden, wie sich die kontinuierliche Beschäftigung des Kaders mit dem Thema Sicherheitskultur in den Diskussionen zur Anlage- und Betriebssicherheit niederschlägt. Ein wichtiges Ergebnis aus dem Workshop für das Personal war, dass Führungselemente wie Leadership mit klaren Zielvorgaben und -kontrollen, Motivation, gute Unternehmenskultur etc. von den Mitarbeitenden als wichtige Faktoren einer guten Sicherheitskultur erwartet wurden. Insgesamt war im KKL die Zeit nach 2001 von einer zunehmend offenen Gesprächskultur und einer positiven Unterstützungskultur geprägt. Die Kraftwerksleitung setzte dabei neue Akzente und zeigte mit positiven Vorbildern die gewünschten Verhaltensmuster auf und schaffte neues Vertrauen.

Sowohl der WANO Peer Review als auch die mit INES-1 klassierten Vorkommnisse, insbesondere die entsprechenden Analysen und die Umsetzung der aus den Analysen abgeleiteten Massnahmen, haben im KKL das Thema Sicherheitskultur stärker ins Bewusstsein gerufen und der Sicherheitskultur neuen Aufschwung verliehen. Nach Einschätzung des KKL haben die 2004 und 2005 vollzogenen Korrekturmaßnahmen zur Verbesserung der Abläufe und der Zuverlässigkeit beigetragen. Die Vorkommnisse sowie der WANO Peer Review hatten zudem den positiven Effekt, die hinterfragende Grundhaltung zu stärken sowie der Gefahr der Selbstzufriedenheit entgegenzuwirken.

Phase 4: Sicherheitsförderung nach dem Übergang der Geschäftsleitung von EGL auf NOK (ab 2005)

Die neue Geschäftsleitung des KKL bekannte sich von Anfang an zu einem aktiven Engagement für die weitere Förderung und Entwicklung der Sicherheit. Als erste Massnahme für die Weiterentwicklung der Sicherheitskultur initiierte die Geschäftsleitung eine Reihe von gemeinsamen Workshops für die Kraftwerksleitungen vom KKL und dem Kernkraftwerk Beznau, unter Moderation der Führung der Flugsicherheitsstelle eines schweizerischen Luftfahrtsunternehmens. Die Auseinandersetzung mit den verschiedenen Aspekten der Sicherheitskultur im Rahmen dieser Workshops haben insbesondere das Bewusstsein des Einflusses der Organisation und der übergeordneten Führungsebene für die Motivation, die Einsatzbereitschaft und das sicherheitsgerichtete Arbeiten der Mitarbeitenden geschärft. Aus den Erkenntnissen dieser Workshop-Reihe resultierte zudem eine der wesentlichsten und für die gesamte Belegschaft augenfälligste Massnahme, die Implementierung eines internen Sicherheits-Controllings Ende 2005. Zentrale Elemente dieses Sicherheits-Controllings sind u. a. die vom operativen Geschäft unabhängige Verfolgung des Kraftwerksalltags, die linienunabhängige Durchführung von Sicherheitsreviews, die Auswertung der Betriebserfahrung und Festlegung von Korrekturmaßnahmen, die Förderung der Sicherheitskultur durch entsprechende Aktivitäten, die Bearbeitung von Meldungen der Mitarbeitenden.

Verschiedene Schulungsmassnahmen und Seminare zum Themenbereich der Sicherheitskultur wurden 2006 durchgeführt, beispielsweise ein WANO-Seminar für Kadermitarbeitende über Sicherheitskultur sowie ein weiterer Workshop für Führungskräfte „Vor-Ort-Begehungen: Beobachten, Eingreifen/Betreuen, Analyse/Trendverfolgung“ mit dem Ziel, das Vor-Ort-Engagement der Führungskräfte zu stärken.

Die Gruppe Sicherheitskultur („Siku-Gruppe“) überprüfte 2005 im Rahmen der Erarbeitung eines 10-Jahres-Programms zur Förderung der Sicherheitskultur das bestehende Leitbild zur Sicherheitskultur und beschloss dessen Überarbeitung. Das neue Leitbild wurde 2007 in Form von prägnanten Leitsätzen neu veröffentlicht und den KKL-Mitarbeitenden im Rahmen von speziellen, extern moderierten Veranstaltungen kommuniziert.

Parallel dazu veröffentlichte das KKL eine Nukleare Sicherheits-Charta, in welcher sie die für alle Mitarbeitenden geltenden Sicherheitsgrundsätze darlegt und auch gegenüber der Öffentlichkeit kommuniziert. Die Charta stellt eine Selbstverpflichtung des KKL dar, beim Betrieb ihrer nuklearen Anlage und beim Strahlenschutz eigenverantwortlich Massnahmen zur kontinuierlichen Verbesserung der Sicherheit zu treffen. Das Leitbild zur Sicherheitskultur wird als integrierender Bestandteil dieser Charta verstanden.

Das KKL ist der Ansicht, mit der Schaffung des Sicherheits-Controllings wesentliche Voraussetzungen geschaffen wurden, um künftig die Sicherheitskultur gezielter und systematischer auf allen Hierarchiestufen zu fördern und insbesondere auch die Effektivität von Selbstevaluationsprozessen zu prüfen und konsequent verbessern zu können.

Insgesamt kommt das KKL zum Schluss, dass die seit 2004 ergriffenen verstärkten Anstrengungen zur Stärkung der Sicherheit Wirkung zeigen und zu einem verstärkten Sicherheitsbewusstsein auf allen Hierarchiestufen geführt haben. Akzeptanz und Interesse bezüglich der Sicherheitskultur hätten im KKL zugenommen und der Begriff der Sicherheitskultur werde auch im Alltag vermehrt gebraucht (z. B. im Rahmen von Fach- und Entscheidungsdiskussionen).

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

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 HSK-G07: In jedem Kernkraftwerk ist der Sicherheit erste Priorität zu gewähren und jedes Kernkraftwerk verfügt über ein Leitbild zur, welches als Leitlinie zur Förderung eines guten Sicherheitsbewusstseins und der Bewertung durchgeführten Massnahmen dient (Kapitel 4.1 und Kapitel 4.2).

IAEA GS-R-3<sup>33</sup>: Gemäss 2.5 wird empfohlen, dass das Managementsystem dazu eingesetzt werden soll, eine starke Sicherheitskultur zu fördern und zu unterstützen, indem es ein gemeinsames Verständnis der zentralen Aspekte der Sicherheitskultur im Unternehmen sicherstellt, die Mittel zur Verfügung stellt, durch welche das Unternehmen die Mitarbeitenden und Teams bei der sicheren und er-

---

<sup>33</sup> IAEA GS-R-3 The Management System for Facilities and Activities (2006)

folgreichen Ausführung ihrer Aufgaben unterstützt, eine lernende und hinterfragende Haltung auf allen Ebenen des Unternehmens verstärkt und die Mittel bereitstellt, durch welche das Unternehmen kontinuierlich die Entwicklung und Verbesserung seiner Sicherheitskultur anstrebt.

### **Beurteilung der HSK**

Die Sicherheitsgrundsätze im Dokument „Mission, Ziele und Politik des KKL“ spiegeln die übergeordnete Verpflichtung des KKL wider, der Sicherheit bei allen Aktivitäten in der Anlage den Vorrang zu geben und die Sicherheit kontinuierlich weiterzuentwickeln. Das KKL demonstrierte im Beurteilungszeitraum, insbesondere in den letzten Jahren, ein zunehmendes Bewusstsein und ein hohes Engagement bezüglich der Förderung seiner Sicherheitskultur. Massnahmen verschiedener Art wurden vom KKL getroffen, um den Grundsätzen einer guten Sicherheitskultur Nachdruck zu verleihen und diese im Arbeitsalltag umzusetzen.

Vor allem in letzter Zeit hat sich das KKL, basierend auf verschiedenen Programmen, welche die WANO anbietet, Grundsätze für die tägliche Arbeit geschaffen, welche bei verschiedensten Aufgaben eine sicherheitsgerichtete Vorgehensweise fördern. Diese Grundsätze wurden in Form von Merkblättern den Mitarbeitenden verteilt und die darin erwähnten Vorgehensweisen geschult.

Die Massnahmen erfolgten teilweise proaktiv, also ohne einen speziellen Anlass, teilweise jedoch auch reaktiv aufgrund von Vorkommnissen oder Ergebnissen aus Fremdbeurteilungen. So wurden in der Folge der im Jahre 2001 erfolgten Fälschungen von Rundgangsschecklisten (ED 2001-21, vgl. Kapitel 5.3) neben Massnahmen technisch-organisatorischer Art auch Massnahmen getroffen, welche auf die Kultur des Umgangs mit Vorschriften im KKL abzielten. Das KKL ist der Ansicht, die in den letzten Jahren getroffenen Massnahmen hätten sich positiv auf die Sicherheitskultur ausgewirkt. Allerdings deuten die in Kapitel 4.3 erwähnten Vorkommnisse ausserhalb des Beurteilungszeitraumes weiterhin auf Verbesserungspotenzial bezüglich mit der Sicherheitskultur zusammenhängender Aspekte hin (beispielsweise Arbeitspraktiken und Arbeitsvorbereitung, Anwendung von Vorschriften). Die HSK wird im Rahmen ihrer Aufsicht besonderes Augenmerk auf die weitere Entwicklung in den entsprechenden Bereichen richten. Aus Sicht der HSK befasst sich das KKL eingehend mit seiner Sicherheitskultur. Dies zeigt sich auch darin, dass das Werk kürzlich ein langfristiges Programm zur Förderung einer guten Sicherheitskultur erarbeitet hat.

Das KKL hat die HSK im Rahmen von Inspektionen auf Neuerungen hingewiesen, welche auf Empfehlungen der WANO anlässlich des Peer Reviews bzw. der Follow-up-Mission zurückzuführen sind. Die HSK konnte feststellen, dass diese Empfehlungen vom KKL ernst genommen werden und dass daraus in verschiedenen Bereichen wertvolle Verbesserungen resultierten.

Positiv hervorzuheben sind die im Beurteilungszeitraum vom KKL getroffenen organisatorischen Massnahmen. Die HSK begrüsst, dass das KKL den Kontakt und Austausch mit Unternehmen anderer Branchen sucht. Durch die Auseinandersetzung und den Vergleich mit fremden Organisationen und (Unternehmens- und Sicherheits-) Kulturen sowie durch das „Feedback von aussen“ wird die Reflexion über die eigene Organisation und Kultur unterstützt.

Auch die Einführung des Sicherheits-Controllings Ende 2005 wird grundsätzlich von der HSK positiv beurteilt. Geschäftsleitung und Kraftwerksleitung des KKL haben erkannt, welche zentrale Bedeutung die Organisation und das Management auf die Sicherheit und auf die Organisations- bzw. Sicherheitskultur haben. Mit der Einführung des Sicherheits-Controllings hat die Organisation ein für alle sicht- und wahrnehmbares Zeichen gesetzt, welches die Sicherheit im Alltag ins Zentrum stellt und das Potenzial hat, die Sicherheitskultur positiv zu beeinflussen. Zum jetzigen Zeitpunkt kann jedoch

noch keine abschliessende Beurteilung der Auswirkungen auf die Sicherheit bzw. die Sicherheitskultur im KKL vorgenommen werden. Veränderungen in der Kultur treten erst nach einer gewissen Zeit ein und bedürfen erheblicher und kontinuierlicher Anstrengungen, um aufrechterhalten werden zu können.

Das KKL besitzt ein Leitbild zur Sicherheitskultur gemäss Anhang 3 KEV. Dieses definiert, was das KKL unter dem Begriff der Sicherheitskultur versteht und es beschreibt die Grundsätze der vom KKL angestrebten Sicherheitskultur sowie die Massnahmen, durch welche es diese Grundsätze im Alltag in die Tat umsetzt. Gleichwohl stellte die HSK fest, dass das Leitbild als solches im KKL nicht (mehr) den Stellenwert eines allen gegenwärtigen und im Alltag verankerten Leitbilds hat. Dies wurde vom KKL bereits erkannt: Das KKL räumt ein, dass das Sicherheitskulturleitbild einer neuen Verankerung bedarf. In diesem Sinne erfolgte auch die Überprüfung des Leitbilds durch die Arbeitsgruppe Sicherheitskultur, welche zum Schluss kam, beim bestehenden Leitbild handle es sich eher um eine Art „Ausführungsbestimmung“ als um ein eigentliches Leitbild. Die HSK begrüsst die Auseinandersetzung des KKL mit seinem Sicherheitskulturleitbild und dessen Überarbeitung. Sie wird im Rahmen ihrer Aufsicht die Massnahmen des KKL zur Einführung, Kommunikation und Verankerung des neuen Leitbilds verfolgen.

Eine pauschale Bewertung der Sicherheitskultur durch die Aufsichtsbehörde ist nicht möglich. Bewertet werden jeweils konkrete und „sichtbare“ Ausdrücke der Sicherheitskultur. Trotzdem befasst sich die HSK im Rahmen ihrer Aufsicht auch mit den „tieferen“, nicht mess- und bewertbaren Aspekten der Sicherheitskultur. Sie tut dies anhand von periodischen Fachgesprächen zur Sicherheitskultur, welche zum Ziel haben, das Nachdenken des Betreibers über die kulturellen Aspekte ihrer Organisation anzuregen und zu unterstützen. Im Jahre 2005 wurde, im Zuge der Entwicklung und Einführung eines neuen Aufsichtskonzepts im Bereich der Sicherheitskultur, ein solches Fachgespräch erstmals mit dem KKL durchgeführt. Anlässlich des bis zum Jahre 2001 erfolgten Personalabbaus und des damit zusammenhängenden Vertrauensverlusts, der Unzufriedenheit von Teilen des Personals und der erhöhten Personalfluktuations stand die HSK mit dem KKL in einem intensiven Dialog. Dieser fand in Form von mehreren ausserordentlichen Direktionssitzungen zwischen der HSK und dem KKL statt und wurde bis zur Trendwende in der Personalpolitik des KKL aufrechterhalten (vgl. Kapitel 4.2.2). Die HSK wird neben der klassischen Aufsicht über die konkreten Aspekte der Sicherheitskultur weiterhin im Rahmen der Fachgespräche den nicht bewertbaren Aspekten der Sicherheitskultur Aufmerksamkeit schenken.



## 5 Betriebsverhalten und -überwachung

### 5.1 Methodik der Betriebsauswertung

Die Ausführungen zur Methodik der Betriebsauswertung konzentrieren sich auf den Prozess zur Erfassung, Auswertung und Dokumentation interner und externer Vorkommnisse im KKL.

#### Angaben des KKL

Das KKL sieht den Zweck der Vorkommnisbearbeitung darin, die Wiederholungen von Vorkommnissen mit gleicher Ursache zu verhindern, die Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlage zu verbessern und die Human Performance zu steigern. Abweichungen vom normalen Betrieb werden anhand von im TQM-System vorgeschriebenen Prozessen erfasst, bewertet und dokumentiert. Die Vorkommnisse werden nach der Richtlinie HSK-R-15<sup>34</sup> hinsichtlich ihrer Meldepflicht geprüft, klassiert, gemeldet und in einer computergestützten Datenbank erfasst. Gemeldete Vorkommnisse und Beinahevorkommnisse werden in gleicher Weise behandelt.

Der Umgang mit Vorkommnissen ist im KKL in folgenden internen Prozessen festgelegt:

- TQM Prozess P0109 Interne Ereignisse (Erfassung, Auswertung und Berichterstattung)
- TQM Prozess M03 Kommunikation und Information (Meldung nach aussen)
- TQM Prozess M06 Externe Ereignisse

Die organisatorische Einbindung der Auswertung von Vorkommnissen wurde im Berichtszeitraum im Wesentlichen zweimal, in den Jahren 2001 und 2005, angepasst. Für die Bewertung von Vorkommnissen wurde im Beurteilungszeitraum die Fachstelle DNE neu geschaffen, welche den Ablauf der Analysen koordiniert und je nach Bedarf geeignete Analyseteams zusammenstellt. Die erstellten Berichte und vorgeschlagenen Korrekturmassnahmen werden von den Abteilungen B bzw. DN geprüft und genehmigt.

Vorkommnisse werden nach einem ganzheitlichen Ansatz behandelt, der in Zusammenarbeit mit externen Stellen eingeführt wurde. Dabei werden Hinweise auf ein Vorkommnis zunächst einer Basisanalyse unterzogen, deren Ergebnis darüber entscheidet, ob eine vertiefte Analyse durchgeführt wird. Folgende Kriterien führen zu einer vertieften Analyse:

- Vorkommnisse der Kategorie B (geringe sicherheitstechnische Bedeutung) oder höher gemäss Richtlinie HSK-R-15;
- Wiederholungen von Vorkommnissen oder Human-Factor Ereignisse.

Alle meldepflichtigen Vorkommnisse werden anhand der Bewertungsskala der IAEA (INES, International Nuclear Event Scale) klassiert.

Vom KKL wurden zu Beginn des Beurteilungszeitraums die Verfahren HPES (Human Performance Evaluation System) und IAEA ASSET (Assessment of Safety Significance Team) zur vertieften Analyse von Vorkommnissen eingesetzt. Seit 1997 wird die Methode SOL eingesetzt, die seit 2001 in der computerisierten Version SOL-VE das Standardverfahren darstellt. Weiter wendet das KKL bei der

---

<sup>34</sup> Diese Richtlinie wurde am 01.01.2009 durch die Richtlinie ENSI-B03 ersetzt

Dokumentation und Ablage von vertieft analysierten Vorkommnissen die internationalen Codierungen nach WANO an.

Auf dem Gebiet der Auswertung interner und externer Ereignisse unternimmt KKL weitere Verbesserungsmaßnahmen hinsichtlich der Prozessvorgaben und der Aus- und Weiterbildung der beteiligten Personen.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Art. 22, Abs. 2, Bst. h KEG: Forderung nach Verfolgung der Betriebserfahrungen vergleichbarer Anlagen.

Art. 7 und Art. 30 KEV: Forderung nach bewährten Verfahren, Organisationsstrukturen und -abläufen zur Erfahrungsauswertung sowie Einsatz eines Gremiums zur Analyse von Ereignissen und Befunden.

Kapitel 5.11 und Kapitel 6.5 Richtlinie HSK-G07: „Anforderungen an das Gremium zur Analyse von Ereignissen und Befunden sowie an das Verfahren zur Erfassung und Auswertung der Betriebserfahrung“.

### **Beurteilung der HSK**

Die HSK hat im Berichtszeitraum die Methodik der Auswertung von Betriebserfahrung anhand des Meldeverhaltens und der Berichterstattung bei Vorkommnissen sowie anhand von Inspektionen und Fachgesprächen verfolgt. Die daraus gewonnenen Erkenntnisse fliessen in die Beurteilung mit ein.

Vorkommnisse werden vom KKL gemäss den Vorgaben in der Richtlinie HSK-R-15 und anhand der INES klassiert und der HSK gemeldet. Vorkommnisse, die nicht der Meldepflicht gemäss der Richtlinie HSK-R-15 unterliegen, werden der HSK über den KKL-Monatsbericht mitgeteilt. Klassierung, Meldeverhalten und Berichterstattung vom KKL deuten im Beurteilungszeitraum auf keine systematischen Schwächen im Prozess der Vorkommnisbewertung hin. Einzelne Rückfragen der HSK zur Analyse oder zur Bewertung von Vorkommnissen beantwortete das KKL zügig und zufriedenstellend. Die Resultate vertiefter Analysen von Vorkommnissen mit Ursachen im Bereich menschliche Faktoren legte das KKL der HSK in Fachgesprächen jeweils offen dar.

Die HSK hat die Vorkommnisbearbeitung im KKL im Dezember 2005 einer Schwerpunktinspektion unterzogen und kam zu dem Ergebnis, dass das im KKL praktizierte Lernen aus der Betriebserfahrung und die Vorgehensweise bei der Bearbeitung von Ereignissen mit Ursachen im Bereich menschliche Faktoren die Anforderungen aus KEG und KEV erfüllt. Aus der Schwerpunktinspektion resultierten lediglich drei Hinweise, die die Verwendung des Begriffs „Nukleare Sicherheit“, die Anwendung der INES und die Terminplanung betrafen. Diese Hinweise führten im KKL unter anderem zu einer Weiterentwicklung des TQM Prozesses P0109, „Interne Ereignisse“.

Die vom KKL zu Beginn des Beurteilungszeitraums verwendeten Methoden der Vorkommnisanalyse (IAEA ASSET und INPO/WANO HPES) haben sich international bewährt. Da diese Methoden spezifische Vor- und Nachteile haben schreibt die HSK entsprechend der Empfehlung der IAEA den Betreibern keine bestimmte Analyseverfahren vor. Die seit 1997 vom KKL eingesetzte Methode SOL wurde an der TU Berlin, Forschungsstelle Systemsicherheit in Zusammenarbeit mit dem TÜV Rheinland und der Technischen Überwachung Hessen entwickelt und in den Jahren 1994 bis 1997 erprobt. Die Methode erlaubt eine strukturierte Analyse von Vorkommnissen und stellt aus Sicht der HSK eine Verbesserung gegenüber den bisher verwendeten Methoden dar. Zur Förderung der Kompetenz in menschlichen und organisatorischen Faktoren beteiligt sich das KKL an der Entwicklung eines Auf-

baustudienganges an einer schweizerischen Fachhochschule, und ist in den entsprechenden Arbeitsgruppen vertreten.

Aufgrund des vermehrten Auftretens von Vorkommnissen in den Jahren 2004 und 2005, deren Ursachen oder beitragende Faktoren in den Bereichen Arbeitsvorbereitung und Umgang mit Vorschriften lagen (s. Kapitel 4.3 und 4.5), forderte die HSK im Jahr 2005 eine Erhöhung der personellen Ressourcen zur systematischen Überprüfung der nuklearen Sicherheit und die Einsetzung eines liniennunabhängigen Gremiums, das Vorkommnisse aus übergeordneter Sicht untersucht und speziell auf menschliche und organisatorische Faktoren hin überprüft. Das KKL erfüllte diese Forderung mit der noch im Jahr 2005 durchgeführten Neuausrichtung der Stabsstelle DN Nukleare Sicherheit. Die Fachstelle zur Bearbeitung von Vorkommnissen wurde aus der Abteilung Betrieb herausgelöst und personell verstärkt als Fachstelle DNE in die Stabsstelle DN integriert. Im Oktober 2006 führte die HSK ein Fachgespräch mit dem KKL über die vertiefte Analyse von sechs Vorkommnissen aus dem Jahr 2005 und die Anwendung des computergestützten Verfahrens SOL-VE. Das KKL zeigte auf, dass bei der Auswertung von Vorkommnissen ein ganzheitlicher Ansatz verfolgt wird und dass zur Vermeidung von Interessenkonflikten die Beurteilung der Vorkommnisse nicht mehr innerhalb der Linie erfolgt. Die Praxis der Betriebsauswertung hat sich nach Ansicht der HSK bewährt und die vertiefende Vorkommnisbearbeitung und deren organisatorische Einbindung im KKL erfüllen die Anforderungen des KEG, der KEV und der Richtlinie HSK-G07.

## **5.2 Betriebsablauf und Betriebskenngrößen**

### **Angaben des KKL**

Zur Bewertung des Betriebsablaufs während des Beurteilungszeitraums wurden die jährlichen Lastdiagramme sowie die aufgetretenen Störungen des Leistungsbetriebes ausgewertet. Zudem wurden die WANO-Performance-Indikatoren ermittelt, um einen Vergleich der Anlage KKL mit anderen Siedewasserreaktoren des Typs GE BWR/6 durchzuführen.

#### Betriebsablauf

Das KKL erzeugt elektrische Energie im Grundlastbereich. Abweichungen vom angestrebten Volllastbetrieb bestehen einerseits aus planbaren Laständerungen, die für Stabmusterwechsel, wiederkehrende Funktionsprüfungen oder auf Anforderung des Lastverteilers erforderlich sind. Auch der gegen Ende eines Betriebszyklus gefahrene Streckbetrieb und der Revisionsstillstand kann den geplanten Laständerungen zugeordnet werden. Andererseits sind im Beurteilungszeitraum auch Betriebsstörungen aufgetreten, die zu nicht geplanten Abweichungen vom Volllastbetrieb führten. Nicht geplante Lastabsenkungen können auch durch meteorologisch bedingte Umstände wie beispielsweise sehr hohe Aussentemperaturen bedingt sein.

Die Jahre 1996, 1997, 1998, 1999, 2001 und 2003 waren im KKL durch einen weitgehend ungestörten Betriebsablauf gekennzeichnet. In diesen Jahren waren lediglich vereinzelte ungeplante Leistungsreduktionen erforderlich. Auf die restlichen Jahre im 11-jährigen Beurteilungszeitraum wird explizit eingegangen, da in diesen mindestens ein Ereignis auftrat, in dem eine automatische Reaktorschnellabschaltung (SCRAM) oder/und die Funktion weiterer Sicherheitssysteme zur Überführung der Anlage in einen sicheren Zustand ausgelöst wurden.

Im Jahre 1995, nach der Durchführung einer umfangreichen Testserie, musste die Anlage zur Behebung einer Leckage im Bereich eines Hochdruck-Vorwärmerstranges mittels Hand-SCRAM abge-

schaltet werden, wobei das Kernisoliations-Kühlsystem RCIC zur Füllstandshaltung im Reaktordruckbehälter (RDB) eingesetzt wurde (Ereignis 1995-19).

Im Jahre 2000 wurde der planmässige Anlagenbetrieb Ende August durch einen SCRAM unterbrochen (Ereignis 2000-10). Ursache des SCRAMS war der Ausfall des Erregertransformators, der zu einer Generatorabschaltung mit Turbinentrip führte. Weitere Sicherheitssysteme wurden nicht angefordert.

Der Betriebsverlauf des Jahres 2002 war von verschiedenen Betriebsunterbrüchen geprägt. Im April 2002 führte der Ausfall eines Überspannungsableiters zu einer Generatorabschaltung mit nachfolgendem Turbinentrip und SCRAM (Ereignis 2002-08). Zur Füllstandshaltung wurden das Hochdruck-Kernsprühsystem HPCS inklusive zugehörigem Notstromdiesel und das Kernisoliations-Kühlsystem RCIC automatisch angeregt. Zusätzlich erfolgten die Auslösung der Containmentisolation und der Start des Notabluftsystems SGTS. Als Folge dieser Störung musste die Anlage für den Einbau neuer Überspannungsableiter im Mai 2002 erneut abgefahren werden. Im Juni 2002 erfolgte ein SCRAM, ausgelöst durch eine Unterbrechung der Spannungsversorgung von Reaktorschutzschranken (Ereignis 2002-15). Weitere ungeplante Lastreduktionen in diesem Zyklus erfolgten durch das Fehlschliessen eines Umwälzregelventils (Ereignis 2002-05) und aufgrund eines Motorschadens an einer Speisewasserpumpe (Ereignis 2002-31).

Im Mai 2004 erfolgte ein Produktionsunterbruch, der durch eine Leckage im Drywell bedingt war. Zur Behebung der Leckage musste die Anlage abgefahren werden. Am 1. Oktober 2004 erfolgte ein SCRAM, ausgelöst durch die Folgen des Ausfalls der 10-kV-Stromversorgung (Ereignis 2004-27). Im Laufe der Störung wurden neben dem SCRAM eine Frischdampfisolation, das Hochdruck-Kernsprühsystem HPCS, das Kernisoliations-Kühlsystem RCIC, das Notabluftsystem SGTS und die Containmentisolation automatisch ausgelöst.

Das Jahr 2005 war geprägt durch einen fünfmonatigen ungeplanten Stillstand der Anlage. Ursache des Produktionsausfalls war ein Generator-Erdschluss, der zur Zerstörung des Generatorstators führte (Ereignis 2005-10). Kurz nach dem Wiederanfahren der Anlage wurde versehentlich ein Sicherheits-/Abblaseventil geöffnet, wodurch Dampf in die Druckabbaukammer (DAK) abgeblasen wurde (Ereignis 2005-28). Dies hatte die Auslösung eines SCRAMS aufgrund des Kriteriums „DAK-Temperatur hoch“ zur Folge. Bei dieser Störung wurde aufgrund des abfallenden Reaktordrucks die Frischdampfisolation automatisch initiiert und zur Kühlung der Wasservorlage in der DAK wurden der Strang 51 des Notstandssystems SEHR und ein Strang des Not- und Nachkühlsystems eingesetzt.

Die explizit beschriebenen Ereignisse sind nach Ansicht vom KKL der Sicherheitsebene 2 des gestaffelten Sicherheitskonzeptes zuzuordnen. Dabei war überwiegend das Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität“ betroffen, bei den Ereignissen 2002-08, 2002-31, 2004-27 und 2005-28 zusätzlich das Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“. Neben diesen Ereignissen traten weitere Betriebsstörungen auf, die aber nur zu geringen Abweichungen vom bestimmungsgemässen Betrieb führten und der Sicherheitsebene 1 zuzuordnen sind. Alle Störungen des Leistungsbetriebes wurden auslegungsgemäss von den automatischen Betriebs- und Schutzfunktionen abgefangen und die radiologischen Abgabelimiten wurden jederzeit eingehalten. Störfälle, die der Sicherheitsebene 3 zuzuordnen sind, traten im Beurteilungszeitraum nach Ansicht vom KKL nicht auf.

Innerhalb des Beurteilungszeitraums wurden einige Sicherheitssysteme mehrmals angefordert (s. Tab. 5-1). Die Sicherheitssysteme erfüllten ihre Funktion erfolgreich. Es kam zu keiner Anforderung von Niederdrucksystemen.

Sicherheitssystem/funktion	AK	Anforderung	
		manuell	automatisch
SCRAM	YZ	1	4
HPCS inklusive Dieselstart	TJ	---	2
RCIC	TM	2	2
LPCI A	TH	---	---
LPCI B	TH	---	---
LPCI C	TH	---	---
SEHR	TF	---	---
LPCS	TK	---	---
ADS	YB	---	---
MSIV Isolation	YB	---	1
Containment Isolation	YB	---	2
SGTS	XL	---	2

Tab. 5-1: Anforderung von Sicherheitssystemen bzw. -funktionen im KKL während des Beurteilungszeitraums

Verfügbarkeitswerte und Performanceindikatoren

Die Zeit- und Arbeitsverfügbarkeit (s. Abb. 5-1) des KKL bewegte sich im Beurteilungszeitraum für eine Siedewasseranlage mit 12-Monatszyklus durchwegs auf einem hohen Niveau. Die Verfügbarkeitseinbußen in den Jahren 2004 und 2005 sind auf eine verlängerte 10-Jahresrevision und auf den Ausfall des Generators zurückzuführen.

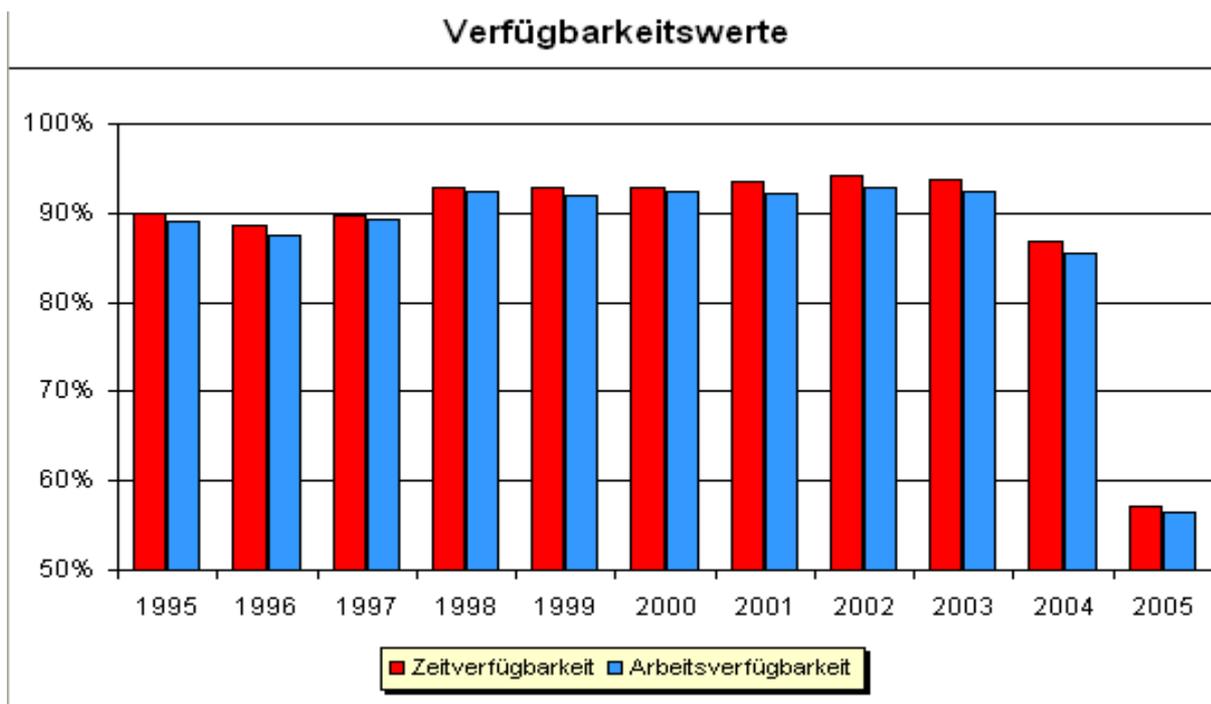


Abb. 5-1: Verfügbarkeitswerte des KKL im Beurteilungszeitraum

Aus der Aufschlüsselung der jährlichen Arbeitsnichtverfügbarkeit des KKL in Abb. 5-2 ist zum einen die Tendenz einer abnehmenden Dauer der Jahreshauptrevisionen zu erkennen (mit Ausnahme der 10-Jahresrevision im Jahr 2004 mit Reaktordruckprobe sowie ungeplanten Reparaturen an den Läufern der Umwälzpumpen). Insbesondere das Jahr 2005 war aufgrund der mehrmonatigen Reparatur des Generators durch einen aussergewöhnlich hohen Störanteil charakterisiert. Abgesehen von den reparaturbedingten Nichtverfügbarkeiten hat sich die beeinflussbare Arbeitsverfügbarkeit des KKL im Beurteilungszeitraum verbessert.

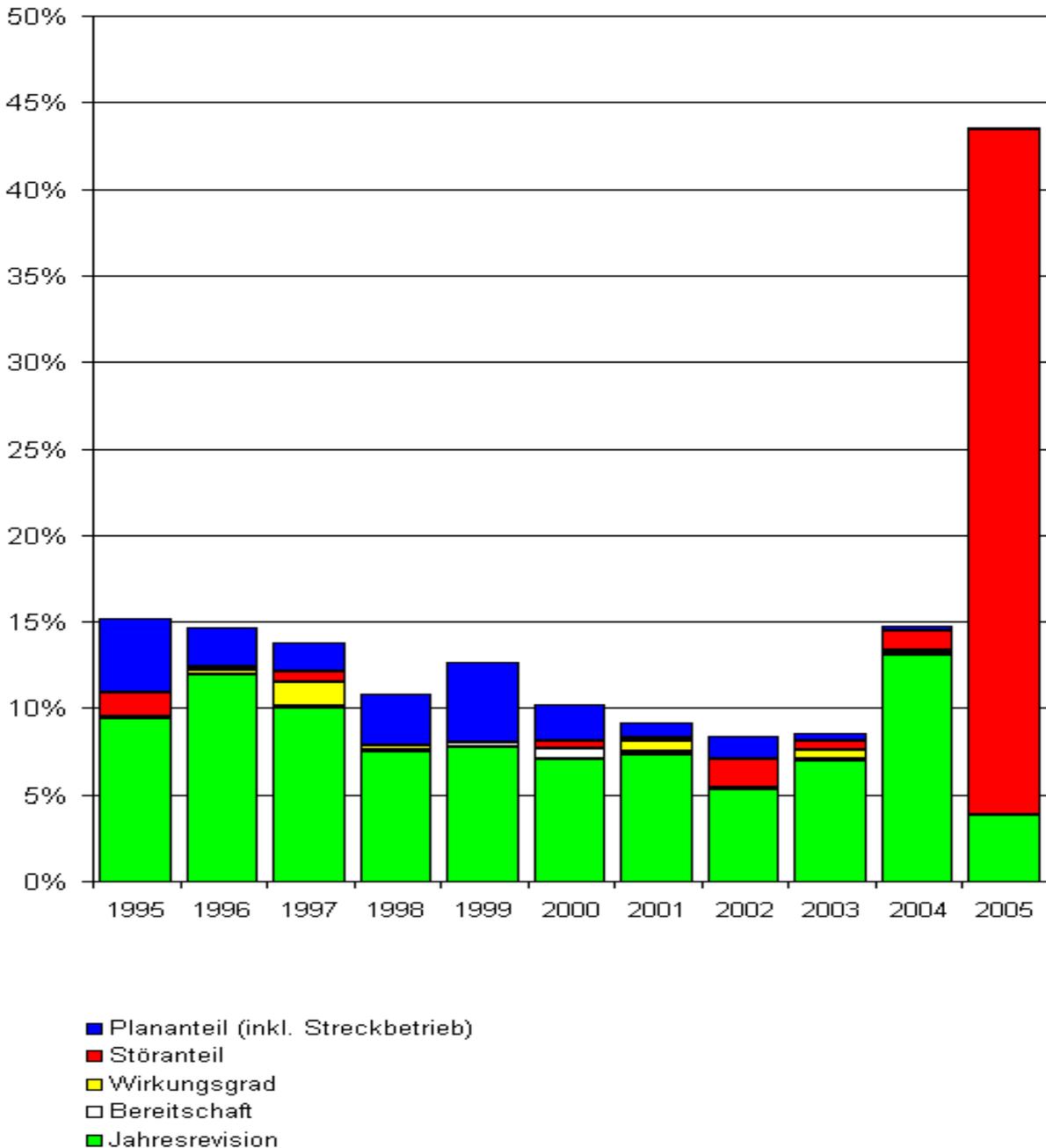


Abb. 5-2: Aufschlüsselung der Arbeitsnichtverfügbarkeit des KKL im Beurteilungszeitraum

Im Hinblick auf den Vergleich der Performance des KKL mit der Performance anderer Siedewasserreaktoren des Typs GE BWR/6<sup>35</sup> wurden folgende WANO-Performance-Indikatoren ermittelt:

- Arbeitsverfügbarkeit (Abb. 5-3)
- Ungeplante Arbeitsnichtverfügbarkeit (Abb. 5-4)
- Ungeplante Reaktorschnellabschaltungen (Abb. 5-5)
- Nichtverfügbarkeit von Sicherheitssystemen (Abb. 5-6)
- Brennelementzuverlässigkeit (Abb. 5-7)
- Kollektive Strahlenbelastung (Abb. 5-8)

Aus der Abb. 5-3 ist ersichtlich, dass die Arbeitszeitverfügbarkeit des KKL im Beurteilungszeitraum (mit Ausnahme der Jahre 2004 und 2005) annähernd im Bereich der ersten Hälfte aller BWR/6-Anlagen lag. Hierbei ist zu berücksichtigen, dass in das erste Viertel aller BWR/6 Anlagen amerikanische Anlagen fallen, in denen im Gegensatz zu dem im KKL praktizierten 12-Monatszyklus mehrheitlich Betriebszyklen von 18 bzw. 24 Monaten üblich sind, die zu einer höheren Arbeitsverfügbarkeit führen.

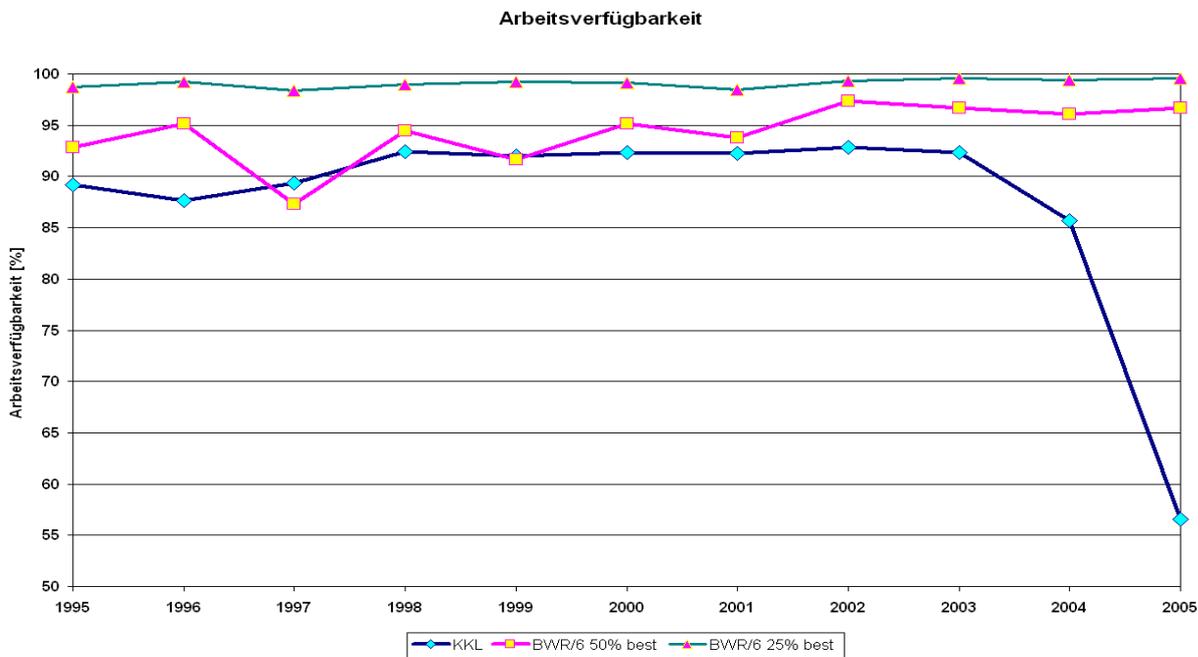


Abb. 5-3: Arbeitsverfügbarkeit des KKL im internationalen Vergleich

Die Werte der ungeplanten Arbeitsnichtverfügbarkeit des KKL lagen gemäss Abb. 5-4 in den Jahren 1996 bis 2001 innerhalb des ersten Viertels aller BWR/6-Anlagen, wobei der Störanteil in den folgenden Jahren stieg und im Jahr 2005 den bisher höchsten Wert erreichte.

<sup>35</sup> Weltweit sind neben KKL noch 7 Anlagen des Typs GE BWR/6 in Betrieb (4 Anlagen in der USA, 1 Anlage in Spanien, 2 Anlagen in Taiwan)

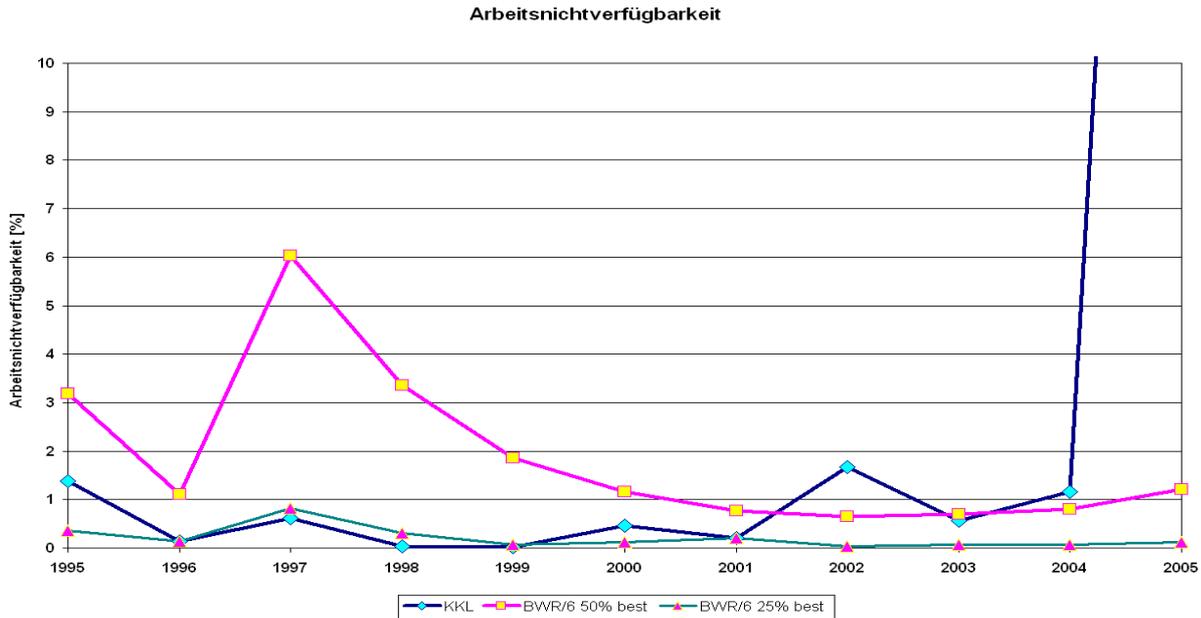


Abb. 5-4: Ungeplante Arbeitsnichtverfügbarkeit des KKL im internationalen Vergleich

Aus der Abb. 5-5 ist ersichtlich, dass in den Jahren 1995 bis 1999 sowie im Jahr 2001 keine Reaktorschnellabschaltungen im KKL zu verzeichnen waren. Je eine in 2000, 2004 und 2005 sowie zwei in 2002 stellen aus Sicht vom KKL im internationalen Vergleich ein ausgezeichnetes Ergebnis dar.

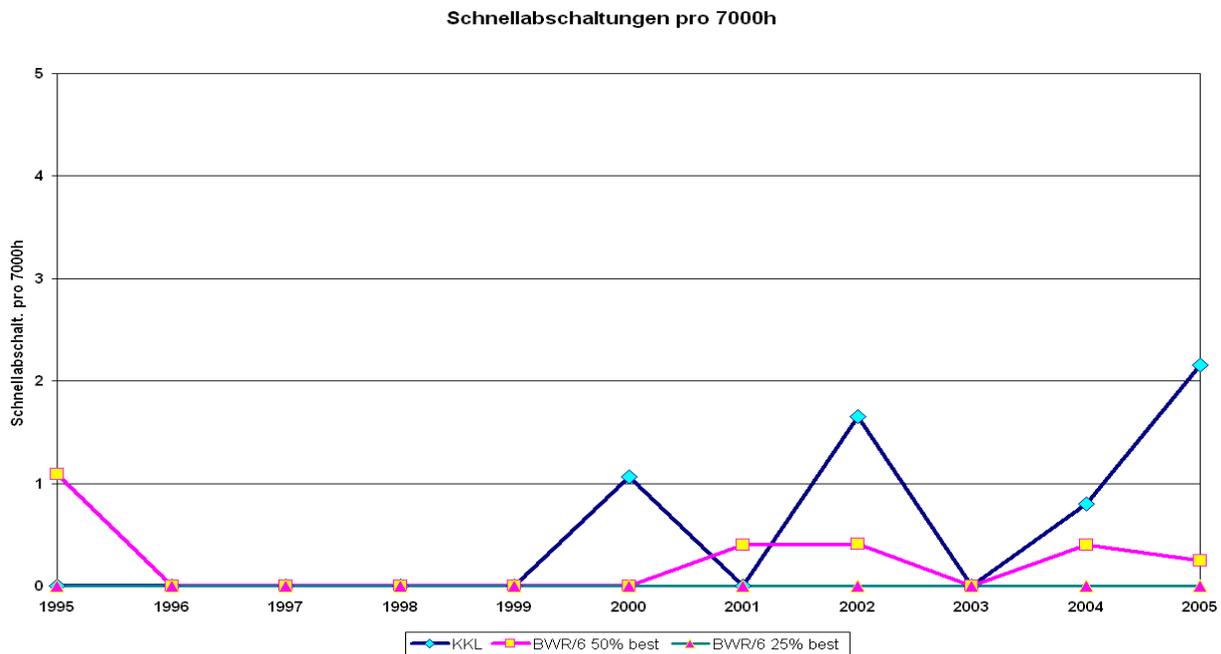


Abb. 5-5: Reaktorschnellabschaltungen des KKL im internationalen Vergleich

Aus der Abb. 5-6 ist ersichtlich, dass die exemplarisch für die Nichtverfügbarkeit von Sicherheitssystemen aufgezeigte Nichtverfügbarkeit der Hochdruck-Einspeisesysteme im KKL immer im Bereich der ersten Hälfte aller BWR/6-Anlagen lag. Die Verfügbarkeit dieser Systeme war im KKL immer zu mehr als 99,5 % gegeben.

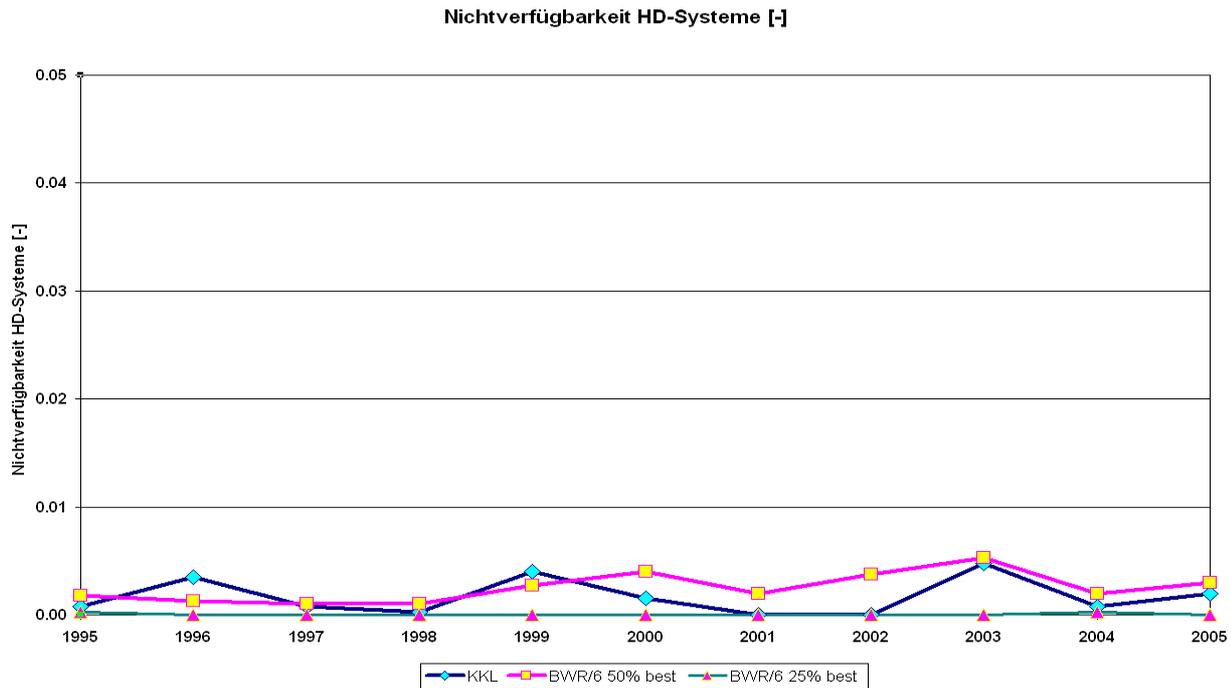


Abb. 5-6: Nichtverfügbarkeit der Hochdruck-Einspeisesysteme des KKL im internationalen Vergleich

Anhand der Abb. 5-7 ist zu erkennen, dass die Brennelementzuverlässigkeit des KKL im Beurteilungszeitraum insgesamt gesehen geringer war als die Brennelementzuverlässigkeit der ersten Hälfte aller BWR/6-Anlagen und sich erst im Jahr 2005 dem Medianwert annäherte. Diese Situation ergab sich aufgrund mehrerer Brennstabhüllrohrschäden, die sich in der radiologischen Situation der Anlage bemerkbar machten (hier über die im Abgassystem festgestellte Spaltprodukt-Aktivität). So war insbesondere der starke Anstieg der Spaltproduktaktivität im Zyklus 16 (1999/2000) auf die Ausbildung eines langen axialen Risses eines Brennstabs zurückzuführen.

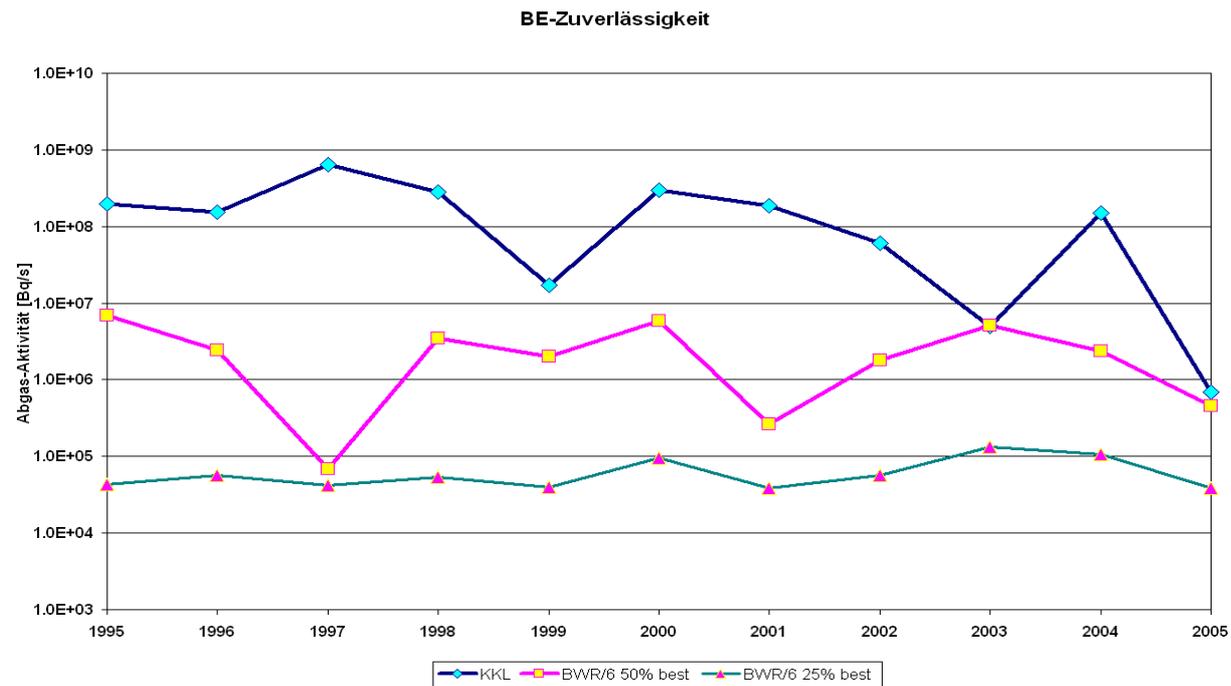


Abb. 5-7: Zuverlässigkeit der im KKL eingesetzten Brennelemente im internationalen Vergleich

Die in Abb. 5-8 dargestellte jährliche Kollektivdosis für das im Kontrollbereich des KKL tätige Personal liegt mit Ausnahme des Jahres 2002 immer deutlich über den Vergleichswerten des ersten Viertels der BWR/6-Anlagen. Hierbei ist aber zu berücksichtigen, dass in den meisten der BWR/6 Anlagen nicht wie im KKL in jedem Jahr eine Revision durchgeführt wird, die massgeblich zu den Jahreskollektivdosen beiträgt.

Das KKL führt die jährlichen Kollektivdosen auf die umfangreichen Vorbereitungsarbeiten für die Leistungserhöhung in den Jahren 1995 bis 1997 sowie auf zerstörungsfreie Prüfungen im Rahmen der 10-Jahresrevision an hochkontaminierten Komponenten und ungeplante Instandsetzungsarbeiten an den Umwälzpumpenläufern im Jahr 2004 zurück. Ansonsten ist aus Sicht vom KKL ab 1998 ein Trend zu niedrigeren Dosiswerten ersichtlich, der auf das konsequente Dosismanagement zur Minimierung der beruflichen Strahlenexposition zurückgeführt wird.

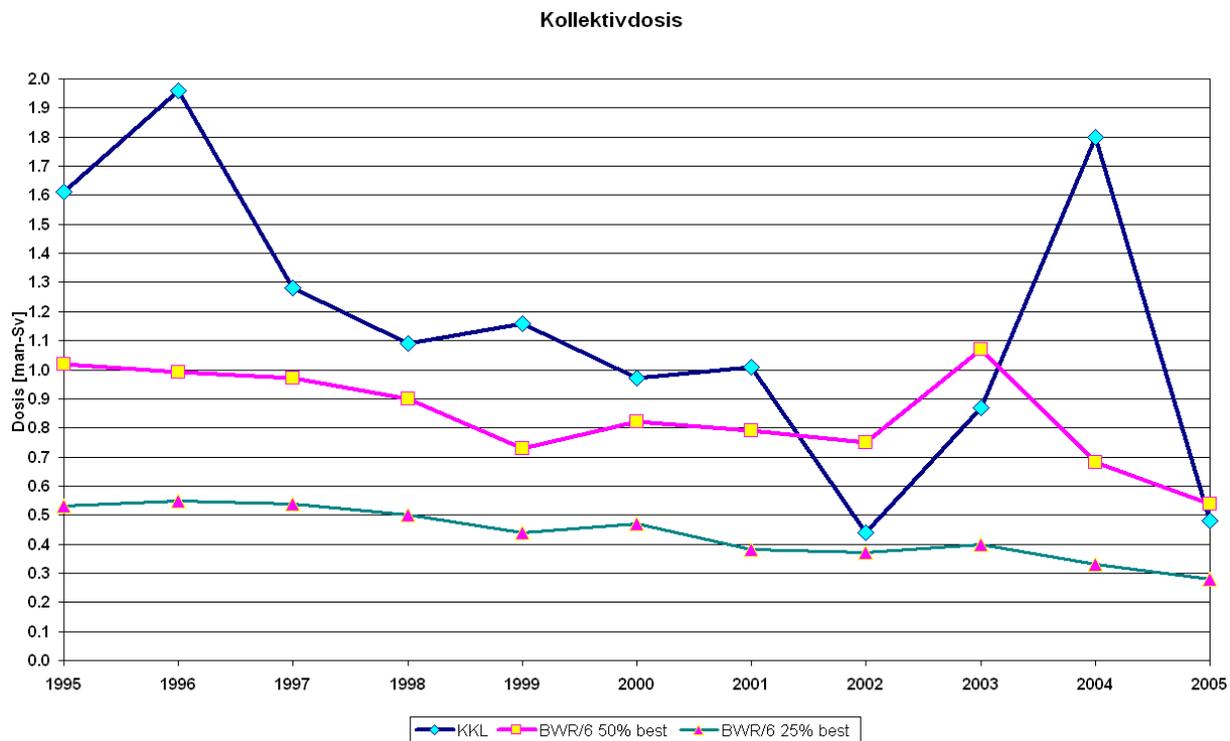


Abb. 5-8: Vergleich der jährlichen Kollektivdosis im KKL mit der Kollektivdosis in anderen Anlagen des Typs BWR/6

### Gesamtbeurteilung des Betriebsverhaltens der Gesamtanlage

Alle im Beurteilungszeitraum während des Leistungsbetriebs aufgetretenen Ereignisse verliefen auslegungsgemäss und wurden beherrscht. Von den insgesamt 18 während des 11-Jahreszeitraums aufgetretenen Ereignissen mit Einfluss auf die Verfügbarkeit der Anlage werden vom KKL drei der Sicherheitsebene 1 und 15 der Sicherheitsebene 2 zugeordnet. Das KKL erachtet die Gesamtzahl dieser Ereignisse als gering.

Ergänzend wurde der Risikoeinfluss von Ereignissen in den letzten 8 Jahren des Beurteilungszeitraums ermittelt. Auf Basis dieser Analyse kommt das KKL zu dem Ergebnis, dass die Ereignisse 2002-08 und 2004-27 die dominierenden Risikobeiträge bei Ereignissen mit Einfluss auf die Verfügbarkeit der Anlage liefern.

Die Erhöhung der thermischen Reaktorleistung hat nach Ansicht vom KKL nachweislich keinen nachteiligen Einfluss auf das Betriebsverhalten der Anlage. Die Anlage zeigte nach der Leistungserhöhung das gleiche oder sogar ein besseres Verhalten. Dies ist auf die im Rahmen der Leistungserhöhung durchgeführte Optimierungen der Hauptregelsysteme im gesamten Leistungsbereich und durchgeführten umfangreichen Test- und Überwachungsprogramme zurückzuführen. Bei Betriebsstörungen konnte das Verhalten der Anlage nachweislich verbessert werden.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Bei der Beurteilung des Betriebsverhaltens des KKL stützt sich die HSK auf dem Bewertungsverfahren ab, dass für die jährliche Sicherheitsbewertung der schweizerischen Kernkraftwerke verwendet wird. Diesem Verfahren liegt das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge gemäss Art. 7 KEV zugrunde, das voneinander unabhängige Schutzmassnahmen auf mehreren Ebenen umfasst.

Gemäss den Ausführungen in Kapitel 3.2 dieser Stellungnahme verfügt das KKL auf jeder der Ebenen über spezifische Massnahmen zur Verhinderung oder Beherrschung von Störfällen. 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 durchbrochen werden, desto höher ist die sicherheitstechnische Bedeutung des Ereignisses.

Jede Abweichung vom Normalbetrieb (Ebene 1) wird als Ereignis definiert. In der Richtlinie ENSI-B03 sind die Kriterien für die Beurteilung, wann eine Abweichung vom Normalbetrieb vorliegt, in Form von Meldekriterien festgelegt. Wird ein Ereignis durch den Eingriff von Begrenzungssystemen auf der Ebene 2 abgefangen (Stabilisierung der Reaktorleistung auf einem niedrigeren Niveau) ist lediglich die Ebene Normalbetrieb durchbrochen. Sofern ein Ereignis nur durch den Einsatz von Sicherheitssystemen auf der Ebene 3 abgefangen wird, sind beide vorgelagerten Ebenen durchbrochen. Das Abfangen bzw. die Beherrschung eines Ereignisses auf der Ebene 3 impliziert immer, dass die grundlegenden Schutzziele zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit<sup>36</sup> Kontrolle der Reaktivität, Kühlung der Kernmaterialien und der radioaktiven Abfälle, Einschluss der radioaktiven Stoffe und Begrenzung der Strahlenexposition sicher eingehalten sind.

Als weitere Beurteilungsgrundlage zieht die HSK die Betriebserfahrung vergleichbarer Anlagen heran. Die vom KKL ausgewerteten WANO-Performance-Indikatoren für Anlagen des Typs BWR/6 stellen aus Sicht der HSK hierfür eine international anerkannte Basis dar.

### **Beurteilung der HSK**

Die HSK begrüsst ausdrücklich, dass KKL die Bewertung des Betriebsverhaltens anhand des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsvorsorge vorgenommen hat, da damit eine transparente Bewertung der Abweichungen vom Normalbetrieb erfolgt. Allerdings kommt die HSK bezüglich der Einstufung der im Beurteilungszeitraum im KKL aufgetretenen Ereignisse auf Basis der oben genannten Grundlagen zu anderen Schlussfolgerungen als das KKL. Von den insgesamt 18 während des Beurteilungszeitraumes aufgetretenen Ereignissen mit Einfluss auf die Verfügbarkeit der Anlage wurden aus Sicht der HSK 12 Ereignisse auf der Ebene 2 und 6 Ereignisse auf der Ebene 3 abgefangen. Alle 18 Ereignisse stellten Abweichungen vom Normalbetrieb dar, da die betrieblichen Meldekriterien nach

---

<sup>36</sup> Diese grundlegenden Schutzziele werden zukünftig in der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen festgehalten sein.

neuer Richtlinie ENSI-B03 wie auch nach der im Beurteilungszeitraum anzuwendenden Richtlinie HSK-R-15 erfüllt waren. 6 Ereignisse durchbrachen die Ebenen 1 und 2, da zu deren Beherrschung Sicherheitssysteme manuell oder automatisch angefordert wurden. Zu diesen Ereignissen zählen auch die Ereignisse 2002-08 und 2004-27 mit dominierenden Risikobeiträgen.

Wie zu erwarten, ist die Gesamtanzahl der Ereignisse bezogen auf den Beurteilungszeitraum (ca. 1,6 Ereignisse pro Jahr) im KKL geringer als bei der zweiten Siedewasserreaktoranlage älteren Typs in der Schweiz. Allerdings ist im KKL das Verhältnis zwischen Ereignissen, die zur Anforderung von Sicherheitssystemen führten, und Gesamtanzahl der Ereignisse innerhalb des Beurteilungszeitraumes verhältnismässig hoch. Wesentlich entscheidender ist aber, dass diese Ereignisse auslegungsgemäss beherrscht wurden, d. h. keine Sicherheits- und Auslegungsgrenzen überschritten und die grundlegenden Schutzziele jederzeit eingehalten wurden.

Die HSK bewertet das Betriebsverhalten des KKL während des Beurteilungszeitraums anhand der vom KKL ausgewerteten Verfügbarkeitsdaten und der WANO-Performance-Indikatoren wie folgt:

- Für den Zeitraum 1995 bis 2005 resultierte eine durchschnittliche Arbeitsverfügbarkeit von ca. 88 %, was unter Berücksichtigung des im KKL praktizierten 12-Monatszyklus als guter Wert bezeichnet werden kann. In diesem Wert berücksichtigt ist die stark reduzierte Verfügbarkeit der Anlage im Jahre 2005 von lediglich ca. 57 % bedingt durch den Generatorausfall; ohne diesen Ausfall betrug die durchschnittliche Arbeitsverfügbarkeit ca. 91 %. Der Störanteil an der Arbeitsnichtverfügbarkeit mit ungeplanten Zwischenabstellungen war nur in den Jahren 1995, 2002, 2004 und 2005 relevant.
- Die in der Regel schlechtere Arbeitsverfügbarkeit des KKL im Vergleich mit der Arbeitsverfügbarkeit der besten BWR/6-Anlagen wird durch den im KKL praktizierten 12-Monatszyklus relativiert, der im Vergleich mit 18- und 24-Monatszyklen zu geringeren Verfügbarkeitsdaten führt. Bezüglich der ungeplanten Arbeitsnichtverfügbarkeit lag KKL bis im Jahre 2001 im Bereich der besten Anlagen.
- Ungeplante automatische Reaktorschnellabschaltungen (SCRAM) sind in der Berichtsperiode fünf Mal aufgetreten. Diese Anzahl ist zwar nicht aussergewöhnlich hoch, weist aber im Vergleich zu den besten BWR/6-Anlagen mit keiner ungeplanten Schnellabschaltung Verbesserungspotenzial auf.
- Eine gute Leistung kann dem KKL bezüglich der Einsatzbereitschaft der Sicherheitssysteme bescheinigt werden. Hochdruck- und Niederdrucksysteme sowie Notstromdiesel waren im Beurteilungszeitraum im Durchschnitt zu mehr als 99,4 % verfügbar, was vergleichbar mit anderen BWR/6-Anlagen ist.
- Bezüglich der Brennelementzuverlässigkeit ist festzustellen, dass in den Jahren 1995 bis 2004 vermehrt Brennelementschäden aufgetreten sind. Der entsprechende Indikator für das KKL weist mit Ausnahme des Jahres 2003 in dieser Zeitspanne immer schlechtere Werte auf als die besten BWR/6-Anlagen. Die Aktivitätskonzentrationen im Reaktorkühlkreislauf erreichten jedoch in keinem Fall unzulässige Werte. Auf die Ursachen der Brennelementschäden und die getroffenen Verbesserungsmassnahmen wird im Kapitel 5.6 dieser Stellungnahme gesondert eingegangen.

- Die Werte der jährlichen Kollektivdosis des im Kontrollbereich tätigen KKL-Personals liegen im Vergleich zu den besten BWR/6-Anlagen durchwegs höher. Dieser Vergleich ist allerdings wenig aussagekräftig, da bedingt durch grössere Revisionszyklen die für die besten BWR/6-Anlagen erfassten jährlichen Kollektivdosen keine Revisionen beinhalten, die massgeblich zu den Jahreskollektivdosen beitragen.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass in einigen Bereichen der Betriebsführung im KKL noch bessere Ergebnisse erzielt werden können. Insgesamt kann das Betriebsverhalten des KKL während des Beurteilungszeitraums als zufriedenstellend beurteilt werden, insbesondere ist das Bemühen des KKL hervorzuheben, den Betrieb sicherheitstechnisch stetig zu verbessern.

### **5.3 Meldepflichtige Vorkommnisse innerhalb des Beurteilungszeitraums**

#### **Angaben des KKL**

Die Vorgaben zur Erfassung, Meldung und Auswertung von Vorkommnissen waren im Beurteilungszeitraum in der Richtlinie HSK-R-15 „Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken“ sowie in den diesbezüglichen TQM-Prozessen des KKL festgelegt. Im KKL werden Vorkommnisberichte über alle Vorkommnisse erstellt, welche die Sicherheit oder die Verfügbarkeit der Anlage tangieren oder interne Kriterien erfüllen. Dies gilt auch für Vorkommnisse, die nicht unter die Meldepflicht an die HSK fallen. Die Klassierung der Vorkommnisse erfolgt nach den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-15:

- 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: Vorkommnisse, welche eine Gefahr für die Anlage oder das Personal darstellen bzw. grössere radiologische Auswirkungen auf die Umgebung haben

Die Anzahl der im Beurteilungszeitraum jährlich ausgewerteten meldepflichtigen und nicht meldepflichtigen Vorkommnisse sowie Beinahe-Vorkommnisse ist in der Abb. 5-9 dargestellt:

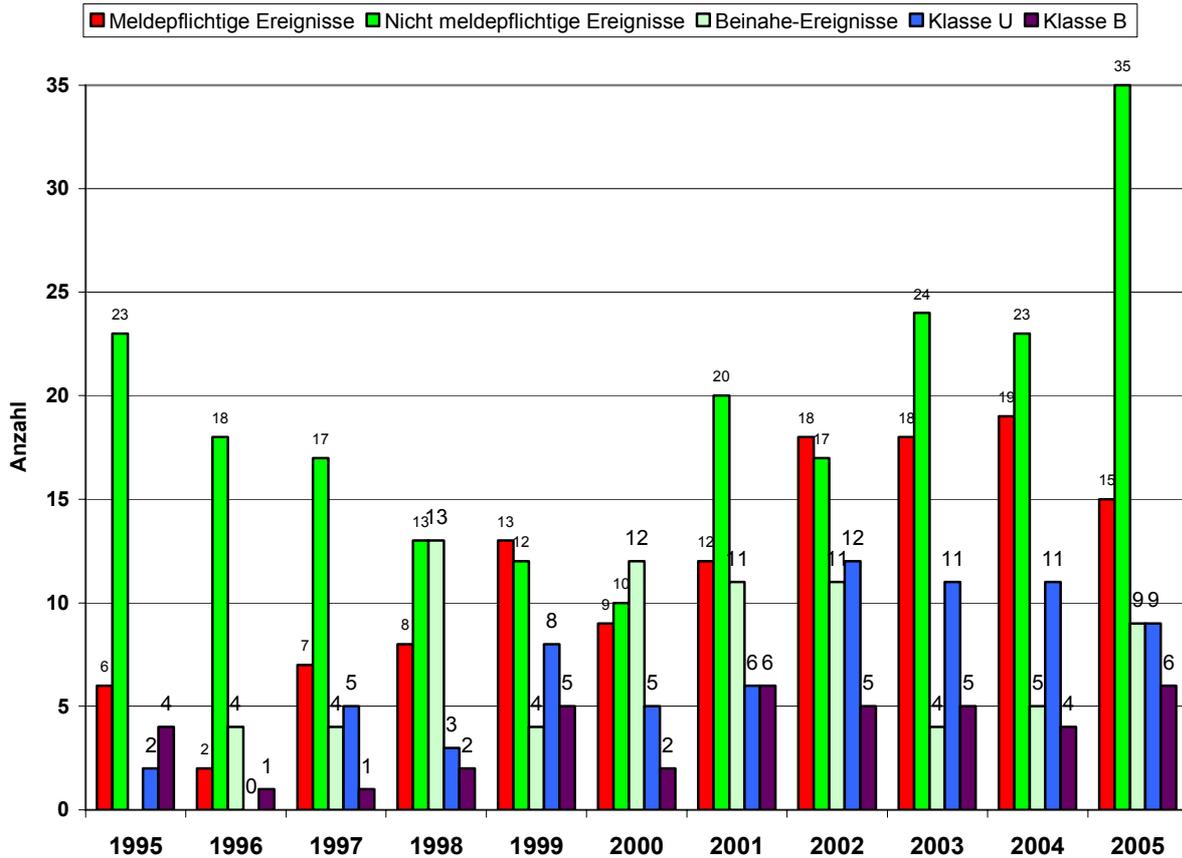


Abb. 5-9: Anzahl der ausgewerteten Vorkommnisse im Berichtszeitraum

Das KKL führt den Anstieg der Zahl der ausgewerteten Vorkommnisse über den Beurteilungszeitraum darauf zurück, dass die Kriterien für die Veranlassung einer Analyse und für die Erstellung eines Vorkommnisberichts verfeinert wurden und dass auch Beinahe-Vorkommnisse seit 1996 im KKL erfasst werden. Zudem wurde ab 1997 die Vorkommnisklassierung U von der HSK eingeführt. Insgesamt wurden 339 Vorkommnisse, davon 127 meldepflichtige, und 77 Beinahe-Vorkommnisse ausgewertet. Hieraus resultierten 600 Verbesserungsmassnahmen.

In der Abb. 5-10 ist die sicherheitstechnische Einstufung der im Beurteilungszeitraum aufgetretenen meldepflichtigen Vorkommnisse dargestellt, zum einen differenziert nach HSK-Kategorien und zum anderen differenziert nach INES-Kategorien. Im Vergleich dazu ist die Gesamtanzahl der nicht-meldepflichtigen Vorkommnisse und Beinahe-Vorkommnisse aufgeführt. Demnach sind keine Ereignisse mit sicherheitstechnischer Bedeutung gemäss Einstufung der HSK (Vorkommnisse A und S) im KKL aufgetreten sind. Fünf Vorkommnisse aus den Jahren 1997, 2001, 2004 (2 Vorkommnisse) und 2005 wurden der Stufe INES-1 zugeordnet. Alle anderen Vorkommnisse (98,8 %) wurden gemäss der INES-Einstufung mit INES-0 („no safety significance“) oder „out of scale“ bewertet.

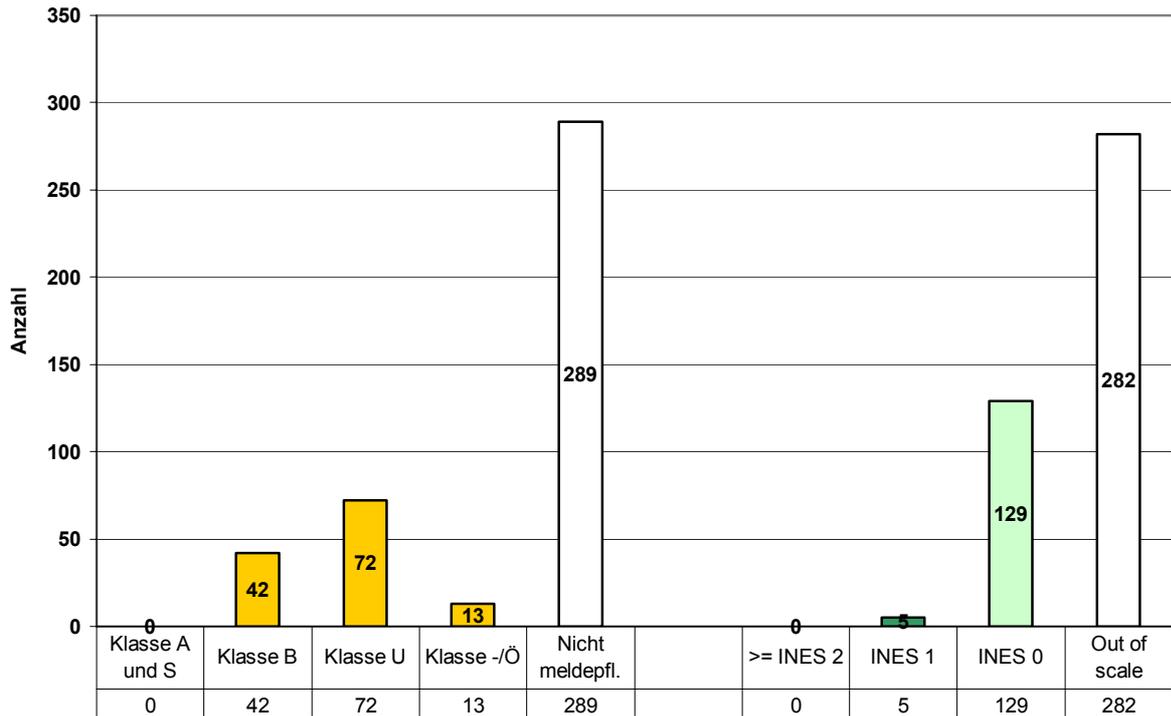


Abb. 5-10: Anzahl Vorkommnisse nach HSK- und INES-Kategorien

In Abb. 5-11 ist die Verteilung der direkten Ursachen der meldepflichtigen Vorkommnisse im KKL gemäss WANO-Codierung dargestellt. Demnach stellten mechanische Unzulänglichkeiten (52 Ereignisse) und elektrische Unzulänglichkeiten (32 Ereignisse) die häufigste direkte Ursache dar. 30 von insgesamt 127 meldepflichtigen Vorkommnissen lassen sich direkt auf „Human Factors“ zurückführen.

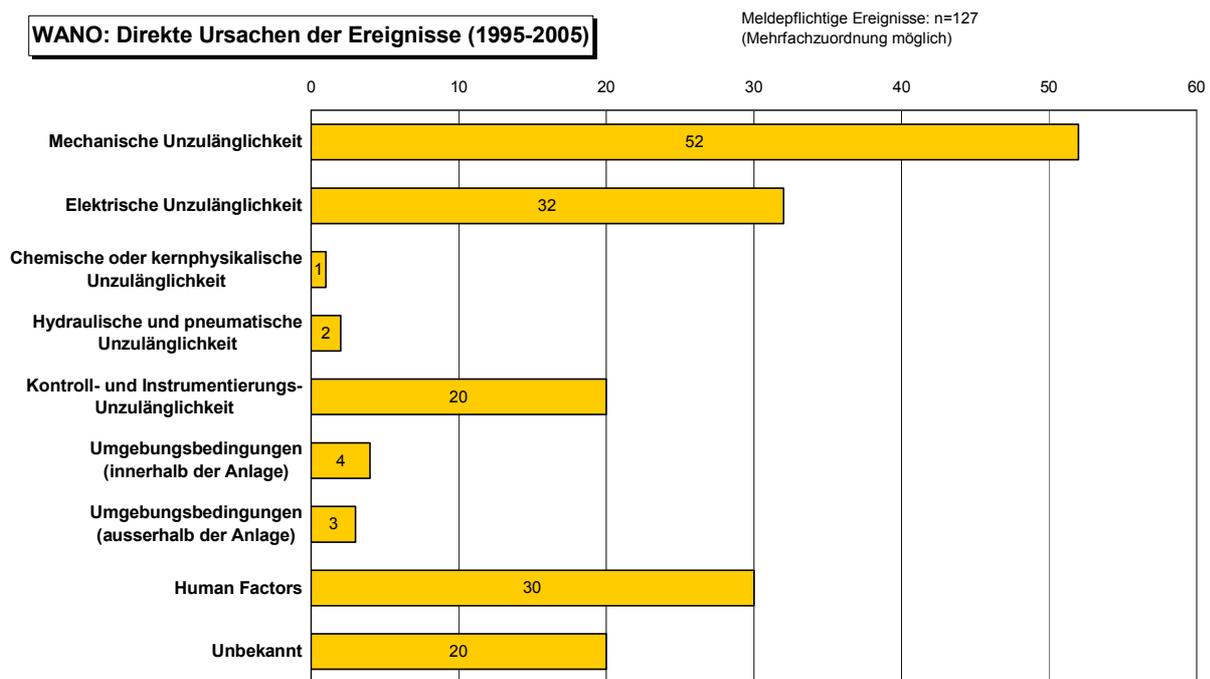


Abb. 5-11: Ursachen der meldepflichtigen Ereignisse gemäss WANO-Codierung

Neben den direkten Ursachen wurden die meldepflichtigen Vorkommnisse auch hinsichtlich „Root Cause“ (Abb. 5-12) und „Causal Factors“ (Abb. 5-13), also unter Einbezug der indirekten Ursachen, gemäss der WANO-Codierung analysiert.

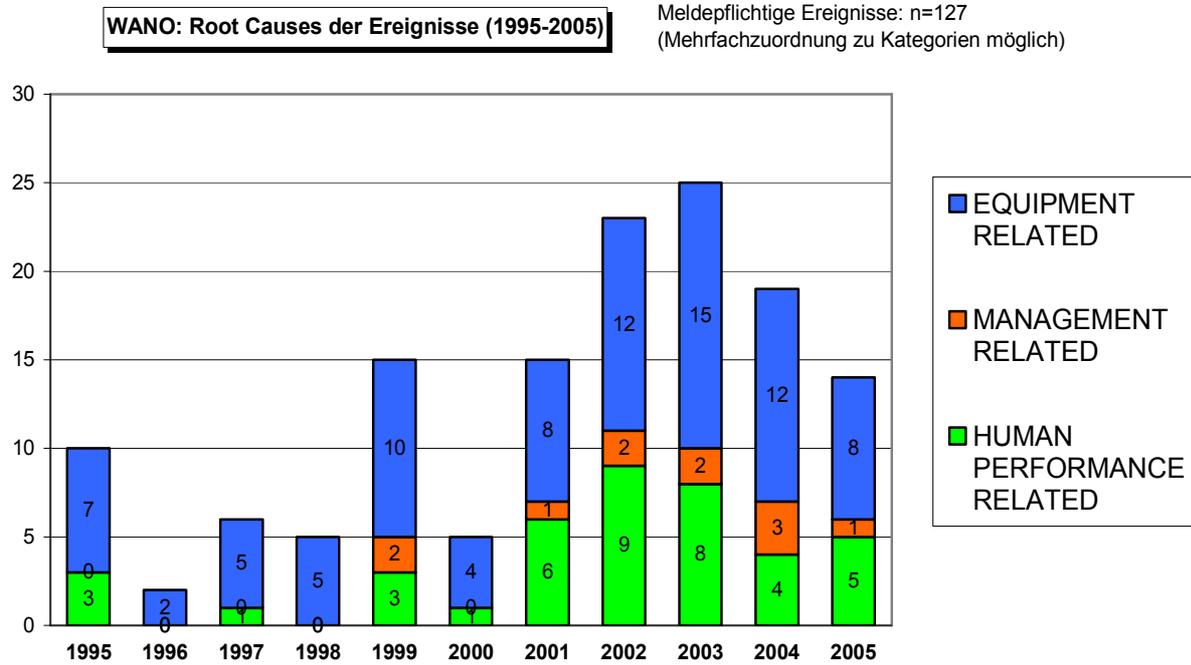


Abb. 5-12: Root Cause der meldepflichtigen Vorkommnisse gemäss WANO-Codierung

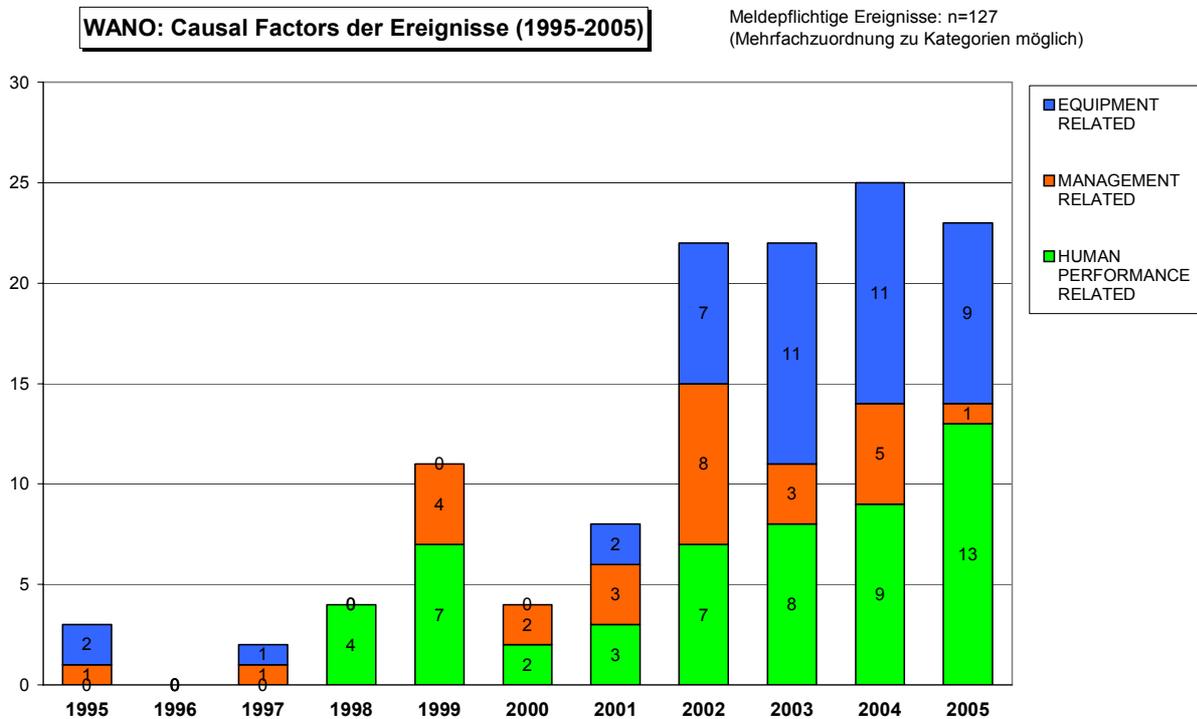


Abb. 5-13: Causal Factors der meldepflichtigen Vorkommnisse gemäss WANO-Codierung

Dem Aspekt „Human Factors“ wurde im KKL bei der Analyse der Vorkommnisse in den letzten Jahren vermehrt Beachtung geschenkt, insbesondere seit der Einführung des SOL-Analyseverfahrens (s. Kapitel 5.1). Dabei zeigte sich, dass die meisten Vorkommnisse aus einer Verkettung von Einzelumständen resultierten, wobei technische und menschlich-organisatorische Faktoren zusammenwirkten. Unter Human Factors (HF) werden dabei alle diejenigen Faktoren verstanden, die den Menschen beim Umgang mit dem Arbeitssystem beeinflussen. Basierend auf diesem Verständnis wurden die im Beurteilungszeitraum aufgetretenen meldepflichtigen Vorkommnisse als HF-relevant eingestuft, wenn ein direkter WANO-Faktor der Kategorie „Human Factors“ oder ein indirekter WANO-Faktor der Kategorie „Human performance related“, „Management related“ oder der Equipment-Teilkategorie „Instandhaltung/Prüfung/Überwachung“ als Ursache zugeordnet werden konnte. Nach dieser Definition sind ca. 56 % der meldepflichtigen Vorkommnisse im KKL als HF-relevant einzuordnen. Den erhöhten Anteil HF-relevanter Ereignisse ab 1999 (s. Tab. 5-2) führt das KKL auf die Intensivierung der vertiefenden HF-Analysen zurück.

	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	Total
Meldepflichtige Ereignisse	6	2	7	8	13	9	12	18	18	19	15	127
HF-relevante Ereignisse	3	0	1	4	9	3	7	11	13	10	10	71
Anteil HF-Relevanz (in %)	50,0	0,0	14,3	50,0	69,2	33,3	58,3	61,1	72,2	52,6	66,7	55,9

Tab. 5-2: Prozentualer Anteil HF-relevanter Ereignisse im Beurteilungszeitraum

Seit den meldepflichtigen Vorkommnissen im Jahre 2001 (Missachtung von Vorschriften, Ereignis 2001-21) und 2004 (Überschreitung des Aufheizgradienten, Ereignisse 2004-07 und 2004-08) kommt dem Aspekt „Umgang mit Vorschriften“ im KKL besondere Beachtung zuteil. 35 der 127 meldepflichtigen Vorkommnisse des Berichtszeitraums zeigten zumindest einen indirekten Beitrag dieses Aspektes, wie Mängel in den Dokumenten oder Arbeitspraktiken. Ab 2001 begann eine gross angelegte Überprüfung und Verbesserung von Checklisten und Vorschriften mit Fokus auf Zweckmässigkeit, inhaltliche Vollständigkeit, Verständlichkeit und Umfang, gefolgt von speziellen Schulungen zu periodischen Checks, Auftragserteilung, Eigenverantwortung, gruppenspezifischen Aspekten, Kommunikationskultur und Sicherheitsbewusstsein.

Auf der Basis der Ergebnisse der SOL-Analyse der Vorkommnisse 2004-07 und 2004-08 wurden weitere Verbesserungsmassnahmen in den Bereichen Technik, Organisation und Human Performance definiert und umgesetzt. Schliesslich wurden aufgrund der meldepflichtigen Vorkommnisse 2005 mit HF-Relevanz sowie aufgrund der Empfehlungen aus dem der WANO Peer Review im Januar 2005 zusätzliche Verbesserungsmassnahmen in den Bereichen Schulung des lizenzierten Personals, Schichtübergaben/Schichtbriefings/Kommandoraum-Standards umgesetzt und ein protokolliertes „Pre-Job Briefing“ für sicherheitsrelevante oder bereichsübergreifende Tätigkeiten in der Anlage eingeführt.

Zusammenfassend stellt das KKL fest, dass die Auswertung der Betriebserfahrung im KKL einen grossen Stellenwert besitzt. Dies zeigt sich an der grossen Anzahl ausgewerteter Vorkommnisse und der daraus abgeleiteten und umgesetzten Verbesserungsmassnahmen. Mit der Einführung der Auswertemethodik SOL-VE (Sicherheit durch organisationales Lernen – versio electronica) wurden die vertiefenden Ereignisanalysen (Root Cause Analyses, RCA) kontinuierlich verbessert und haben einen auch im internationalen Vergleich hohen Stand erreicht. Damit steht ein wirkungsvolles Instrument zur Verfügung, um nicht nur technische Mängel, sondern auch Schwächen in der Organisation und bezüglich Human Performance zu identifizieren.

Der Prozess der internen Ereignisbearbeitung wurde überarbeitet und mit einer interdisziplinären Betriebserfahrungsgruppe mit Vertretern aller Technischen Abteilungen verstärkt. Damit ist sichergestellt, dass die Auswertung der Betriebserfahrung breiter abgestützt ist und im Sinne der kontinuierlichen Verbesserung weiterentwickelt wird.

Die neu geschaffene Stelle des Sicherheits-Controllings wird sicherstellen, dass die Aspekte der nuklearen Sicherheit und der Sicherheitskultur transparent dargelegt werden. Es wird ein Datenbankmodell entwickelt, um auch kleine Abweichungen vom Sollverhalten bezüglich Personal, Organisation und Technik zu erfassen und auszuwerten.

### **Beurteilung der HSK**

Neben den im Kapitel 5.2 bereits diskutierten Ereignissen mit direktem Einfluss auf die Verfügbarkeit des KKL umfassen die 127 im Beurteilungszeitraum aufgetretenen, meldepflichtigen Vorkommnisse auch Ereignisse und Befunde, die sich nicht direkt auf den Normalbetrieb (Ebene 1 des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsvorsorge) ausgewirkt haben, die aber zu einer Schwächung der Schutzmassnahmen auf den weiteren Ebenen führten. Hierbei handelte es sich z. B. um den fehlerhaften Umgang mit Betriebsvorschriften, um Nichtverfügbarkeiten oder Vorschädigungen sicherheitsrelevanter Komponenten, die bei aktiven Kontrollen des Betriebspersonals (z. B. im Rahmen von Funktionsprüfungen, zerstörungsfreien Werkstoffprüfungen oder Rundgängen) festgestellt wurden.

Die Mehrzahl der 127 meldepflichtigen Vorkommnisse diente lediglich der behördeninternen Information (Vorkommnisse der Kategorie U) und besass eine untergeordnete sicherheitstechnische Bedeutung. Von den Vorkommnissen mit geringer sicherheitstechnischer Bedeutung (Vorkommnisse der Kategorie B) wurden fünf der Stufe INES-1 zugeordnet, wobei in diesen Fällen mehrheitlich Verletzungen der Technischen Spezifikation zu dieser Einstufung führten. Die in Kapitel 5.2 hervorgehobenen Ereignisse 2002-08 und 2004-27 mit (ausweisbar) dominierenden Risikobeiträgen wurden auch als Vorkommnisse der Kategorie B eingestuft, aber basierend auf den INES-Kriterien lediglich der Stufe INES-0 zugeordnet.

Vorkommnisse, welche eine „Gefahr für die Anlage oder das Personal darstellen bzw. grössere radiologische Auswirkungen auf die Umgebung haben“ (Vorkommnisse der Kategorie S) oder „Vorkommnisse von sicherheitstechnischer Bedeutung, aber mit keiner oder nur geringer radiologischer Auswirkung auf die Umgebung“ (Vorkommnisse der Kategorie A) sind im KKL bisher nicht aufgetreten. Die Anzahl der im Beurteilungszeitraum pro Jahr aufgetretenen Vorkommnisse der Kategorie B (annähernd 4 Vorkommnisse pro Jahr) liegt im zu erwartenden Bereich für eine komplexe technische Anlage.

Häufigste direkte Ursachen der Vorkommnisse im KKL waren gemäss den Untersuchungen vom KKL technische Fehler mit einem Anteil von ca. 66 %. Unter zusätzlicher Berücksichtigung der indirekten Ursachen können die Ursachen der meldepflichtigen Vorkommnisse zu ca. 56 % auf „Human Factors“ im weiteren Sinne zurückgeführt werden. Das KKL hat das Verbesserungspotenzial in diesem Bereich erkannt und Massnahmen zur Reduktion der Häufigkeit von Vorkommnissen mit HF-Relevanz ergriffen bzw. eingeleitet. Mit der Ereignisanalyse nach dem Verfahren SOL-VE verfügt das KKL über ein wirksames Instrument zur Analyse und Auswertung von Vorkommnissen.

## 5.4 Relevante Vorkommnisse in anderen Kernkraftwerken

### Angaben des KKL

#### Unerwartetes Öffnen von mehreren Sicherheitsabblaseventilen (1996)

Im Kommandoraum einer amerikanischen SWR-Anlage traten während des Vollastbetriebs plötzlich verschiedene Alarmer auf. Die Operateure stellten fest, dass der Reaktorfüllstand abnahm, der Füllstand der Druckabbaukammer (DAK) anstieg und sechs Sicherheitsabblaseventile (SRV) offen waren. Zu diesem Zeitpunkt wurden weder Unterhaltsarbeiten noch Ventilprüfungen ausgeführt. Da die DAK-Temperatur rasch anstieg, leiteten die Operateure einen SCRAM ein, um das Überschreiten des Grenzwerts von 43 °C zu vermeiden. Weder die Kernnotkühlsysteme noch das Kernisoliations-Kühlsystem wurden automatisch angefordert. Trotzdem wurden beide Restwärmesysteme gestartet, um die DAK-Wassertemperatur zu reduzieren. Die sechs SRV blieben insgesamt während etwa 2,5 Minuten geöffnet. Die Ursache für das Fehlöffnen von sechs der insgesamt 20 SRV war ein Fehler in der 24-V-Gleichstromversorgung einer Redundanz der SRV-Ansteuerlogik.

Im KKL wurden bereits 1986 ähnliche Auslösungen von ROSEMOUNT-Grenzwertmeldern beobachtet. Aufgrund der damaligen Untersuchungen modifizierte das KKL nach Rücksprache mit der HSK und dem Hersteller ROSEMOUNT alle betroffenen Grenzwertkarten der SRV-Ansteuerlogik. Nach dem oben beschriebenen Ereignis wurden nochmals Versuche mit den modifizierten Grenzwertmeldern durchgeführt. Es kam zu keinen Auffälligkeiten oder Auslösungen.

#### Fehlerhaft offenes Sicherheitsabblaseventil (1998)

In einer europäischen SWR-Anlage wurde versehentlich ein Sicherheitsabblaseventil (SRV) geöffnet. Der Reaktoroperator bemerkte den Fehler und versuchte sofort das SRV durch Betätigung des Vorsteuerventils zu schliessen. Das SRV blieb jedoch offen, wodurch der Reaktorfüllstand zu sinken begann. Der Operator konzentrierte sich auf das Halten des Reaktorfüllstands und auf die Vermeidung eines SCRAM. Da die zur Vermeidung eines SCRAM eingeleiteten Massnahmen nicht rechtzeitig durchgeführt wurden, erfolgte ein automatischer SCRAM durch Temperatur hoch im Druckabbaubecken. Das offene SRV schloss ca. 4 s später bei einem Reaktordruck von 66 bar.

Die im Zusammenhang mit diesem Ereignis durchgeführten Überprüfungen liessen den Schluss zu, dass aufgrund nachfolgender spezifischer Auslegungsmerkmale des KKL nicht mit vergleichbaren Auswirkungen zu rechnen sei:

- Bedien- und Anzeigeelemente aller SRV befinden sich im KKL auf einem Bedienpult, die tatsächliche Ventilstellung wird angezeigt;
- der tiefste Schliessdruck der SRV liegt im KKL im Bereich des normalen Reaktordrucks; bei offenem SRV funktioniert die automatische Regelung des Reaktorfüllstands.

Dennoch führten weitere aus dem Ereignis abgeleitete Erkenntnisse zu Änderungen in den Störfallanweisungen und zu einer Abdeckung der Bedientasten, deren Verwechslung zum oben genannten Ereignis führte. Ungeachtet dieser Massnahmen trat im September 2005 im KKL ein ähnliches Ereignis auf (Ereignis 2005-28). Als zusätzliche Massnahmen wurden das Peer Checking und das Abdecken von Bedientasten auch bei sicherheitsrelevanten Funktionsprüfungen eingeführt.

### Reaktorbetrieb in einem nicht erlaubten Bereich des Betriebskennfeldes (1999)

Während des Vollastbetriebs kam es im Jahre 1999 in einer amerikanischen SWR-Anlage infolge eines Elektronikartenfehlers bei unveränderter Stellung der Umwälzmengen-Regelventile zur Umschaltung beider Umwälzpumpen auf niedrige Drehzahl. Dadurch sank der Kerndurchfluss auf Werte unterhalb 40 % und der Reaktor gelangte in einen nicht erlaubten Bereich des Betriebskennfeldes. Der Reaktor arbeitete dabei oberhalb der Region 1 des Kennfeldes, was gemäss Betriebsvorschrift einen sofortigen SCRAM verlangt hätte. Stattdessen beschlossen die Operateure, durch das Einfahren der Steuerstäbe in eine zulässige Betriebsregion zu gelangen. Dadurch verweilte der Reaktor länger als erlaubt ausserhalb des zulässigen Bereichs.

Im Zusammenhang mit der Leistungserhöhung wurden im KKL 1995 und 1999 umfangreiche Tests mit Abschaltung beider Umwälzpumpen durchgeführt. Dabei konnte gezeigt werden, dass die Reaktorleistung sofort nach Abschaltung der Umwälzpumpen deutlich tiefer liegt als die entsprechende Steuerstabilinie des Reaktor-Betriebskennfeldes. Um eine Instabilität der Reaktorleistung zu vermeiden, ist ferner gemäss KKL-Vorschrift die Region 1 des Betriebskennfeldes sofort zu verlassen. Dazu stehen dem Operateur folgende Massnahmen zur Verfügung:

- Steuerstäbe nach vorbereiteter Schrittfolge einfahren;
- Handauslösung eines Teil-SCRAM (SRI);
- Handauslösung eines SCRAM.

Der Versuch PUT-30B (Power Uprate Test, Abschaltung beider Reaktorkühlmittel-Umwälzpumpen) im September 1999 zeigte, dass sogar ohne SRI keine Leistungsozillationen im Reaktorkern auftreten. Durch Einfahren von Steuerstäben gemäss Abfahrsequenz SFV-YV91-30 kann ein Ansteigen der Reaktorleistung in den instabileren Bereich verhindert werden.

### Speisewassertransiente (1999)

Das Turbinenleitsystem detektierte in einer europäischen SWR-Anlage einen kurzen Spannungsabfall von 150 ms im externen Netz als einen Netzausfall, während das Reaktorleitsystem weiterhin Vollastbetrieb verlangte. Die ausgelöste Turbinenabschaltung hatte den Verlust der Speisewasser-Vorwärmer und damit eine markante Abnahme der Speisewassertemperatur zur Folge. Das zusätzliche Versagen einer Komponente verstärkte die Temperaturabnahme. Das Reaktorleitsystem versuchte das Leistungsungleichgewicht zu kompensieren und reduzierte die Umwälzmenge. Schliesslich gerieten die Reaktorbetriebswerte ausserhalb des zulässigen Betriebsbereiches. Etwa zwei Minuten nach dem auslösenden Ereignis aktivierten die Operateure einen Teil-SCRAM (SRI). Dadurch erreichte die Umwälzmenge minimale 2'500 kg/s bei etwa 60 % Reaktorleistung. Dies führte zu einer Leistungsozillation und schliesslich zum SCRAM bei 132 % Reaktorleistung und 50 % Umwälzmenge.

Mithilfe des Reaktorkern-Stabilitätsüberwachungsprogramm COSMOS wird im KKL eine phasenungleiche Leistungsozillation im Reaktorkern in 5 s detektiert, eine divergente Oszillation in 100 s. Die im vorliegenden Fall beschriebene Kaltwassertransiente aufgrund einer Turbinenschnellabschaltung würde im KKL durch den automatischen Runback der Umwälzpumpen und SRI abgefangen. Zudem würde die Wärmekapazität des Speisewasserbehälters im KKL die Transiente mildern.

### Radiologische Ereignisse (1997/1999)

In zwei SWR-Anlagen betraten mehrere Personen während des Leistungsbetriebs den unter dem Reaktor gelegenen Raum im Drywell. Dadurch bedingt waren sie einer hohen Strahlenbelastung ausgesetzt.

Während des Leistungsbetriebs > 5 % sind im KKL die Abschirmtore zum Drywell geschlossen und mit einem Schloss gesichert. Der Schlüssel ist im Kommandoraum deponiert. Während des Teillastbetriebes < 5 % sowie während der Jahresrevision ist der Zutritt zum Drywell durch entsprechende Vorschriften administrativ geregelt. Als zusätzliche Absicherung sind im KKL für die Zeitperioden des Ab- und Rücksicherns zur Jahresrevision sowie während der Jahresrevision in den gefährdeten Bereichen temporär mobile Raumstrahlungsmonitore mit Alarmfunktion installiert.

### Überspeisung des RDB bis zur Frischdampfleitung nach SCRAM (2000)

Durch die unerwartete Isolation einer Speisewasserleitung fiel in einer amerikanischen SWR-Anlage der Füllstand im Reaktordruckbehälter (RDB) bis zur Auslösung der Reaktorschnellabschaltung. Auslegungsgemäss starteten das Hochdruck-Einspeisesystem (HPCS) und das Kernisoliations-Kühlsystem (RCIC). Nach dem Auffüllen des RDB und dem Erreichen des Signals „RDB-Füllstand hoch“ wurden das Speisewassersystem und das RCIC ordnungsgemäss abgeschaltet. Das HPCS förderte entgegen der Auslegung eine Minute länger, bevor es automatisch abgeschaltet wurde. Dadurch bedingt drang Wasser in die Frischdampfleitung ein, woraufhin von den Operateuren die Frischdampfisolationsventile entsprechend der Notfallvorschrift geschlossen wurden. Nach dem Druckanstieg im Reaktor versuchte ein Operateur ein SRV zu öffnen. Da er keine eindeutige Signalisierung der Ventilstellung erhielt, öffnete der Operateur weitere SRV, bis sich die erwartete Signalisierung einstellte. Später stellte sich heraus, dass diese Ventile bereits bei der ersten Anforderung geöffnet hatten. Der Füllstand des Reaktors wurde zu Beginn der Transiente mit dem HPCS gehalten. Das RCIC liess sich erst nach mehreren Versuchen wieder starten.

Im KKL wurde diese Ereignismeldung eingehend analysiert und die aufgetretenen Funktionsstörungen wie folgt beurteilt:

- Stellung und Funktion der SRV werden im Kommandoraum durch drei unabhängige Anzeigen (Aktivierungssignal, Stellungsanzeige und Temperaturanzeige) wiedergegeben.
- Die SRV sind grundsätzlich für den Betrieb mit Wasserdurchfluss ausgelegt.
- Die Wiederinbetriebnahme des RCIC erfolgt nach den entsprechenden Vorschriften. Diese enthalten die Überprüfung, ob die Dampfleitung entwässert ist.
- Im Simulatortraining werden Szenarien mit RDB-Füllstandsanstieg bis zu den Frischdampfleitungen berücksichtigt.

Es ergab sich somit für das KKL kein unmittelbarer Handlungsbedarf aus diesem Ereignis.

### Dampfleckage im Frischdampfsystem (2001)

In einer europäischen SWR-Anlage wurde im Maschinenhaus eine Dampfleckage festgestellt. Daraufhin wurde die Anlage zwecks Befundaufnahme und Reparatur abgefahren. Die Leckage befand sich an einer Entwässerungsleitung des Frischdampfsystems und wies einen Durchmesser von ca. 3 mm auf. Die betroffene Leitung war mit einer Wärmeisolation aus Steinwolle mit Aluminium-Ver-schalung versehen. Es stellte sich heraus, dass die Isolationsrondellen aufgrund der Vibration der Entwässerungsleitung beschädigt waren. Dadurch hatte sich die Isolation abgelöst und es kam zum

Reibverschleiss durch eine Verschalungsschraube, der letztendlich zur Leckage führte. Ausser der Leckagestelle wurden noch weitere, das Rohr nicht durchdringende Reibverschleissstellen gefunden.

Das KKL leitete daraufhin Massnahmen zur Abklärung der Ursachen für verstärktes Schwingungsverhalten des Frischdampfsystems ein. Zusätzlich wurden stichprobenartig visuelle Überprüfungen des Isolationszustandes in gefährdeten Leitungsbereichen durchgeführt und abisolierte Rohrleitungen wurden auf entsprechende Verschleiss Spuren geprüft. Hierbei wurden keine meldepflichtigen Befunde festgestellt. Seit 2002 werden im KKL an Stelle von verschraubten Isolationsverschalungen genietete eingesetzt.

#### Ausfall zweier Speisewasserpumpen (2001)

Während des Vollastbetriebs erfolgte in einer europäischen SWR-Anlage eine automatische Abschaltung einer Speisewasserpumpe. Die Umschaltung auf die Reservepumpe verlief ordnungsgemäss und war mit einer Reduktion der Umwälzpumpendrehzahl und einer entsprechenden Reduktion der Reaktorleistung auf 90 % der Nennleistung verbunden. Ca. 35 Minuten später wurde die Reservepumpe durch eine Schutzanregung abgeschaltet. Obwohl ca. 89 s nach dem Ausfall der Pumpe ein Teil-SCRAM (select rod insert, SRI) mit Runback (schnelles Schliessen der Umwälzregelventile auf eine vorbestimmte Position) von Hand ausgelöst wurde, bewirkte die rasche Niveauabsenkung ca. 16 s später eine Reaktorschnellabschaltung durch Reaktorfüllstand tief. Die Abschaltung der zuerst ausgefallenen Speisewasserpumpe erfolgte aufgrund des Ansprechens des Überspannungsschutzes, der aufgrund einer falschen Widerstands-Bestückung zu tief eingestellt war. Die Reservepumpe wurde infolge einer gelösten Steckverbindung im Temperaturüberwachungskreis abgeschaltet.

Die hier aufgetretenen Störungen wären im KKL ohne Folgen geblieben. Es existiert keine Auslösung der Speisewasserpumpe durch Überspannung. Ein Drahtbruch in einem Temperaturmesskreis hätte lediglich einen Alarm, aber keine Pumpenabschaltung ausgelöst.

#### Rohrleitungsbrüche infolge von Wasserstoffexplosionen (2001)

Ende 2001 kam es innerhalb eines Monats in einer deutschen und einer japanischen SWR-Anlage zu Wasserstoffexplosionen in Rohrleitungen.

Die deutsche Anlage befand sich im ungestörten Vollastbetrieb, als plötzlich verschiedene Alarmmeldungen auftraten. Diese deuteten auf eine Dampfleckage innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters hin. Die Leistung wurde daraufhin auf 60 % reduziert und eine Entnahmeleitung wurde abgesperrt, die Anwärmdampf zur Sprühleitung des Reaktordruckbehälterdeckels führte. Dadurch wurde die Leckage gestoppt. Eine nachfolgende Untersuchung ergab, dass der Schaden weitaus grösser war als anfänglich vermutet. Mehr als zwei Meter einer Deckelsprühleitung waren zerstört. Als Ursache wurde eine Wasserstoffexplosion in der Deckelsprühleitung des Reaktordruckbehälters festgestellt.

Die japanische Anlage befand sich ebenfalls im Vollastbetrieb, als mit einer Funktionsprüfung einer der dampfgetriebenen Hochdruck-Einspeisepumpe begonnen wurde. Unmittelbar nach Systemstart hörten und fühlten die beteiligten Operateure eine Explosion im Reaktorgebäude. Die Dampfversorgungsleitung der Einspeisepumpe wurde aufgrund hohen Differenzdrucks automatisch abgesperrt. Das einberufene Notfallteam entdeckte im Reaktorgebäude einen gebrochenen Rohrbogen einer Leitung mit Nennweite 150, der neben dem Wärmetauscher des Nachwärmeabfuhrsystems lag. Es entstanden bedeutende strukturelle Schäden in diesem Bereich. Die Anlage wurde kurz nach der Inspektion des Schadens abgefahren.

Aufgrund der durchgeführten Untersuchungen konnten folgende Gemeinsamkeiten bei den betroffenen SWR-Anlagen festgestellt werden:

- Beide Anlagen waren seit 1976 in Betrieb.
- In beiden Anlagen kam es zu zerstörenden Explosionen, die durch Wasserstoff-Ansammlungen entstanden.
- In beiden Anlagen war man der Ansicht, dass die mit Wasserstoff-Ansammlungen zusammenhängenden Probleme bereits in der ursprünglichen Auslegungsphase gelöst worden seien. Daher war man für die potenzielle Problematik nicht sensibilisiert.
- Armaturenleckagen hatten bis zum Ereigniszeitpunkt eine Ansammlung von Radiolysegasen und damit die Gefahr einer Wasserstoffexplosion in den betroffenen Anlagenbereichen verhindert. Eine verbesserte Instandhaltung und damit einhergehend dichtere Armaturen begünstigten Wasserstoffansammlungen in Systemhochpunkten.
- Bei den nachfolgenden Untersuchungen in beiden Anlagen entdeckte man weitere, vorher nicht erkannte, potenziell gefährdete Leitungsabschnitte.

Aufgrund dieser Ereignismeldungen wurde im KKL eine Arbeitsgruppe „H<sub>2</sub>-Problematik“ mit der umfassenden Untersuchung von H<sub>2</sub>-Akkumulation in dampfführenden und angrenzenden Systemen beauftragt. Die Untersuchungen konzentrierten sich auf Leitungsabschnitte, welche Frischdampf führen oder unter Frischdampfdruck stehen, jedoch nicht durchströmt sind und auf Bereiche, in welchen sich durch undichte Armaturen und Kondensationseffekte H<sub>2</sub> akkumulieren kann. Alle international verfügbaren Berichte über externe Erfahrungen und Forschungsergebnisse, insbesondere auch die Ergebnisse der Analysen der von GE Nuclear Energy gegründeten Task Force, wurden in die Untersuchungen einbezogen.

Im Zeitraum 2002 bis 2005 wurden die potenziell betroffenen Systeme sowohl innerhalb als auch ausserhalb des Reaktorgebäudes bestimmt. Das Gefährdungspotenzial wurde für den Leistungsbetrieb und alle anderen Betriebszustände, welche längere Zeit gefahren werden können, ermittelt. Je nach Situation wurden örtliche Systemänderungen durchgeführt, zusätzliche örtliche Temperaturüberwachungen und Katalysatoren eingebaut sowie Betriebsvorschriften ergänzt. Die nach heutigem Wissensstand erforderlichen Massnahmen wurden damit abgeschlossen. Das aus Sicht vom KKL bedeutendste internationale Ereignis führte zu einem der grössten Untersuchungsprogramme im KKL innerhalb der letzten zehn Jahre.

Das KKL verfolgt jedoch weiterhin die von den verschiedenen BWR-Ownersgroups zur H<sub>2</sub>-Problematik veröffentlichten Berichte und die aus den internationalen Forschungsprogrammen resultierenden Erkenntnisse. Ferner ist das KKL aktiv in der VGB-Arbeitsgruppe „Radiolysegase“ vertreten. Neue Erkenntnisse werden somit, falls erforderlich, auch in Zukunft zu weiteren Massnahmen führen.

#### Planung und Durchführung von Änderungen der Kernausslegung (2004)

Im Bereich Kernbrennstoff wurden von der WANO 22 Ereignisse analysiert und die Ergebnisse in einem Bericht dargelegt. Es wurden Schwächen in den Bereichen „Änderungen an Brennelementen“, „Änderungen der Wasserchemie“, „Analysen der Kernausslegung durch Lieferanten“ und „Wahrnehmung von Leistungseinschränkungen“ erkannt. Derartige Probleme werden als Vorläufer von möglichen Ereignissen gesehen, die eine Beschädigung von Brennelementen nach sich ziehen können.

Der Bericht wurde innerhalb des KKL eingehend analysiert und es wurden aufgrund entsprechender WANO-Empfehlungen und dem KKL-Ereignis ED-2004-07 (Überschreitung des RDB-Aufheizgra-

dienten beim Anfahren mit positivem Moderator Temperaturkoeffizienten) verschiedene Massnahmen in die internen Abläufe integriert. Zudem wurden folgende Vorgehensänderungen eingeführt:

- Die Reaktoroperateure nehmen an Wiederholungskursen der Reaktorschule oder an spezifischen Zusatzlehrgängen teil. Diese Kurse sollen in Abständen von maximal drei Jahren stattfinden. Die Schulung wurde in den TQM-Prozess „Repetitions- und Weiterbildung Schichtpersonal“ übernommen. Ein erster Kurs „Thermodynamik“ wurde 2005 am PSI durchgeführt.
- Änderungen der Wasserchemie sollen grundsätzlich als Anlagenänderung abgewickelt werden, in der auch die Auswirkungen auf die Brennelemente systematisch beurteilt werden.
- Der KKL-TQM-Prozess „Brennelementherstellung“ wurde durch die entsprechenden NOK-Richtlinien, mit dem „System-Audit“, dem „Prozess-Audit“ und dem „Product-Audit“ ergänzt.
- Die WANO wurde über das KKL-Ereignis „Überschreitung des RDB-Aufheizgradienten beim Anfahren mit positivem Moderator Temperaturkoeffizienten“ informiert. Der Bericht wurde von der WANO im November 2004 veröffentlicht.
- Die unabhängige sicherheitsgerichtete Überprüfung der Kernausslegung durch ein Expertengremium wurde im Jahre 2005 eingeführt.

### **Beurteilung der HSK**

Bezüglich der geschilderten externen Vorkommnisse und deren Bedeutung für KKL bestätigt die HSK, dass das KKL die Ereignisse oder Befunde in der erforderlichen Tiefe analysierte und zutreffende Massnahmen ergriffen hat. Dies gilt insbesondere für die Untersuchung der Wasserstoffproblematik. Nachdem der Sachverhalt im Jahre 2001 bekannt wurde, reagierte das KKL darauf umgehend mit einem umfangreichen Untersuchungsprogramm. Über die Ergebnisse der Untersuchungen wurde die HSK laufend unterrichtet. Die HSK überprüfte die Untersuchungsergebnisse sowie die abgeleiteten Massnahmen und gab allenfalls erforderliche Anlagenänderungen, wie den Einbau von katalytisch beschichteten Sonderschrauben in die Abblaseleitungen der SRV, frei. Im KKL-Abschlussbericht wurden die Vorgehensweise, die untersuchten Systeme, Komponenten und Betriebsarten sowie die abgeleiteten Massnahmen umfassend dargelegt. In der Stellungnahme zu dem Abschlussbericht bestätigte die HSK, dass die Auswertung der internationalen Betriebserfahrung sowie die Verfolgung des Standes von Wissenschaft und Technik zum Thema Radiolysegas in SWR-Anlagen vom KKL vorbildlich wahrgenommen wurden.

Zudem überzeugte sich die HSK durch mehrere Inspektionen pro Jahr von der anforderungsgerechten Vorgehensweise des Betreibers bei Änderungen der Kernausslegung. Dazu gehörten die im Rahmen des Brennelementwechsels durchgeführten Inspektionen zum Zustand der Brennelemente und zur Kritikalitätssicherheit. Weitere Inspektionen betrafen die Vorgehensweise des Betreibers zur Qualitätssicherung der Brennelementherstellung und der Kernüberwachung. Die HSK kam bei der Auswertung ihrer Inspektionen zu dem Ergebnis, dass die vorhandenen Prozeduren ständig auf Verbesserungsbedarf überprüft werden und dass das KKL seine Verantwortung hinsichtlich der Planung und Durchführung von Änderungen der Kernausslegung in vollem Umfang wahrnimmt.

## **5.5 Instandhaltung und Alterungsüberwachung**

### **5.5.1 Prozess und Konzept**

#### **Angaben des KKL**

Das KKL hat die Instandhaltung während des Berichtszeitraumes in abteilungsspezifischen Instandhaltungsordnungen geregelt und in Prozesse des TQM-Systems integriert. Für die Planung und Ausführung der Instandhaltung sind im KKL die Fachbereiche Maschinentechnik sowie Elektro- und Leitetchnik zuständig.

Das Langzeitinstandhaltungsprogramm für die Jahreshauptrevisionen (JHR) beinhaltet eine wechselnde Abfolge von Kurzrevisionen (14 Tage) und Standardrevisionen (20 Tage) mit einer im 10. Jahr abschliessenden Langrevision (30 Tage). Die Auslegung der Sicherheitssysteme erlaubt zudem gemäss der Technischen Spezifikation des KKL (TSL) eine begrenzte Instandhaltung während des Leistungsbetriebes.

Das vom KKL praktizierte Instandhaltungskonzept zur Sicherstellung einer hohen Anlagensicherheit und Anlagenverfügbarkeit basiert auf einer vorbeugenden sowie einer störungsorientierten Instandhaltung. Ausrüstungen, die nicht sicherheitsrelevant sind oder die Verfügbarkeit der Anlage beeinflussen, unterliegen der störungsorientierten Instandhaltung, während die übrigen Ausrüstungen vorbeugend instand gehalten werden. Hierbei wird zwischen intervallabhängigen und zustandsorientierten Instandhaltungen unterschieden. Die zustandsorientierte Instandhaltung wird ausschliesslich für Systeme und Ausrüstungen angewendet, welche über Überwachungssysteme verfügen.

Das KKL beurteilt den neu geschaffenen TQM-Prozess „Instandhaltung“ als Verbesserung in Bezug auf die nukleare Sicherheit. Dies werde vor allem durch die klaren Strukturen in den Arbeitsabläufen und die eingebundenen Sicherheitsüberprüfungen erreicht. Für die dargestellte Instandhaltungsorganisation, welche Projektcharakter aufweist, zeigt das KKL eine Reihe von Vorteilen auf, erkennt aber auch den Nachteil, dass keine kurzen Entscheidungswege zugelassen werden. In die Instandhaltungsplanung werden Erkenntnisse aus den probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) einbezogen, die aber im Beurteilungszeitraum noch nicht zur systematischen Optimierung der Instandhaltungsplanung (IHP) eingesetzt wurden.

Das KKL sieht in der gegenwärtigen Übergangsphase noch Handlungs- und Verbesserungsbedarf bei der Erstellung des Langzeit-Instandhaltungsprogramms. Bei der Optimierung der Instandhaltung wird das Ziel „maximale Anlagensicherheit und Verfügbarkeit“ angestrebt. Entsprechend dieser Zielvorgabe sollen in den optimierten Revisionen Arbeiten aus der JHR in die IHP für den Leistungsbetrieb ausgelagert und im Rahmen einer risikobasierten Instandhaltung eine Optimierung bezüglich Reduzierung des Mengengerüsts herbeigeführt werden.

Das KKL verfolgt die Trends bei Ausfallparametern und bei der Umsetzung von Instandsetzungsarbeiten. Die Werte für das Jahr 2005 werden wegen der Abwicklung des Generatorschadens als nicht repräsentativ angesehen. Darüber hinaus werden im Rahmen des Instandhaltungsprozesses auch Anlagenänderungen (einschliesslich befristeter Änderungen) und Nachrüstungen betrachtet. Die Behandlung von Abweichungen und Korrekturmassnahmen ist in einem eigenen TQM-Prozess geregelt. Das KKL konstatiert, dass es in der Praxis Schwierigkeiten in der Abwicklung des Prozesses gibt. Den Anwendern fällt die Unterscheidung zwischen Abweichungs- und Störmeldungen schwer und die Bearbeitung als Pendezenz in der Instandhaltung scheint verbesserungswürdig.

Im Lichte einer anlagenübergreifenden Standortbestimmung gehen in den Instandhaltungsprozess im KKL auch die Instandhaltungserfahrungen aus anderen Kernkraftwerken ein. Das KKL ist an mehreren Organisationen und Arbeitsgruppen beteiligt und bewertet die Resultate daraus positiv.

Das KKL hat während des Beurteilungszeitraumes mit der Erstellung und Umsetzung eines Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) begonnen, das 1991 von der HSK für alle Schweizer Kernkraftwerke gefordert wurde und das eine Auflage im Gutachten zum Gesuch des KKW Leibstadt um Leistungserhöhung (1996) darstellte. Das KKL beteiligt sich aktiv an der GSKL-Arbeitsgruppe „Alterungsüberwachung in schweizerischen Kernkraftwerken“, welche eine Reihe von Grundlagendokumenten erarbeitet hat. Zu nennen sind insbesondere das Programm für die Überprüfung und Optimierung der Alterungsüberwachungsmassnahmen sowie gemeinsame Kataloge und Leitfäden zur Bewertung von Alterungsmechanismen. Zusätzlich hat das KKL werkspezifische Dokumente erarbeitet und das AÜP sowie die Übernahme der Erkenntnisse daraus in die Instandhaltung, in Vorschriften und den entsprechenden Prozessen des TQM-Systems geregelt. Die Ergebnisse des AÜP werden in sogenannten Steckbriefen für Komponenten, Komponentengruppen, Systeme oder Bauwerke festgehalten.

Das KKL beurteilt das Alterungsüberwachungsprogramm als systematische Weiterentwicklung und wesentliche Ergänzung der bestehenden Instandhaltungsprogramme. Durch die Einbettung in die nationalen und internationalen Aktivitäten der entsprechenden GSKL-Arbeitsgruppen wird gewährleistet, dass der Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Werkstoff-, Baustoff- und Materialalterung auch in Zukunft berücksichtigt wird.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die Instandhaltung umfasst diejenigen Massnahmen, die dazu dienen,

- den Ist-Zustand von Komponenten festzustellen und zu beurteilen (Inspektion);
- deren Sollzustand zu bewahren (Wartung);
- deren Sollzustand wiederherzustellen (Instandsetzung: Reparatur oder Ersatz);
- deren Sollzustand zu verbessern (Anlagenänderungen).

Bei den Instandhaltungsarbeiten wird unterschieden zwischen Massnahmen, die der Freigabe gemäss KEV Art. 40 sowie den Regelungen in HSK-Richtlinien und SVTI-Festlegungen unterliegen, und Massnahmen die gemäss KEV Art. 37 und Art. 38 im Rahmen der periodischen Berichterstattung nach der Richtlinie HSK-R-15 zu melden sind.

Zu den Instandhaltungsmassnahmen an sicherheitstechnisch relevanten mechanischen Komponenten, die unter unmittelbarer behördlicher Aufsicht erfolgen und demzufolge der vorgängigen Freigabe- und Meldepflicht unterliegen, gehörten im Berichtszeitraum Änderungen und Reparaturen gemäss Richtlinie HSK-R-18, bestimmte Funktionsprüfungen gemäss der Technischen Spezifikation sowie Wiederholungsprüfungen nach der SVTI-Festlegung NE-14<sup>37</sup>.

Das Vorgehen bei Inspektion, Wartung, Instandsetzung und Änderung an elektrischen Ausrüstungen in Kernkraftwerken war im Beurteilungszeitraum in der Richtlinie HSK-R-23 festgelegt und die Frei-

---

<sup>37</sup> Festlegung NE-14, Revision 6, Wiederholungsprüfungen von nuklear abnahmepflichtigen mechanischen Komponenten der Sicherheitsklassen 1 bis 4, 1. Januar 2005

gabe von Montagen in der Richtlinie HSK-R-35. Zu den Instandhaltungsmassnahmen, über die der Betreiber die HSK lediglich informieren muss, gehören Inspektionen, Wartung und Instandsetzung.

Die Sicherheitsmerkmale technischer Ausrüstungen und Bauwerke können durch Werkstoffalterung beeinflusst werden. Kenntnisse über entsprechende Alterungsmechanismen und deren Überwachung sind eng mit der Instandhaltung verbunden. Das gemäss Art. 35 KEV geforderte Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) hat das Ziel, die sicherheitsrelevanten Systeme, Komponenten und Bauwerke bezüglich potenzieller Schädigung infolge Alterungsmechanismen systematisch zu bewerten, Lücken in Wiederholungsprüf- und Instandhaltungsprogrammen zu erkennen und Massnahmen zu deren Schliessung festzulegen. Im AÜP werden theoretische Überlegungen, Berechnungen, Informationsrückfluss aus Instandhaltung, Prüfungen und Betriebserfahrungen, sowie einmalige Kontrollen und Prüfungen zentral zusammengeführt. Die Anforderungen an die Alterungsüberwachung sind in der Richtlinie HSK-R-51 geregelt.

### **Beurteilung der HSK**

Aus Sicht der HSK wurde vom KKL ein sehr anspruchsvolles Konzept für die Instandhaltung eingeführt. Die detaillierte Beurteilung erfolgt fachbereichsspezifisch in den nachfolgenden Kapiteln.

Das Alterungsüberwachungsprogramm wurde vom KKL im Beurteilungszeitraum wesentlich erweitert und fachbereichsspezifisch in engem Zusammenhang mit der Instandhaltung umgesetzt. Es ist in den einzelnen Fachbereichen Maschinentechnik, Elektro- und Leitechnik sowie Bautechnik unterschiedlich weit fortgeschritten (s. nachfolgende Kapitel). Generell ist festzustellen, dass basierend auf der Forderung aus dem Gutachten der HSK vom März 1996 im KKL in Zusammenarbeit mit den anderen schweizerischen Kernkraftwerken ein systematisches Alterungsüberwachungsprogramm initiiert wurde, dass international hohe Anerkennung erfahren hat.

### **5.5.2 Instandhaltung Maschinentechnik**

#### **Angaben des KKL**

Die Wiederholungsprüfungen gemäss SVTI-Festlegung NE-14 sind im KKL in einer grossen Zahl von Komponentenprüfdokumenten geregelt, welche die Prüforte an den klassierten mechanischen Ausrüstungen, die Prüfmethoden und die Prüfintervalle festlegen. Die eigentlichen Prüfvorschriften werden vom SVTI-N im Auftrag der HSK überprüft und die Ausführung der Prüfungen überwacht.

Gemäss Angaben des KKL dienen die Wiederholungsprüfungen der Sicherstellung der Integrität des Primärkreises im Normalbetrieb und unter Störfallbedingungen. Sie umfassen Ultraschall-Prüfverfahren, Dichtheits- und Druckprüfungen sowie die Überprüfung von Sicherheitsventilen. Mit den Wiederholungsprüfungen soll gewährleistet werden, dass das Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“ auf allen Sicherheitsebenen gewährleistet ist.

Im Jahr 2005 wurde das zweite 10-Jahres-Prüfintervall abgeschlossen, in welchem die Prüfungen entsprechend der Rev. 4 der SVTI-Festlegung NE-14 und teilweise bereits entsprechend der Rev. 5 durchgeführt wurden. Ab 1998 wurden einige qualifizierte mechanisierte Ultraschallprüfsysteme eingesetzt. Das KKL betrachtet die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 im Beurteilungszeitraum als erfüllt und alle Prüfverfahren, -intervalle und -umfänge als angemessen. Mit Inkraftsetzung der Rev. 6 der SVTI-Festlegung NE-14 im Januar 2005 wurde mit der damit notwendigen Anpassung der Komponentenprüfdokumente begonnen.

Neben Anlagenänderungen zur gezielten Verbesserung der Anlagensicherheit wurden im KKL im Beurteilungszeitraum auch zahlreiche Anlagenänderungen durchgeführt, die notwendige Instandhaltungsmassnahmen zur Bewahrung des Sollzustandes wichtiger mechanischer Komponenten erleichtern.

### **Beurteilung der HSK**

Die Instandhaltungstätigkeiten des KKL im Beurteilungszeitraum entsprechen aus Sicht der HSK weitgehend den Anforderungen gemäss HSK-R-18. In Einzelfällen zeigten sich Defizite, die zum Beispiel den Einsatz ungenügend qualifizierter Ersatzteile oder nicht korrekt beendeter Arbeiten betreffen (s. auch Kapitel 6). Die Wiederholungsprüfungen gemäss SVTI-Festlegung NE-14 dienen nicht nur der Sicherstellung der Integrität des Primärkreises, sondern auch der Feststellung des einwandfreien Zustandes der übrigen klassierten, nuklear abnahmepflichtigen Komponenten. Im Einzelnen kommt die HSK zu folgender Einschätzung:

- Voraussetzung für die Erstellung und Überprüfung der Wiederholungsprüfprogramme der mechanischen Ausrüstungen ist das Vorhandensein vollständiger und aktueller Komponentenlisten, die alle sicherheitstechnisch klassierten mechanischen Ausrüstungsteile beinhalten. In der Vergangenheit wurden Defizite bei den vorhandenen Komponentenlisten festgestellt, die das KKL unter anderem auf den Wechsel im verwendeten Datenbanksystem zurückführt.

#### **Forderung 5.5.2-1**

*Das KKL hat bis 31. Dezember 2009 als Grundlage für Instandhaltungs-, Alterungsüberwachungs- und Wiederholungsprüfprogramme vollständige und aktuelle Komponentenlisten aller sicherheitstechnisch klassierten mechanischen Ausrüstungsteile bei der HSK einzureichen.*

- Die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 wurden nicht in allen Fällen erfüllt (s. nachfolgende Ausführungen) und die Anpassung der Komponentenprüfdokumente an die Rev. 6 der SVTI-Festlegung NE-14 ist bis zum heutigen Zeitpunkt erst teilweise erfolgt.

Es wurden Defizite bei den Wiederholungsprüfungen prüfpflichtiger Komponenten der Sicherheitsklassen 2 bis 4 festgestellt, die in den systemspezifischen Bewertungen (s. Kapitel 6) explizit ausgeführt werden. So wurden einige dieser Komponenten (z. B. Behälter der Sicherheitsklassen 3 und 4) im Beurteilungszeitraum nicht oder nicht angemessen geprüft. Die Kenntnis des Ist-Zustandes dieser Komponenten auf der Basis durchgeführter Prüfungen ist unter anderem zur Beurteilung die Einhaltung des Schutzziels "Einschluss radioaktiver Stoffe" erforderlich. Ein wesentliches Merkmal der Wiederholungsprüfprogramme für die Ausrüstungen der Sicherheitsklasse 2 ist zudem die Einteilung in die Prüfkategorien 2.2 und 2.1, die gemäss SVTI-Festlegung NE-14 auf einer qualitativen, risikoinformierten Vorgehensweise beruht. Eine wesentliche Eingangsgrösse für diese Einteilung ist die Bestimmung des Schadensindex S, der die Neigung einer Komponente zu Rissbildung oder Wanddickenschwächung beschreibt. Dabei sind die Ergebnisse des Alterungsüberwachungsprogramms für diese Komponenten heranzuziehen.

#### **Forderung 5.5.2-2**

*Das KKL hat bis 31. Dezember 2009 für die prüfpflichtigen Komponenten der Sicherheitsklassen 2 bis 4, insbesondere für Behälter und angeschlossene Rohrleitungen der Sicherheitsklassen 3 und 4, die Wiederholungsprüfprogramme auf Vollständigkeit hin zu überprüfen und bei Bedarf zu ergänzen.*

- Die Ergebnisse der Funktionsprüfung sicherheitstechnisch klassierter Sicherheitsventile in verschiedenen druckführenden Systemen veranlassten das KKL im Berichtszeitraum, die Prüfintervalle einiger Sicherheitsventile mehrfach zu verkürzen. Eine systematische Überprüfung der Schadensursachen wurde vom KKL bisher nicht durchgeführt.

### **Forderung 5.5.2-3**

*Das KKL hat bis 31. Dezember 2009 die Schadensursachen zu analysieren, die zu einer Verkürzung der Prüfintervalle sicherheitstechnisch klassierter Sicherheitsventile in verschiedenen druckführenden Systemen führten, mögliche Verbesserungsmaßnahmen zu identifizieren und der HSK einen Bericht darüber einzureichen.*

- Qualifizierungen der zerstörungsfreien Prüfungen wurden seit 1996 von der HSK gefordert. Aufgrund des fehlenden Regelwerks seitens der HSK führten die schweizerischen Kernkraftwerke Qualifizierungen als Pilotprojekte durch. Im Jahr 2002 veröffentlichte die GSKL die Richtlinie 002, die von der HSK bis auf weiteres als Basis für Qualifizierungen anerkannt wurde. Das KKL hat im Beurteilungszeitraum folgende Qualifizierungen für die zerstörungsfreien Prüfungen durchgeführt:
  - Prüfung der Bodendurchführungen am Reaktordruckbehälter mit UT/ET
  - Anschlussnähte der Umwälzschleifen an den Reaktordruckbehälter
  - Austenitische Schweissnähte des Umwälzsystems YU

Da diese Qualifizierungen als Pilotprojekte durchgeführt wurden, konnten sie aufgrund des fehlenden Regelwerks von der HSK formell nicht akzeptiert werden. Die vom KKL durchgeführten Pilotprojekte stellen aus Sicht der HSK aber eine wichtige Basis für die von der neu gegründeten schweizerischen Qualifizierungsstelle durchzuführende Bewertung der bereits bestehenden Qualifizierungen vor deren nächster Anwendung dar.

## **5.5.3 Alterungsüberwachung Maschinentechnik**

### **Angaben des KKL**

Das KKL hat im Berichtszeitraum 19 Steckbriefe für die mechanischen Ausrüstungen des Primärkreises und der Sicherheitssysteme erstellt. Weitere 9 Steckbriefe sind auf Grundlage der im November 2004 in Kraft gesetzten Richtlinie HSK-R-51 in Planung oder in Arbeit. Die Vorgaben des Alterungsüberwachungsprogramms werden in der Instandhaltung berücksichtigt und die aus der Instandhaltung gewonnenen Erkenntnisse fliessen im Rahmen von AÜP-Reviews jährlich in das Alterungsüberwachungsprogramm zurück. Das KKL stellt fest, dass die Aufgaben der Alterungsüberwachung auch über den Bewertungszeitraum hinaus verlässlich erfüllt werden können.

Nach Aussage vom KKL sind in den nächsten Jahren folgende Massnahmen umzusetzen:

- Die ausstehenden Maschinentechnik-Steckbriefe werden bis Ende 2008 erstellt.
- Die Ermüdungs- und Transientenanalyse wird zukünftig in einem jährlich zu aktualisierenden Bericht erstellt, extrapoliert für eine erwartete Betriebsdauer von 60 Jahren.

An den mechanischen Ausrüstungen des KKL traten im Beurteilungszeitraum keine wesentlichen, durch Materialalterung ausgelösten Befunde auf, die den sicheren Betrieb der Anlage in Frage gestellt hätten. Verschiedene, durch Alterungsmechanismen bedingte Schäden führten jedoch zu In-

standsetzungsaktivitäten, beispielsweise Erosion an den Umwälzpumpen, Erosionskorrosion am Gehäuse von Regelventilen und Spannungsrisskorrosion an den Federstiften von Instrumentierungslanzen in den Reaktoreinbauten.

### Beurteilung der HSK

Das Alterungsüberwachungsprogramm der mechanischen Ausrüstungen im KKL umfasst eine grosse Zahl von Komponenten aller Sicherheitsklassen. Darüber hinaus wurden auch unklassierte Komponenten in die Alterungsüberwachung einbezogen, wenn diese als risikorelevant bewertet oder durch Fachexperten als wichtig bewertet wurden. Das KKL hat im Beurteilungszeitraum den überwiegenden Teil der Steckbriefe für diese Komponenten ausgearbeitet und diese sowie auch revidierte Steckbriefe der HSK zur Bewertung eingereicht. Die nach Durchführung der PSÜ vom KKL nachgereichten Steckbriefe sind in Tab. 5-3 enthalten. Insgesamt gesehen ist das vom KKL angestrebte Ziel der Einreichung aller Steckbriefe für die wesentlichen mechanischen Ausüstungen bis Ende 2008 weitgehend erfüllt.

AK	Systembezeichnung	Bemerkungen
BP BQ BR BS BT BU BV BW BX BY	Notstrom-Dieselaggregate mit allen unterstützenden maschinentechnischen Systemen	Steckbrief Notstromdieselaggregate Teil 1 und Teil 2, „Alterungsmechanismen“ und „Diagnostik“, wurde in der GSKL Fachgruppe AÜP Maschinentechnik angefertigt und der HSK im Juni 2006 eingereicht.  Die werkspezifische Ausarbeitung, Steckbrief Teil 3, erfolgt voraussichtlich in zwei eigenständigen Steckbriefen, da im KKL zwei unterschiedliche Typen von Notstrom-Dieselaggregaten eingesetzt werden.
div.	Druckbehälter bei verlängertem Prüfintervall	Gemäss KKL ist die Erstellung eines Steckbriefs nicht mehr erforderlich, da die Behälter in das reguläre Wiederholungsprüfprogramm aufgenommen wurden.
TS	Abgassystem	Eingereicht Januar 2009
UE	Steuerluftversorgung	Eingereicht Dezember 2008
VF	Nebenkühlwassersystem	Eingereicht Dezember 2008
XK	Gefiltertes Containment Druckentlastungssystem	Eingereicht Dezember 2008

Tab. 5-3: Nachgereichte KKL-Steckbriefe Maschinentechnik

Da die aus der Instandhaltung gewonnenen Erkenntnisse in Form von Abklärungsaufträgen systematisch in das Alterungsüberwachungsprogramm zurückfliessen, können potenzielle Alterungsmechanismen an mechanischen Komponenten im KKL rechtzeitig erkannt und beurteilt werden. Im Berichtszeitraum wurden zahlreiche Abklärungsaufträge abgeschlossen, weitere befinden sich noch in Bearbeitung. Der Erledigung dieser Abklärungsaufträge misst die HSK eine hohe Bedeutung zu. Zudem hat die HSK alle schweizerischen Kernkraftwerke aufgefordert, die AÜP-Dokumentation unter Berücksichtigung der internen und externen Betriebserfahrung sowie des Stands von Wissenschaft

und Technik jährlich nachzuführen (Nachführungsdokumentation). Die HSK wird die Umsetzung dieser Forderung mit erhöhter Aufmerksamkeit verfolgen.

Das KKL hat die ermüdungsrelevanten Bereiche für die Systeme der Sicherheitsklasse 1 bestimmt. Durch die technische Festlegung dieser Bereiche wird die Basis der Komponenten und Stellen definiert, für die eine Transientenbuchhaltung und aktualisierte Ermüdungsanalyse durchgeführt wird. Aus Sicht der HSK ist, gemessen am Umfang der Ermüdungsüberwachung in anderen schweizerischen Kernkraftwerken, die Beschränkung der Ermüdungsüberwachung auf die Systeme der Sicherheitsklasse 1 nicht gerechtfertigt. Ziel muss es sein, alle ermüdungsrelevanten Bereiche im KKL unter Berücksichtigung der eigenen und internationaler Betriebserfahrungen sowie thermohydraulischer Problemzonen in die Überwachung einzubeziehen.

#### **Forderung 5.5.3-1**

*Das KKL hat über die Systeme der Sicherheitsklasse 1 hinaus weitere ermüdungsrelevante Stellen von Komponenten aller Sicherheitsklassen in die Ermüdungsüberwachung einzubeziehen. Die Festlegung der ermüdungsrelevanten Stellen ist technisch zu begründen, die Überwachungsmethoden sind darzulegen. Die Bereiche, die mit dem Ermüdungsüberwachungsprogramm „FatiguePro“ überwacht werden sollen, sind festzulegen. Die HSK ist darüber im Jahresbericht 2009 zur aktuellen Ermüdungsausnutzung zu informieren.*

Abgesehen von den noch ausstehenden Steckbriefen und der Erweiterung der Ermüdungsüberwachung beurteilt die HSK das Vorgehen des KKL bei der Alterungsüberwachung der Maschinenteknik insgesamt gesehen als positiv.

### **5.5.4 Instandhaltung Elektro- und Leittechnik**

#### **Angaben des KKL**

Dem Bereich Elektro- und Leittechnik unterliegen im KKL alle Instandhaltungsaufgaben und Massnahmen für elektro-, mess-, steuerungs- und regeltechnische Systeme und Ausrüstungen sowie für Prozess- und Simulatorrechneranlagen.

Das Instandhaltungskonzept für die elektro- und leittechnischen Systeme und Ausrüstungen hat sich aus Sicht vom KKL bewährt. Die diversen im KKL verwendeten EDV-Applikationen zur Instandhaltungsplanung, Verwaltung und Auslösung wiederkehrender Prüfungen, Abwicklung von Instandhaltungsaufträgen und Störmeldungen sowie die Archivierung der Ursachenanalyse und die getroffenen Korrekturmassnahmen konnten durch Module des neu eingeführten Integrierten Betriebsführungs- und Instandhaltungs-Systems (IBIS) ersetzt und gegen Ende des Bewertungszeitraumes erfolgreich genutzt werden.

Auffällig im Beurteilungszeitraum war der Anstieg von Schaltfehlern bei den Mittel- und Niederspannungs-Leistungsschaltern, was zur Neufestlegung der Instandhaltungsintervalle und zu generellen Überprüfungen und Verbesserungen der Instandhaltungsvorgaben führte. Infolge dieser Massnahmen konnte das Auftreten von Schaltfehlern praktisch eliminiert werden. Eine weitere massgebende Verbesserung wurde durch die Installation des für motorgetriebene Ventile eingesetzten Diagnosesystems „ANDIS“ erreicht, mit dem die zustandsorientierte Instandhaltung aller 1E-klassierten Armaturenstellantriebe erfolgt. Als weitere umfangreichere Instandhaltungsmassnahme wurde im Jahre 2007 mit dem Ersatz von Schützen, Thermo- resp. Koppelrelais und Verdrahtungen in den Schaltfel-

dern der Niederspannungsverteilungen begonnen. Diese Massnahme war erforderlich, da diese Betriebsmittel nicht mehr beschaffbar waren oder einer Alterung unterlagen.

Das KKL erachtet die hohe Sicherheit und Verfügbarkeit der sicherheitsrelevanten elektro- und leittechnischen Einrichtungen als eine wesentliche Voraussetzung für einen langfristigen Weiterbetrieb der Anlage auch künftig als gewährleistet.

### **Beurteilung der HSK**

Das vom KKL verfolgte Instandhaltungskonzept basiert grundsätzlich auf den Auslegungsvorgaben, behördlichen und anderen Vorgaben, Herstellerempfehlungen sowie internen und externen Erfahrungsauswertungen. Das in der ehemaligen Instandhaltungsordnung festgehaltene Konzept wurde in den Instandhaltungsprozess des im Jahre 2003 neu erstellten TQM-Systems übernommen. Die Einhaltung der dort vorgeschriebenen Arbeitsabläufe wird durch die Einführung des neuen „Integrierten Betriebsführungs- und Instandhaltungssystems“ effektiv unterstützt. Insgesamt verfügt das KKL aus Sicht der HSK über ein ausgereiftes Instandhaltungskonzept für elektro- und leittechnische Einrichtungen.

Die Resultate der innerhalb des Beurteilungszeitraumes durchgeführten wiederkehrenden Prüfungen bestätigen den guten Zustand der elektro- und leittechnischen Einrichtungen. Die im Bewertungszeitraum festgestellte Häufung von Störungen an Mittel- und Niederspannungsleistungsschaltern sowie die vom KKL zur Erhöhung der Schalterzuverlässigkeit getroffenen Verbesserungsmassnahmen wurden von der HSK kritisch verfolgt. Inzwischen ist die Qualität der Instandhaltung wesentlich verbessert worden, indem anfällige Einzelteile frühzeitig im Rahmen der alle 5 Jahre durchgeführten Schaltergrossrevision präventiv ausgetauscht werden. Aufgrund der bewährten Instandhaltungspraxis, die sich in einer geringen Anzahl meldepflichtiger Befunde niederschlägt, gelangt die HSK zum Ergebnis, dass die hohe Zuverlässigkeit sowie der allgemein gute Zustand der elektrischen und leittechnischen Einrichtungen im KKL auch im nächsten Bewertungszeitraum aufrechterhalten werden kann.

## **5.5.5 Alterungsüberwachung Elektro- und Leittechnik**

### **Angaben des KKL**

Das Alterungsüberwachungsprogramm im KKL wurde auf Grundlage der Vorgaben der GSKL-Arbeitsgruppe umgesetzt, indem der werkspezifische Überwachungsumfang durch bestehende Alterungsüberwachungsprogramme bzw. Komponentenüberwachungen und die erstellten Komponentensteckbriefe bestimmt wird.

Für die Bestimmung von Alterungseinflüssen auf Kabel wird seit 1997 insbesondere das im KKL eingesetzte störfallfeste Kabelmaterial in Kabeldeponien innerhalb des Drywells gelagert. Erste Auswertungen durch die am Einlagerungsort herrschenden erhöhten Temperatur- und Strahlungswerte erfolgten in den Jahren 1998 und 2003 anhand identischer Prüflinge des Kernkraftwerks Beznau. Die Erkenntnisse flossen in die Erstellung des entsprechenden Steckbriefes ein. Weitere KKL-spezifische Überprüfungen sind im Jahr 2008 geplant. Die hierdurch gewonnenen Ergebnisse werden in die Verifikation der Nutzungszeit der Kabel einfließen. Gegen Ende der Beurteilungsperiode wurde für Mittelspannungskabel ein neues Überprüfungsprogramm eingeleitet. Dieses beinhaltet die Auswertung zusätzlicher Materialanalysen eines Kabelherstellers und die nachfolgende Erstellung des entsprechenden Steckbriefes. Aufgrund der bis anhin gewonnenen Resultate dieser Überwachungsprogramme ist zurzeit kein Ersatz von Kabeln erforderlich.

Weitere Überwachungsprogramme betrafen die zwei- bis dreijährige Überwachung der Umgebungstemperaturen, denen relevante Magnetventile und Endschalter ausgesetzt sind. Aufgrund der Ergebnisse wurden die entsprechenden Komponentensteckbriefe bezüglich Einsatzdauer, Austauschintervall und Validierung der durch die Qualifikationsprüfungen nachgewiesenen Werte revidiert.

Als Grundlage für das werkspezifische Alterungsüberwachungsprogramm dienten die im GSKL-Fachteam erarbeiteten generischen Steckbriefe Teil 1 und 2 für konstruktiv und technisch ähnliche Komponenten. Das hieraus zu erstellende Mengengerüst werkspezifischer Steckbriefe (Teil 3) umfasste 30 Gruppen elektrisch klassierter 1E-Komponenten (z. B. Drucktransmitter, Magnetventile, Ventilantriebe, Schmelzsicherungen, Kabel, elektromechanische Relais und Leistungsschalter). Diese Steckbriefe berücksichtigen die werkspezifisch eingesetzten Ausrüstungen, Systeme und Vorschriften sowie produktspezifische Herstellerangaben aus Qualifikationsberichten oder Betriebshandbüchern. Da im Laufe der Betriebsdauer neuere und veränderte Komponenten eingesetzt, Prozesse verbessert oder ergänzt worden sind, existieren heute im KKL 36 werkspezifische Steckbriefe.

Aufgrund der im Jahre 2004 in Kraft gesetzten Richtlinie HSK-R-51 ist der Überprüfungsumfang um Komponenten, die aufgrund der Ergebnisse probabilistischer Sicherheitsanalysen als risikorelevant erkannt wurden, und um Komponenten im Bereich sicherheitsbezogener Systeme zu erweitern. Umfang und Tiefe der neu zu berücksichtigenden Systeme und Komponenten wurden inzwischen im AÜP-Team der GSKL abgestimmt. Die neuen Steckbriefe sollen bis Ende des Jahres 2009 erstellt sein.

Das AÜP für elektro- und leittechnische Ausrüstungen weist mit der ins TQM-System eingeflossenen Basisdokumentation (Dokumente, Prüfvorschriften und Arbeitsdokumentation zur Instandhaltung) und den bestehenden Überwachungsprogrammen einen hohen Umsetzungsgrad auf. Bei der Erstellung der werkspezifischen Steckbriefe wurde erkannt, dass das AÜP eine tragende Säule für das Einsatzdauermanagement der elektro- und leittechnischen Ausrüstungen ist. Die Kenntnis über das Alterungsverhalten und die daraus ableitbare Nutzungszeit von Komponenten und Bauteilen stellen wichtige sicherheitstechnische wie auch wirtschaftliche Randbedingungen für die präventive Instandhaltung dar. Ein weiterer Nutzen besteht in der Ermittlung der Anzahl benötigter Reserveteile bis zur Erreichung der Kraftwerksnutzungsdauer. Diese vorausschauende Ersatzteilhaltung ist zum Erhalt einer hohen Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlage unabdingbar. Die Berücksichtigung des Standes von Wissenschaft und Technik erfolgt plangemäss in einem Intervall von 10 Jahren. Hierbei werden neue Erkenntnisse, Methoden und Modelle zur Alterungsüberwachung diskutiert und bewertet, welche von externen Quellen wie EPRI, TÜV, VGB Arbeitskreisen, der WANO, Lieferanten, Fachtagungen und Seminaren stammen. Diese Bewertungen dienen der bedarfsgerechten Anpassung oder Erweiterung der Dokumente des AÜP der Elektro- und Leittechnik.

### **Beurteilung der HSK**

Die HSK stellt fest, dass die für die Alterungsüberwachung der elektro- und leittechnischen Ausrüstungen im KKL zu erstellenden Steckbriefe vollständig eingereicht wurden und die einzelnen Steckbriefe bezüglich Vollständigkeit und Qualität den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51 entsprechen. Die bei der Erstellung der Steckbriefe identifizierten Lücken in der Instandhaltung wurden behoben, indem die Instandhaltungsanweisungen überarbeitet oder neu erstellt und in die entsprechenden Wiederholungsprüfprogramme eingearbeitet wurden. Der Instandhaltungsprozess des TQM-Systems wurde entsprechend angepasst. Damit sind aus Sicht der HSK die Vorgaben aus dem AÜP für sämtliche 1E-klassierten Komponenten mit geforderter Störfallfestigkeit im Instandhaltungsprogramm umgesetzt.

Im Bereich der 1E-klassierten Ausrüstungen ohne Störfallfestigkeitsanforderungen wurde aufgrund fortlaufender Überprüfungen und zusätzlicher Steckbriefe (z. B. für Mittelspannungskabel) eine weitgehende, wenn auch noch nicht vollständige Umsetzung der Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51 erreicht. Die Erweiterung der Alterungsüberwachung auf Komponenten, die aufgrund der Ergebnisse probabilistischer Sicherheitsanalysen als risikorelevant erkannt wurden, und auf Komponenten sicherheitsbezogener Systeme bedeutet aus heutiger Sicht die Erstellung 18 neuer und die Revision 22 bestehender Steckbriefe. Die HSK wird diese Arbeiten verfolgen. Mit dem in den Instandhaltungsprozess eingegliederten Alterungsüberwachungsprogramm verfügt KKL über ein effizientes Programm, welches den frühzeitigen Ersatz elektrischer und leittechnischer Ausrüstungen erlaubt.

### 5.5.6 Alterungsüberwachung Bautechnik

#### Angaben des KKL

Die Alterungsüberwachung der Gebäude im KKL erfolgt nach dem GSKL-Leitfaden für die Erstellung von Bautechnik-Steckbriefen. Die systematische Überwachung besteht aus folgenden Elementen:

- Katalog der bautechnischen Alterungsmechanismen;
- verfügbare Detektionsverfahren;
- Kriterienliste für die Bestimmung von Zustandsstufen.

Darauf aufbauend werden bauteil- oder gebäudespezifisch die Soll-Zustandsstufen und die durchzuführenden Inspektionsprogramme bestimmt. Für die Bauwerke der Bauwerksklasse 1 (BK1) werden gemäss den Vorgaben des GSKL-Leitfadens Steckbriefe erstellt, welche die gebäudespezifischen Anforderungen und Eigenschaften berücksichtigen. Zusätzlich werden im KKL auch Bauwerke der BK2 und nicht klassierte Gebäude in das Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) einbezogen und für diese Steckbriefe erstellt.

Mit der Erstellung der Bautechnik-Steckbriefe wurde im Jahre 1996 begonnen. Die Erstellung der Steckbriefe ist im KKL noch nicht für alle Bauwerke abgeschlossen. Die nachfolgende Tab. 5-4 zeigt den Stand per Ende 2005. Für die Bauwerke der BK1 sind bisher 24 Steckbriefe erstellt. Weitere 28 Steckbriefe (BK1) sind noch in Bearbeitung. Für die meisten Bauwerke werden mehrere Steckbriefe erstellt, entsprechend den für die Überwachung abgegrenzten Einheiten (Teilbauwerke).

Gebäude		Bauwerk- klasse	Anzahl Steckbriefe	Abgabe an HSK
ZA	Reaktorgebäude	BK1	7	1996
ZB1	Aufbereitungsgebäude	BK1/BK2	6	*
ZB2	Abgasfiltergebäude	BK1	2	1997
ZC1	Reaktorhilfsanlagen	BK1	10	1997
ZC2	Notstandsbunker (SEHR)	BK1	2	1997
ZC3	Neuer SEHR-Brunnen A	BK1	2	*
ZD1	Brennelementlagergebäude	BK1	3	1997
ZD2	Dekontaminationsgebäude	BK2	2	1997

Gebäude		Bauwerk- klasse	Anzahl Steckbriefe	Abgabe an HSK
ZD3	Aktivwerkstatt	nicht klassiert	1	-
ZE1/ZE2	Betriebsgebäude und -anbau	BK1/BK2	6	*
ZF	Maschinenhaus	BK2/BK1	6	*
ZK1/ZM4	Notstromdieselanlage A / Notkühlwas- seranlage A	BK1	2	*
ZK2/ZM5	Notstromdieselanlage B / Notkühlwas- seranlage B	BK1	2	*
ZK3/ZM6	Notstromdieselanlage HPCS / Not- kühlwasseranlage HPCS	BK1	2	*
ZM2	Nebenkühlwasseranlagen	BK2/BK1	1	*
ZQ	Abluftkamin	BK1	2	*
ZT	Zwischenlager für radioaktive Rück- stände	BK1	2	*
ZV1/ZV2	Rohrleitungs- und Kabelkanäle	BK1/BK2	2 + 2	*
ZW1	Kaltkondensatbehälter-Gebäude	BK1/BK2	2	*
* KKL plant die Abgabe der noch ausstehenden Steckbriefe der BK1 bis Ende 2007				

Tab. 5-4: Vom KKL erstellte Steckbriefe Bautechnik

Diese Steckbriefe enthalten vorerst noch keine Ergebnisse der Inspektionen. Sie werden aber in Zukunft periodisch nachgeführt, wobei dann die Ergebnisse der Inspektionen und die daraus abgeleiteten Massnahmen angegeben werden.

Das KKL hat im Rahmen der bisherigen Instandhaltung verschiedene Inspektionen für Bauwerksbereiche durchgeführt. Diese werden als Basisinspektionen eingestuft und sind in nachfolgender Tab. 5-5 zusammengestellt. Aufgrund der Ergebnisse sind bisher keine Sonderprüfungen erforderlich.

Gebäude	Inspektion	Jahr
ZA, ZB, ZC	Fugen der Grundwasserisolation (Wannenfügen): Sicht- und Abtastprüfung	1993-1996
ZA	Abschirmgebäude innen	1996
ZA, ZB, ZC	Fundamentflanken	1997
ZA	Drywell und Drywellbecken, aussen	2001
ZA	Drywell innen, obere Teile	2002
ZA	Drywell innen, untere Teile	2003
ZC1	SEHR-Schächte	2003
ZA, ZB1, ZB2, ZC1, ZD1, ZE1, ZK1, ZK2, ZK3, ZM4, ZM5, ZM6, ZQ, ZT, ZW1	Fassaden und Dächer	2003

Tab. 5-5: Vom KKL durchgeführte Basisinspektionen

Entsprechend dem Leitfaden für die Bautechnik-Steckbriefe sieht das KKL vor, in Zukunft auch Zwischeninspektionen durchzuführen. Diese sollen konsequent im 6. Jahr nach einer Basis- bzw. einer Hauptinspektion erfolgen, wobei das Zeitintervall zwischen zwei Hauptinspektionen 10 Jahre beträgt.

Das KKL stellt fest, dass die Einführung und Umsetzung des AÜP in der Bautechnik die Bauinstandhaltungsplanung systematisiert hat. Aufgrund der bisherigen Erkenntnisse erfüllen die Bauwerke die auslegungsgemässen Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb. Die Alterungsüberwachung der Bauwerke beabsichtigt KKL wie folgt fortzusetzen:

- Die noch ausstehenden Steckbriefe zu den BK1-klassierten Bauwerken werden der HSK bis Ende 2007 eingereicht, vorerst ohne Ergebnisse der Basisinspektionen.
- Die noch ausstehenden Basisinspektionen der BK1-klassierten Bauwerke werden bis Ende 2010 abgeschlossen.
- Die Zwischeninspektionen werden künftig konsequent im 6. Jahr nach der Basis- bzw. der Hauptinspektion durchgeführt.
- Das KKL beabsichtigt, die Alterungsüberwachung auch für die BK2-klassierten Bauwerke sowie für die nicht klassierten Bauwerke in eigener Verantwortung mit der Systematik des AÜP durchzuführen.

### Beurteilungsgrundlage der HSK

Als Beurteilungsgrundlagen dienen die Richtlinie HSK-R-51 „Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen“ und die Norm SIA 469 „Erhaltung von Bauwerken“<sup>38</sup>.

<sup>38</sup> SIA; Erhaltung von Bauwerken, Norm SIA 469, Ausgabe 1997

## Beurteilung der HSK

Die HSK hat die in den Jahren 1996 und 1997 vom KKL eingereichten Steckbriefe für das Reaktorgebäude und für die weiteren Gebäude überprüft und im Wesentlichen akzeptiert. In den Beurteilungen hat die HSK Hinweise für die künftigen Revisionen der Steckbriefe festgehalten. Beispielsweise wies die HSK darauf hin, dass auch die Anstriche und Beschichtungen ins Inspektionsprogramm aufzunehmen und dafür angemessene Zustandsstufen festzulegen sind. Da das KKL bisher keine weiteren Revisionen der Steckbriefe eingereicht hat, müssen alle Hinweise der HSK bei der Weiterbearbeitung beachtet werden.

Die HSK hat die Dokumentation der bisher vom KKL durchgeführten Basisinspektionen eingesehen. Die Dokumentation ist vollständig und nachvollziehbar. Als bauliche Instandhaltungsmassnahmen standen bisher die Sanierung der Fassaden und Dächer im Vordergrund. Zudem sind im Reaktorgebäude an verschiedenen Stellen beschädigte Bodenbeschichtungen erneuert worden.

Die HSK beurteilt das Konzept und den bisherigen Stand der Alterungsüberwachung im Bereich der Bautechnik positiv. Das Vorgehen erfüllt die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51 und entspricht dem genehmigten Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe. Die Steckbriefe der Bautechnik eignen sich als Instrument der Alterungsüberwachung und stellen einen übersichtlichen Einstieg in die umfangreiche Dokumentation dar. Die HSK stellt aber auch fest, dass ein grosser Teil der erforderlichen Basisinspektionen noch aussteht und noch keine Inspektionsergebnisse in die Steckbriefe eingearbeitet wurden. Die vom KKL geplante Abgabe der noch ausstehenden Steckbriefe der BK1 bis Ende 2007 wurde nicht erreicht. Daher sind die Bautechnik-Steckbriefe vom KKL zügig weiterzubearbeiten und die vorgeschlagenen Termine für die Basisinspektionen konsequent einzuhalten. Die Basisinspektionen sind in Form von Steckbrief-Revisionen der HSK gestaffelt zur Überprüfung einzureichen.

### Forderung 5.5.6-1

*Zur Sicherstellung der Alterungsüberwachung der Bauwerke der Bauwerksklasse 1 (BK1) sind vom KKL folgende Arbeitsschritte durchzuführen:*

- a) *Bis 31. Dezember 2009 ist ein Terminplan für das gesamte Inspektionsprogramm des Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) Bautechnik vorzulegen. Darin sind für alle Bauwerke der Bauwerksklasse 1 und für alle Unterkomponenten (Stahl- und Spannbeton, Stahlbau, Durchdringungen, Befestigungen, Brandabschlüsse, Fugenbänder, Abdichtungen, Beschichtungen) die ausstehenden Basisinspektionen, sowie die folgenden Zwischen- und Hauptinspektionen festzulegen.*
- b) *Die noch ausstehenden Steckbriefe zu den Bauwerken der Bauwerksklasse 1 sind bis 31. Dezember 2009 einzureichen.*
- c) *Die Ergebnisse der noch ausstehenden Basisinspektionen der Bauwerke der Bauwerksklasse 1 sind in den Steckbriefen zu ergänzen. Die ergänzten Steckbriefe sind bis 31. Dezember 2011 gestaffelt einzureichen, je ein Drittel der ergänzten Steckbriefe bis 31. Dezember 2009 und bis 31. Dezember 2010.*

## 5.6 Brennstoffverhalten

### Angaben des KKL

Im Beurteilungszeitraum kamen im KKL Nachlade-Brennelemente der Typen SVEA-96+/L, SVEA-96 Optima und SVEA-96 Optima2 zum Einsatz. Dem Einsatz der neuartigen Optima- und Optima2-Brennelemente (BE) mit teillangen Brennstäben ging jeweils eine zweijährige Erprobungsphase mit vier Vorläufer-BE voraus.

Zusätzlich zu den Nachlade-BE des Lieferanten Westinghouse Electric Sweden (WSE) wurden, beginnend mit Zyklus 14 (1997/1998), auch Vorläufer-BE anderer BE-Lieferanten eingesetzt. Es handelte sich dabei um BE der Typen ATRIUM 10 von AREVA NP (ab 1997) und GE14 von Global Nuclear Fuel (ab 1998).

Das Verhalten aller BE-Typen im KKL wurde durch regelmässige Inspektionen überprüft. Im Rahmen eines umfangreichen Inspektionsprogramms an Hochabbrand-Vorläufer-BE wurde die Zulässigkeit höherer Grenzwerte für den BE-gemittelten Abbrand (55 statt 51 MWd/kgU) und den lokalen Abbrand (75 statt 65 MWd/kgU) von Nachlade-BE nachgewiesen. Einzelne Vorläufer-BE der drei genannten BE-Lieferanten wurden erfolgreich bis zu BE-gemittelten Abbränden von 60 MWd/kgU bestrahlt.

Im Vordergrund der Inspektionen mit zerstörungsfreien Methoden stand das Dimensions- und Korrosionsverhalten der Brennstabhüllrohre und BE-Kästen. Zur Absicherung der Ergebnisse sowie zur Messung zusätzlicher Hüllrohrparameter (Wasserstoffgehalt und -verteilung, Beschaffenheit der Ablagerungen) wurden Heisszellen-Untersuchungen durchgeführt. Letztere kamen auch zum Einsatz, um die Ursachen für Hüllrohrdefekte aufzuklären.

Bei der Inspektion von BE des Typs SVEA-96 während der Revisionsabstellung 1996 wurde eine erhöhte lokale Korrosion der Brennstabhüllrohre (Material LK2) im Bereich der Abstandhalter entdeckt. Das Phänomen wurde später als beschleunigte Abstandhalter-Schattenkorrosion (Enhanced Spacer Shadow Corrosion, ESSC) bezeichnet. Wie die BE-Inspektion während der Revisionsabstellung 1997 zeigte, wurde in vier BE jeweils ein Brennstab infolge ESSC defekt. Bis zur Klärung der Ursachen für die ESSC wurde die Standzeit von SVEA-96-BE auf drei Einsatzyklen (14. Betriebszyklus 1997/1998) resp. vier Einsatzyklen (15. Betriebszyklus 1998/1999) begrenzt. Durch Änderung der Wasserchemie und den Einsatz neuer Hüllrohrtypen (Material LK2+, LK3) gelang es, das Korrosionsverhalten der Brennstabhüllrohre entscheidend zu verbessern.

Im Beurteilungszeitraum, der die Zyklen 11 bis 22 umfasst, traten 24 Brennstabhüllrohrschäden auf, von denen 19 durch Fremdkörperreibung und 5 durch ESSC verursacht wurden. Allein im Betriebszyklus 16 (1999/2000) gab es 9 fremdkörperinduzierte Schäden. KKL führt dies darauf zurück, dass in den Jahren 1994 bis 1999 umfangreiche Umbau- resp. Sanierungsarbeiten in der Anlage und Transiententests im Rahmen der Leistungserhöhung durchgeführt wurden. Ab und mit Zyklus 17 (2000/2001) gab es nur noch drei Hüllrohrschäden. Seit Beginn des Zyklus 21 (August 2004) traten keine Hüllrohrschäden mehr auf.

Aus Sicht vom KKL ist die Zahl der Hüllrohrschäden nach dem Betriebszyklus 16 zum einen aufgrund der getroffenen Massnahmen (Fremdkörperfilter, Sauberkeitskonzept und Inspektionen) deutlich zurückgegangen. Zum anderen hat sich durch den Einsatz des neuen Hüllrohrmaterials des BE-Lieferanten WSE das Verhalten der Brennstabhüllrohre entscheidend verbessert. Im Rahmen von umfangreichen Inspektionen im BE-Lagerbecken des KKL und in den Heissen Zellen wurden bis zu hohen Abbränden ein niedriges Längenwachstum, eine mässige Korrosion und eine niedrige Wasser-

stoffaufnahme der Hüllrohre nachgewiesen. Eine wichtige Randbedingung stellt eine konstante, gut kontrollierte Wasserchemie dar.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die HSK hat zur Beurteilung zum einen die Aktennotiz HSK-AN-3801<sup>39</sup> herangezogen, in der das Vorgehen bei Brennelement-Defekten festgelegt wurde, um den Strahlenschutz für die Bevölkerung und das Betriebspersonal gemäss Art. 6 StSV zu optimieren. Zum anderen stützt sich die Beurteilung auf die öffentlich zugänglichen Aktennotizen HSK 12/540<sup>40</sup> und HSK 12/744<sup>41</sup> ab. In der Aktennotiz HSK 12/540 legte die HSK zur Rechtfertigung des Einsatzes von durch ESSC vorgeschädigten SVEA-96-BE im KKL für eine Übergangszeit Kriterien für die zulässige Hüllrohrwandschwächung und die zulässige Belastung der Hüllrohre fest. Hierzu gehörte insbesondere die Festlegung eines den Betrieb des KKL einschränkenden Grenzwertes für die zulässige Brennstableistung (Thermo-Mechanical Operating Limit, TMOL).

### **Beurteilung der HSK**

Aufgrund der Häufung von BE-Schäden in den 1990er Jahren und des zeitweiligen Auftretens erhöhter lokaler Korrosion (ESSC) an den Brennstabhüllrohren der Nachlade-BE vom Typ SVEA-96 befasste sich die HSK im Beurteilungszeitraum intensiv mit dem Verhalten der im KKL-Kern eingesetzten BE.

Die vom KKL bei den aufgetretenen BE-Defekten getroffenen Massnahmen befanden sich in Übereinstimmung mit den in der HSK-AN-3801 festgelegten Vorgaben. KKL konnte sowohl einen ausreichenden Abstand zum Grenzwert der TSL für die Iod-131-Aktivitätskonzentration im Reaktorwasser als auch die Einhaltung der zulässigen Brennstoffauswaschung nachweisen. Des Weiteren klärte das KKL mittels umfangreicher Inspektionen die primären Ursachen für alle aufgetretenen Brennstabschäden. Aus Sicht der HSK trifft die Beurteilung des KKL zu, dass mit Ausnahme der wenigen ESSC-bedingten Schäden alle Brennstabschäden durch Fremdkörperreibung verursacht wurden. Abhängig vom Zeitpunkt des Primärschadens kam es dabei allerdings auch zu Sekundärschäden mit Umfangsbruch der Brennstabhüllrohre und Auswaschung von Brennstoff. Die Aktivitätskonzentration in den Anlagensystemen wurde durch diese Auswaschungen wesentlich bestimmt (s. weitere Ausführungen in Kapitel 5.7.4).

Nach dem Betriebszyklus 16 (1999/2000), der durch zahlreiche fremdkörperinduzierte Brennstabschäden gekennzeichnet war, führte KKL folgerichtig ein Sauberkeitsprogramm für Systeme und Komponenten ein und setzte dieses während der nachfolgenden Revisionsstillstände konsequent um. Aufgrund gefundener Fremdkörper wurde zum Schutz gegen das Eindringen von besonders gefährlichen span- und drahtförmigen Fremdkörpern in die Brennelemente in den BE-Fuss ein neuartiger Fremdkörperfilter (TripleWave) integriert. Nach einer zweijährigen Erprobungsphase mit vier Vorläufer-BE (2001 bis 2003) wurden ab 2003 alle Nachlade-BE mit diesem Fremdkörperfiltertyp ausgerüstet. Die Wirksamkeit dieser aufwändigen Massnahmen zeigte sich seit Beginn von Zyklus 21 (August 2004).

---

<sup>39</sup> Vorgehen bei Brennelement-Defekten, HSK-AN-3801 vom 14. Juli 2000

<sup>40</sup> Stellungnahme zur erhöhten lokalen Korrosion an SVEA96-Brennelementen im Kernkraftwerk Leibstadt (KKL), HSK 12/540, Mai 1998

<sup>41</sup> Erhöhte lokale Korrosion von SVEA-96-Brennelementen im KKL, HSK 12/744 vom 21. November 2001

Insgesamt gesehen leitete das KKL wirksame Massnahmen zur Verhinderung von Brennstabhüllrohrdefekten ein, da die Zahl und das Ausmass der Brennstabhüllrohrdefekte nach dem Jahr 2000 signifikant abgenommen haben. Obwohl die primär durch Fremdkörperreibung verursachten Defekte noch Sekundärschäden (Hüllrohrumfangsbruch resp. kurze Axialrisse) zur Folge hatten, wurden nach dem Jahr 2000 nur geringe Mengen Uran ausgewaschen. Dementsprechend zeigt der Verlauf des sogenannten Tramp-Urans, das sich auf den Oberflächen der Brennelemente und Reaktoreinbauten befindet, seit dem Jahr 2001 eine starke Abnahme, was sich auf die radiologische Situation während der Revisionsstillstände günstig auswirkte.

Zur Rechtfertigung des zeitweiligen Einsatzes von durch ESSC vorgeschädigten SVEA-96-BE verlangte die HSK die Einhaltung spezieller Kriterien. Zum Nachweis der Einhaltung der HSK-Kriterien führte das KKL während der Revisionsstillstände 1997 bis 2001 umfangreiche BE-Inspektionen (Oxiddicken-Messungen) durch. Die Konservativität dieser Messungen wurde durch zerstörende Untersuchungen am PSI-Hotlabor abgesichert. Dem Phänomen der ESSC konnte durch Änderung der KKL-Wasserchemie ab Zyklus 14 (1997/1998) und durch den zunehmenden Einsatz verbesserter Hüllrohrmaterialien (LK2+, LK3) in den Folgezyklen wirksam begegnet werden. Mit diesen Hüllrohrmaterialien wurde – wie die Oxiddickenmessungen belegten – die gültige Auslegungsbasis bezüglich Korrosion auch im Abstandhalterbereich der Hüllrohre eingehalten, sodass die HSK-Kriterien für den Brennstoffeinsatz unter ESSC-Bedingungen entfallen konnten. Der Zustand der inspizierten Brennelemente kann aus heutiger Sicht als gut bezeichnet werden. Die Korrosion der Brennstabhüllrohre vom Typ LK3 ist bis zu hohen BE-Abbränden (60 MWd/kgU) auf niedrigem Niveau. Dazu beigetragen hat eine sorgfältig kontrollierte Wasserchemie im KKL.

Das ab dem Jahr 1995 verfolgte Hochabbrand-Programm stützte sich auf den Einsatz von wenigen (4 - 8) Vorläufer-Brennelementen pro Brennelementtyp. Durch regelmässige Inspektionen dieser Hochabbrand-Vorläufer wurde die Einhaltung der einschlägigen Auslegungskriterien schrittweise bis zu den angestrebten Abbränden abgesichert. Erst nach der erfolgreichen Erprobung der Hochabbrand-Vorläufer-BE beantragte KKL eine Erhöhung des Entladeabbrandes für Brennelemente in Nachlademengen.

## **5.7 Konzept und Ergebnisse des operationellen Strahlenschutzes**

### **5.7.1 Organisation des Strahlenschutzes**

#### **Angaben des KKL**

Die drei Ressorts Strahlenschutz, Chemie und Technik erledigen Strahlenschutzaufgaben und sind in der Abteilung Überwachung integriert. Die Abteilung verfügt insgesamt über drei von der HSK anerkannte Strahlenschutzsachverständige, fünf lizenzierte Strahlenschutztechniker, neun lizenzierte Strahlenschutzfachkräfte und einen Strahlenschutzingenieur.

Das Ressort Strahlenschutz ist zuständig für die Beurteilung des radiologischen Gefährdungspotenzials, die Anordnung und Durchführung von Schutzmassnahmen sowie die Freimessung von Materialien. Zusätzlich wickeln vier Gefahrgutbeauftragte des Ressorts die Gefahrguttransporte radioaktiver Stoffe (Klasse 7) ab.

Im Ressort Chemie werden unter Verwendung chemischer Analysemethoden Aufgaben im Strahlenschutzbereich durchgeführt. Dazu gehören der Betrieb der Radioanalytik, die Überwachung der Abgaben an die Umwelt und die Bilanzierung der Emissionen.

Dem Ressort Technik sind die Gruppen Dosimetrie, Entsorgung und Dekontamination sowie Chemotechnik zugewiesen. Dieses Ressort ist für Personen- und Umgebungsüberwachung, Bereitstellung von Strahlenschutzmessgeräten sowie die Bewirtschaftung und Entsorgung radioaktiver Abfälle zuständig.

Im Jahr 2001 wurde die Verantwortung für die Abwicklung der Transporte radioaktiver Stoffe und die Freimessung inaktiver Materialien vom Ressort Technik an das Ressort Strahlenschutz übertragen. Im gleichen Jahr wurde die Anzahl von Gefahrgutbeauftragten von drei auf vier erhöht. Des Weiteren wurde die Gruppe Chemotechnik vom Ressort Chemie in das Ressort Technik transferiert, um Synergien auf dem Gebiet der Abwasserreinigung und der Entsorgung radioaktiver Abfälle zu gewinnen. Der Leiter des Ressorts Technik wurde im Jahr 2005 nach erfolgreich abgeschlossener Ausbildung zum Strahlenschutzsachverständigen ernannt. Im gleichen Jahr wurde im Ressort Strahlenschutz ein Strahlenschutzingenieur für übergeordnete Aufgaben angestellt.

Die Arbeitsweise des Strahlenschutzes im KKL orientiert sich an den gesetzlich verankerten Grundsätzen Rechtfertigung, Optimierung und Einhaltung von Grenzwerten. Dank der Verankerung im TQM sind diese Grundsätze für alle KKL-Mitarbeitenden verbindlich. Verantwortlich für die Einhaltung der Strahlenschutzvorschriften ist der Kraftwerksleiter, der zur Erfüllung dieser Aufgabe Strahlenschutzsachverständige ernannt hat. Die Tätigkeiten sind in Stellen- und Funktionsbeschreibungen festgelegt. Die Aufgaben und Zuständigkeiten im Strahlenschutz sind im derzeit gültigen Strahlenschutzreglement RE/021 Rev.1 vom 31.5.2000 festgehalten.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf Art. 6 und 16 des Strahlenschutzgesetzes StSG (SR 814.50), Art. 10, 16 und 18 der Strahlenschutzverordnung (StSV, 814.501) und Art. 7, 30, 31 der Kernenergieverordnung (KEV, SR 732.11). Ferner kommt die Richtlinie HSK-R-37 „Anerkennung von Strahlenschutz-Ausbildungen und -Fortbildungen im Aufsichtsbereich der HSK“ zur Anwendung.

Die gesetzlichen Vorgaben verlangen übergreifend, dass nur sachkundige Personen Tätigkeiten mit ionisierender Strahlung ausüben dürfen. Ferner müssen zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit beim Betrieb von Kernanlagen (Überwachung) geeignete Organisationsstrukturen vorhanden sein. Eine eindeutige Festlegung von Zuständigkeiten und Kompetenzen muss bestehen.

### **Beurteilung der HSK**

Im Beurteilungszeitraum hat die HSK zahlreiche Inspektion und Fachsitzungen im KKL durchgeführt und dabei festgestellt, dass die administrativen und technischen Strahlenschutzarbeiten professionell und vorschriftsmässig durchgeführt werden. Die HSK konnte zudem Einsicht in die Personalplanungsunterlagen nehmen. Sie kommt zum Schluss, dass die entsprechende Ausbildung und Organisation des Personals der Abteilung Überwachung die Erwartungen erfüllt.

Das derzeit gültige Strahlenschutzreglement RE/021 Rev.1 vom 31.5.2000 erfüllt aus Sicht der HSK die wichtigsten Anforderungen der KEV. Es fehlen aber einige Aufgaben, wie die Inventarisierung und Überprüfung von Strahlenquellen (Quellendienst) oder die Bearbeitung (u. a. Meldung, Analyse, Dokumentation) von Betriebsstörungen mit radiologischen Auswirkungen. Andere Aufgabenblöcke werden generell und ohne Verweis auf detaillierte Weisungen abgehandelt. Das KKL hat der HSK versichert, dass die Anforderungen an ein Strahlenschutzreglement durch die geplanten Erweiterungen im TQM erfüllt werden sollen.

### Forderung 5.7.1-1

Das Strahlenschutzreglement ist bis 31. Dezember 2009 zu revidieren, indem ein Dokument zu erstellen ist, das die Umsetzung des Strahlenschutzreglements in die entsprechenden praxistauglichen Prozesse des neuen TQM darstellt.

## 5.7.2 Kollektiv- und Individualdosen

### Angaben des KKL

Während des 10-jährigen Beurteilungszeitraumes schwankten die im KKL ermittelten Jahreskollektivdosen zwischen 443 und 1965 Pers.-mSv. Die vom Umfang der Arbeiten abhängigen Spitzenwerte der jährlichen Kollektivdosen wurden in den Jahren 1996 (1965 Pers.-mSv) und 2004 (1791 Pers.-mSv) erreicht. Sie rührten von den Arbeiten zur Leistungserhöhung (1996) sowie von umfangreichen zerstörungsfreien Prüfungen und ungeplanten Reparaturen beider Umwälzpumpen (2004) her. Die im KKL, mit Ausnahme des Jahres 2004, erzielten jährlichen Kollektivdosen lagen gemäss Abb. 5-14 im Beurteilungszeitraum tiefer als die über alle weltweiten Siedewasserreaktoren und über die Siedewasserreaktoren des Typs BWR/6 gemittelten jährlichen Kollektivdosen.

Die zur Reduktion der Dosis ergriffenen technischen und administrativen Massnahmen werden im KKL unter dem Titel "ALARA-Arbeit" zusammengefasst. Die einzelnen Massnahmen beinhalten eine gezielte Arbeitsplanung, temporäre Abschirmungen, eine ausgewogene Wasserchemie, Substitution kobalthaltiger Werkstoffe, den Einsatz von Manipulatoren sowie standardisierte Arbeitsabläufe und Mock-Up-Training.

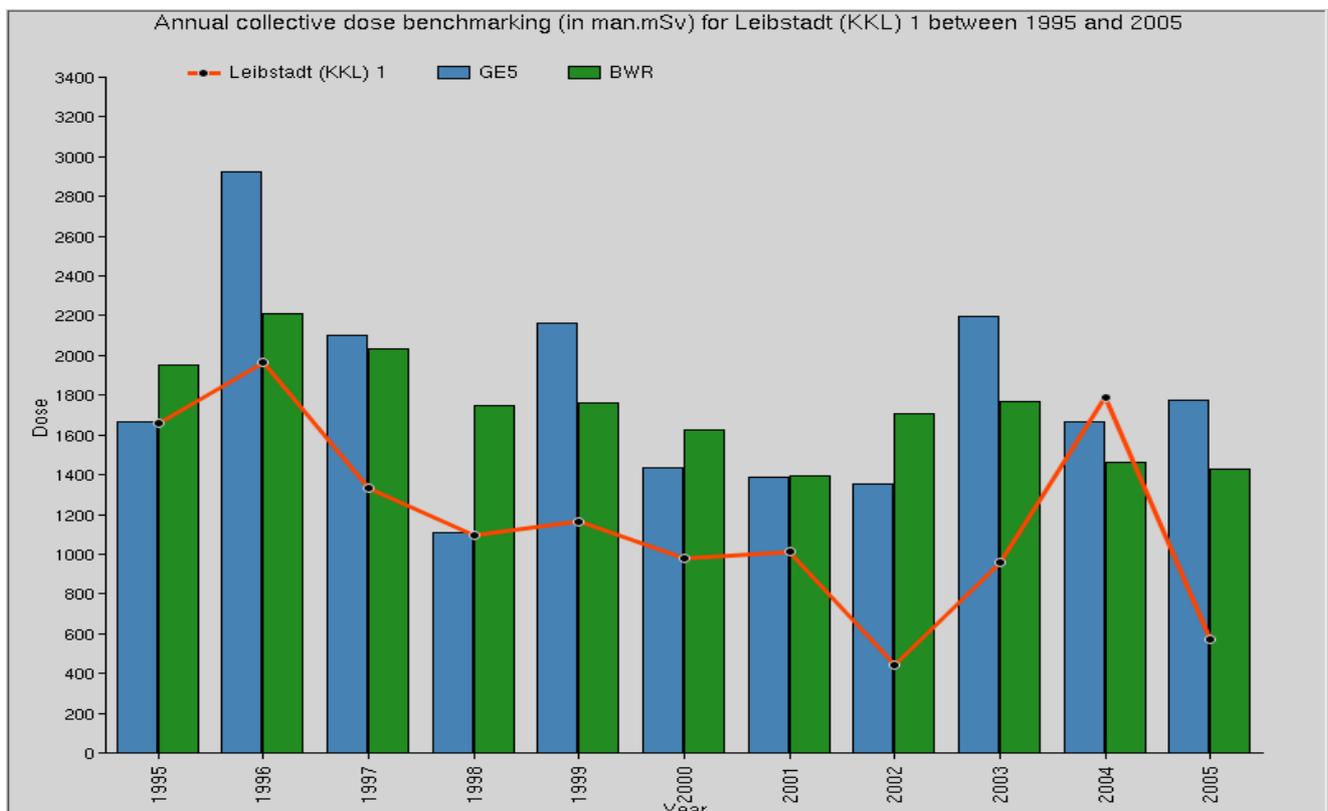


Abb. 5-14: Vergleich der jährlichen Kollektivdosis im KKL mit der Kollektivdosis in anderen Anlagen des Typs BWR/6 (GE5) und in allen Siedewasserreaktoren (BWR)

Aufgrund der geplanten HWC-Fahrweise (Hydrogen Water Chemistry), die insbesondere im Maschinenhaus zu einer erhöhten Strahlenexposition des Personals geführt hätte, bewertete das KKL das Optimierungspotenzial der jobdosimetrischen Ergebnisse in diesem Anlagenbereich. Das daraus entstandene Konzept für die betriebliche Überwachung sah die Installation eines Kamerasystems im Maschinenhaus vor. Das Instandhaltungskonzept während des Leistungsbetriebs und das Zutrittskonzept wurden 2004 auf Wirksamkeit und Machbarkeit getestet. Obwohl das KKL die HWC-Fahrweise zu Gunsten von OLNC (Online Noble Chemistry) aufgegeben hat (s. Kapitel 6.14.3), wurde im Sinne von ALARA entschieden, das Kamerasystem zu installieren und ein entsprechendes Überwachungskonzept umzusetzen.

Das KKL hat 1995 einen internen Richtwert von 15 mSv pro Jahr für die Individualdosis des Eigenpersonals festgelegt. 1999 wurde dieser auf 10 mSv pro Jahr reduziert. Ab 2001 lagen die Individualdosen unter diesem Wert. Für das Fremdpersonal gilt der von der Strahlenschutzverordnung vorgegebene Grenzwert von 20 mSv pro Jahr und Person. Als begrenzende Massnahme für die Dosis des Fremdpersonals wird das Konzept der Dosiskontingente verwendet. Jede Fremdfirma teilt ihren im KKL tätigen Mitarbeitenden ein Dosiskontingent zu, das nicht überschritten werden darf. Das KKL verpflichtet sich, dieses Dosiskontingent einzuhalten.

Das KKL stellt fest, dass die mittlere Individualdosis des Eigenpersonals während der Beurteilungsperiode von 1,5 auf etwa 0,75 mSv pro Jahr gesunken ist und damit unter dem Grenzwert von 1 mSv pro Jahr für nichtberuflich strahlenexponiertes Personal liegt.

Während des Beurteilungszeitraums wurde eine Inkorporation mit einer Folgedosis von 1,1 mSv ( $E_{50}$ ) festgestellt. Eigen- und Fremdpersonal, das im KKL Arbeiten mit erhöhtem Inkorporationsrisiko ausführt, wird etwa in der Mitte der Revisionsabstellung zu einer zusätzlichen Triagemessung aufgefordert. Das KKL stellt fest, dass das Konzept zum Schutz vor Inkorporationen wirksam ist.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf Art. 6, 34, 35, 37, 42, 43 und 44 der StSV, die Richtlinie HSK-R-11 "Strahlenschutzziele im Normalbetrieb von Kernanlagen" und die Richtlinie HSK-R-12 „Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts“.

### **Beurteilung der HSK**

Die in den Jahren 1996 und 2004 aufgetretenen Spitzenwerte der jährlichen Kollektivdosen waren vorwiegend in geplanten Instandhaltungsmassnahmen begründet. Über den gesamten Beurteilungszeitraum zeigen die jährlichen Kollektivdosen vom KKL einen generellen Abwärtstrend, der auch bei den mittleren und maximalen Individualdosen zu verzeichnen ist. Die im weltweiten Vergleich deutlich niedrigen jährlichen Kollektivdosen im KKL unterstreichen die vorausschauende und gezielte Instandhaltungsplanung.

Die HSK stellt fest, dass das KKL die Vorgaben bezüglich Dosisgrenzwerten, -planungszielen und -meldungen eingehalten hat. Die Einführung eines KKL-internen Jahresrichtwertes, der dem halben gesetzlich vorgegebenen Grenzwert von 20 mSv pro Jahr entspricht, wird begrüsst. Damit wird dem Optimierungsprinzip im Strahlenschutz explizit Rechnung getragen.

### 5.7.3 Strahlenschutzplanung und Optimierung

#### Angaben des KKL

Das KKL erstellt für jede Arbeit, die zu einer Kollektivdosis von mehr als 10 Pers.-mSv führen kann, eine Strahlenschutzplanung (Arbeitsplanung). Die Schwelle liegt deutlich unter der behördlichen Vorgabe von 50 Pers.-mSv. Der entsprechende Prozess wurde kontinuierlich verbessert und ins TQM integriert. Er wird routinemässig eingesetzt. Nach Angaben des KKL kann eine dosisoptimierte Arbeitsausführung nur gewährleistet werden, wenn der betriebliche Strahlenschutz in die Planungsphase von Instandhaltung und Anlagenänderungen einbezogen wird. Deshalb ist ein Vertreter des Strahlenschutzes in den relevanten Gremien permanent vertreten und alle Anlagenänderungen werden auf Dosisrelevanz geprüft.

#### Beurteilungsgrundlage der HSK

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf Art. 6, 33, 34, 35 und 37 StSV, auf die Richtlinien HSK-R-07 „Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes“, HSK-R-11 „Strahlenschutzziele im Normalbetrieb von Kernanlagen“ und HSK-R-15 „Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken“ sowie auf die Kapitel 2, 3 und 6 der Publikation 75 der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP).

Die Notwendigkeit von Dosisplanungszielen und Strahlenschutzplanungen zur Optimierung der Dosen ist in der Richtlinie HSK-R-11 angesprochen.

#### Beurteilung der HSK

Die HSK hat für den aktuellen Beurteilungszeitraum die tatsächlich akkumulierten Revisionskollektivdosen im KKL mit den entsprechenden Planwerten verglichen. Im operationellen Strahlenschutz wird im Allgemeinen eine Abweichung von  $\pm 20\%$  akzeptiert. Mit Ausnahme von drei Jahren wichen die ermittelten Revisionskollektivdosen im KKL lediglich um  $\pm 15\%$  von den Planwerten ab. Im Jahr 1999 wurde die geplante Revisionsdosis von 650 Pers.-mSv um 24 % überschritten, da die Aufenthaltszeiten im Drywell aufgrund unerwartet aufwändiger Instandsetzungsarbeiten an Antrieben des Steuerstabantriebssystems länger waren als geplant. Für die Revision 2001 waren 1050 Pers.-mSv abgeschätzt, der Wert wurde aber um 26 % unterschritten, da für die geplanten Instandhaltungsarbeiten kürzere Aufenthaltszeiten in den Strahlenfeldern erforderlich waren als vorgängig abgeschätzt. Zur Jahresrevision 2002 wurde die Anlage optimiert abgefahren. Dies hatte günstige radiologische Bedingungen in der Sekundäranlage zur Folge. Die strahlenschutztechnischen Verhältnisse im wasserbeaufschlagten Teil der Primäranlage waren ebenfalls besser als erwartet. Statt der geplanten 451 Pers.-mSv war die Kollektivdosis nur 246 Pers.-mSv, und damit 55 % niedriger. Die HSK kommt zum Schluss, dass über den gesamten Beurteilungszeitraum betrachtet die Planwerte im KKL gut mit den akkumulierten Kollektivdosen übereinstimmen.

Das KKL ist den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-15 bezüglich Einreichen von Strahlenschutzplanungen für Arbeiten mit einer Kollektivdosis grösser 50 Pers.-mSv nachgekommen. Es führt solche Planungen schon ab einer Kollektivdosis von 10 Pers.-mSv durch, was von der HSK als gute Praxis bewertet wird.

## 5.7.4 Dosisleistung und Aktivitätskonzentration in der Anlage

### Angaben des KKL

In den begehbaren Bereichen des KKL werden die Ortsdosisleistungen quartalsweise gemessen. An Komponenten erfolgt die Messung jährlich sowie bei Instandhaltungsarbeiten. Die Messresultate werden in einer Datenbank verwaltet und in Form von Isodosenkarten in der Anlage ausgehängt.

Die jährlichen nuklidspezifischen Messungen an innenseitig kontaminierten Systemoberflächen belegen, dass die Ortsdosisleistung während der Jahresrevisionen in der Primäranlage massgebend durch Co-60 verursacht wird. Dank der Zinkdosierung fand bis 1994 eine markante Reduktion der Dosisleistung an den Umwälzschleifen statt (s. Abb. 5-15). Im Laufe des Beurteilungszeitraumes stieg die Dosisleistung parallel zur steigenden Co-60-Konzentrationen im Reaktorwasser wieder an. Nach einem Maximum im Jahr 2000 liegt die Dosisleistung am Ende des Beurteilungszeitraumes mit rund 1,3 mSv/h wieder auf dem Niveau von 1994. Die beiden Systemdekontaminationen (1994 und 2004) führten temporär zu Reduktionen der Dosisleistungen an Teilen der Umwälzschleifen.

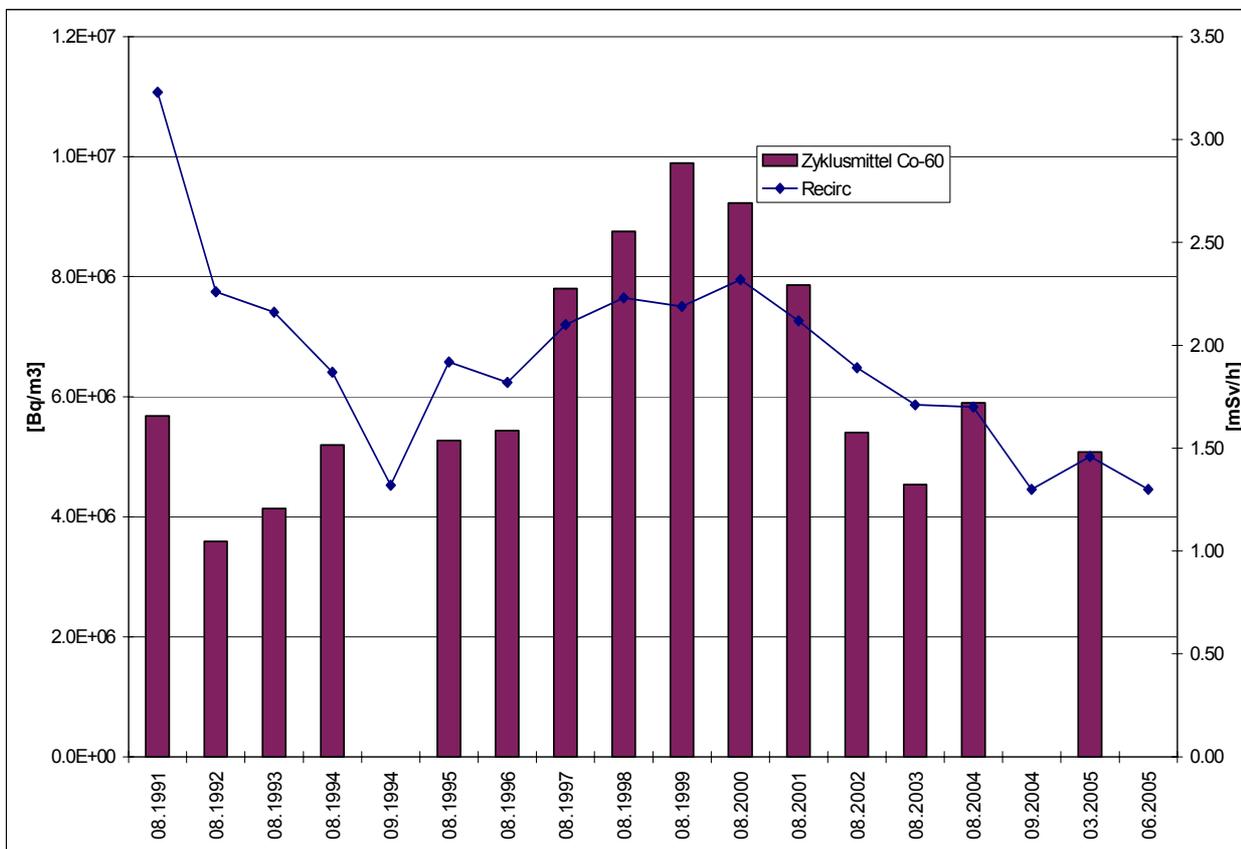


Abb. 5-15: Co-60 im Reaktorwasser und Dosisleistung an der Umwälzschleife

Ein Hot-Spot mit einer Dosisleistung von ca. 400 mSv/h befindet sich in einer Leitung des Reaktorwasserreinigungssystems (Drywell, -4 m). Im Jahr 2004 erschwerte diese hohe Ortsdosisleistung die geplante zerstörungsfreie Prüfung. Der Hot-Spot soll mittels Endoskopie charakterisiert und die Methode zu dessen Entfernung bestimmt werden.

Die radiologische Situation in der Sekundäranlage wurde durch Freisetzungen radioaktiver Stoffe aus defekten Brennstabhüllrohren und deren Übertrag auf dem Dampfpfad in die Sekundäranlage geprägt. Das KKL konnte im Bewertungszeitraum nur während zwei Zyklen ohne Brennstoffschaden

betrieben werden, seit Beginn des Zyklus 21 (August 2004) sind aber keine Hüllrohrschäden mehr aufgetreten. Dank den kurzen Halbwertszeiten einiger der freigesetzten Spaltprodukte (I-131,  $T_{1/2} = 8$  Tage und Ba/La-140;  $T_{1/2} = 12$  Tage) konnte gegen Ende der Revisionen eine deutliche Reduktion der Dosisleistung festgestellt werden. Das KKL stellt fest, dass neben dem Ausmass der Brennelementschäden auch die Art des Abfahrens und der anschliessende Spülbetrieb dosisbestimmend sind. Es zeigte sich, dass eine frühzeitige Isolation des Reaktors und das systematische Spülen und Belüften der Sekundäranlage zu günstigen radiologischen Bedingungen führen.

Beim Betrieb der Anlage wird die Dosisleistung in der Sekundäranlage durch N-16 dominiert. Nach der Leistungserhöhung stieg die Ortsdosisleistung im Bereich der Hochdruck-Turbine erwartungsgemäss um ca. 30 % an. Die Ergebnisse der durchgeführten Dosisleistungsmessungen sind ein wichtiges Instrument für die Beurteilung und Planung von Störungsbehebungen an der laufenden Anlage.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf Art. 6 StSV, auf die Richtlinie HSK-R-07 „Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes“ und auf die Erfahrungswerte der HSK aus dem Betrieb von anderen Siedewasseranlagen.

### **Beurteilung der HSK**

Die Aktivitätskonzentration in den Anlagensystemen und -komponenten des KKL wurde im Beurteilungszeitraum zu einem Teil von den Auswaschungen aus defekten Brennstäben bestimmt. Das massgebende Nuklid für die Kollektivdosen ist allerdings das Aktivierungsprodukt Co-60. Durch die Dosierung des Primärkreislaufs mit Zink, dessen Isotop Zn-64 vorher abgereichert wurde, fand eine markante Reduktion der Dosisleistung an den Umwälzschleifen statt. In der Sekundäranlage zeigte sich, dass eine frühzeitige Isolation des Reaktors und ein systematisches Spülen und Belüften der Anlage zu günstigen radiologischen Bedingungen führen.

Das KKL hat Massnahmen zur Reduktion der Aktivität in den Systemen und Optimierung der radiologischen Arbeitsverhältnisse umgesetzt. Die Dosisleistungen liegen im Erwartungsbereich für Siedewasserreaktoren. Eine Ausnahme bildet der Hot-Spot in einer Leitung des Reaktorwasserreinigungssystems mit einer Dosisleistung von ca. 400 mSv/h. Das KKL hat während der Revision 2008 eine Endoskopie des Hotspots durchgeführt. Die Bergung (Rausspülung) ist in der Revision 2010 geplant.

## **5.7.5 Oberflächenkontamination**

### **Angaben des KKL**

Die lose Oberflächenkontamination ( $\beta/\gamma$ ) an normal begehbaren Orten wird vom KKL täglich mittels Wischtests an 44 definierten Positionen ermittelt. Während Revisionen mit vorangehendem Brennstoffschaden werden zusätzlich Direktmessungen bezüglich  $\alpha$ -Kontamination durchgeführt. Die ermittelten Messresultate werden in einer Datenbank erfasst.

In der überwiegenden Zahl aller Messungen konnte keine Kontamination oberhalb der Nachweisgrenze (ca.  $1,5 \text{ Bq/cm}^2$  für  $\beta/\gamma$ -Strahler) festgestellt werden. Gelegentlich traten Befunde  $> 1 \text{ CS}$  ( $3 \text{ Bq/cm}^2$ ) auf. Diese wurden meistens durch die Probenahme entfernt und erforderten daher keine Reinigungsmassnahmen. Häufig lag die Ursache in der Handhabung und dem Transport von geringfügig kontaminierten Werkzeugen, Gerätschaften und sonstigen Hilfsmitteln. Im Bereich von temporären Zonen für Instandhaltungsarbeiten waren generell keine Kontaminationsverschleppungen zu verzeichnen.

## **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die HSK-Beurteilung stützt sich auf Art. 6 StSV und auf die Richtlinie HSK-R-07 „Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes“.

## **Beurteilung der HSK**

Der radiologische Zustand im KKL wird bezüglich der Oberflächenkontaminationen als gut beurteilt. Die Einteilung der kontrollierten Zone in einzelne Zonentypen entsprach der vorhandenen oder realistisch zu erwartenden Oberflächenkontamination. Die in der Richtlinie HSK-R-07 festgelegten Tenuevorschriften wurden konsequent eingehalten.

### **5.7.6 Luftkontamination**

#### **Angaben des KKL**

Die  $\beta/\gamma$ -Luftkontaminationen werden im KKL täglich mittels Aerosolsammlern und anschliessender Messung an 15 Positionen bestimmt. Bei positiven Befunden werden die erhobenen Proben zusätzlich nuklidspezifisch ausgewertet. Ausserdem kommen kontinuierlich arbeitende  $\beta/\gamma$ -Luftmonitore zum Einsatz. Die Ergebnisse werden in einer Datenbank erfasst. Bei Instandhaltungsarbeiten werden arbeitsplatzspezifische Proben erhoben.

In der kontrollierten Zone (Typ I) treten positive Befunde oberhalb der Nachweisgrenze selten auf. Sie stammen häufig von den Edelgastöchtern Rb-88 und Cs-138. Diese haben eine kurze Halbwertszeit und daher eine geringe Radiotoxizität. Obwohl für den Schutz des Personals von untergeordneter Bedeutung, gibt deren Auftreten wertvolle Hinweise auf mögliche Dampfleckagen.

Zu Beginn der Revisionen ist vor allem mit einer Freisetzung von I-131 zu rechnen. Beim Öffnen von Systemen kann es zu einem Austrag in die Raumluft kommen. Dieses Phänomen tritt besonders nach einem Betrieb mit defekten Brennstabhüllrohren auf. Hohe Temperaturen an den exponierten Systemoberflächen beschleunigen diesen Vorgang. Um dem zu begegnen, hat KKL ein Spül- und Kühlprogramm entwickelt. Dessen Ziel ist eine grossflächige Unterdruckhaltung in Systemen und der kanalisierte Transport luftgetragener radioaktiver Stoffe auf fest installierte oder temporäre Aktivkohlefilter.

Die Überwachung von  $\alpha$ -Strahlern erfordert ein besonderes Augenmerk. Grundsätzlich wird angestrebt, durch das vorhandene Instrumentarium zur Kontrolle der  $\beta/\gamma$ -Luftkontamination die  $\alpha$ -Strahler indirekt mit zu überwachen. Wo dies nicht möglich ist, kommen direkt messende  $\alpha$ -Luftmonitore zum Einsatz. Die  $\alpha$ -Luftkontamination ist für den operationellen Strahlenschutz primär ein konzeptionelles und messtechnisches Problem. Es musste nach Angaben des KKL nie alleine aufgrund der  $\alpha$ -Luftkontamination das Tragen von Atemschutz angeordnet werden.

## **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die HSK-Beurteilung stützt sich auf Art. 6 StSV und auf die Richtlinie HSK-R-07 „Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes“.

## **Beurteilung der HSK**

Die im KKL selten auftretenden  $\beta/\gamma$ -Luftkontaminationen wurden wirksam erfasst und die Freisetzung von I-131 zu Beginn der Revisionen wurde wirksam eingedämmt. Der messtechnischen Erfassung der  $\alpha$ -Luftkontamination wird aufgrund ihrer biologischen Wirkung korrekter Weise besondere Beach-

tung geschenkt. Die Einteilung der kontrollierten Zone in einzelne Zonentypen entsprach der vorhandenen oder realistisch zu erwartenden Luftkontamination. Die in der Richtlinie HSK-R-07 festgelegten Tenuevorschriften wurden konsequent eingehalten.

### **5.7.7 Zoneneinteilung, Garderoben, Schutz- und Hilfsmittel**

#### **Angaben des KKL**

Die Gebäudeteile und Räumlichkeiten, in denen radioaktive Stoffe gehandhabt werden oder in welchen Personen eine Dosis über 1 mSv pro Jahr akkumulieren können, stuft das KKL als kontrollierte Zone ein. Alle kontrollierten Zonen befinden sich im überwachten Bereich des KKL. Das Konzept entspricht damit den Vorgaben in der Richtlinie HSK-R-07. Die Eingänge zu den kontrollierten Zonentypen I bis IV sind entsprechend beschildert. Die Zutrittsbedingungen und die persönlichen Schutzmassnahmen sind schriftlich festgelegt.

Es wurde eine Überprüfung des radiologischen Zonenkonzepts eingeleitet, nachdem bei mehreren meldepflichtigen Ereignissen (Ereignis 02-006 „Erhöhte Kontamination in den AWE-Räumen“, Ereignis 02-028 „Kondensatentwässerung der AWE-Zuluftleinheit nicht zonenkonform“, Ereignis 04-018 „Kontamination an der Aussenseite der KAKO-Behälter“) Abweichungen von Vorgaben des Zonenkonzepts festgestellt wurden. Die Überprüfung betrifft die gesamte Anlage und führte bisher zur Identifikation verschiedener Verbesserungspotenziale.

Diese betreffen die Gebäudelüftung und deren Entwässerung in der Aktivwerkstatt. Darüber hinaus liegen für das Schaltanlagen- und das Kaltkondensatgebäude Abklärungen und Verbesserungsvorschläge vor. Im Falle des Kaltkondensatgebäudes hat sich KKL entschlossen, das gesamte Gebäude einzuzonen.

Im überwachten Bereich ausserhalb der kontrollierten Zone und innerhalb der Umzäunung des Kraftwerksgeländes werden in der Regel keine radioaktiven Stoffe gelagert. Mit Zustimmung der Behörden werden aber in diesem Bereich vereinzelt leicht radioaktive Komponenten zum Abklingen aufbewahrt. Diese geeignet verpackten Komponenten werden regelmässig auf eventuell auftretende Kontaminationen geprüft. Im überwachten Bereich wird eine Ortsdosisleistung kleiner als 0,6 mikroSv/h grundsätzlich eingehalten. Gebiete, wo diese Limite nicht eingehalten werden kann, sind abgesperrt, beschildert und der Zutritt ist nur für Personen mit Dosimeter zulässig.

Für die arbeits- und personalintensiven Revisionen im Zusammenhang mit der Leistungserhöhung wurden die Zonengarderobe und -wäscherei auf höhere Kapazitäten ausgebaut. Diese Kapazitätserhöhung wirkte sich positiv auf die nachfolgenden Revisionen aus.

#### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die HSK-Beurteilung stützt sich auf Art. 1, 2, 3, 37, 58 - 60, 69 - 71, 75, 82 und 102 StSV, die Definition der kontrollierten Zone (Anhang 1 StSV) und den Geltungsbereich der StSV (Anhang 2 StSV) sowie die Richtlinie HSK-R-07.

#### **Beurteilung der HSK**

Anhand der Ergebnisse aus Inspektionen und Fachgesprächen sowie anhand der eingereichten PSÜ-Unterlagen kommt die HSK zum Schluss, dass das Zonenkonzept des KKL den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-07 weitgehend entspricht. Das Zonenkonzept und seine Realisierung in der Praxis haben erfolgreich zum Schutz des Personals beigetragen.

Im KKL gab es im Berichtszeitraum allerdings einige Ereignisse, die Schwächen in der Umsetzung des Zonenkonzepts offenbarten. Das KKL führt deshalb seit dem Jahr 2005 eine umfassende Überprüfung des Zonenkonzeptes durch. Die HSK wird in regelmässig stattfindenden Fachsitzungen ausführlich über den Stand der Arbeiten informiert. Erste Verbesserungen, wie die Verhinderung von Rückströmungen in den Abluftkanälen der Aktivwerkstatt und die Einzonung des Kaltkondensatgebäudes, wurden zwischenzeitlich realisiert. Die HSK erkennt die in diesem Zusammenhang vom KKL durchgeführten Analysen und Massnahmen zur Verbesserung des Zonenkonzeptes an.

Die Kapazitäten der Zonengarderobe und -wäscherei waren auch bei Revisionsabstellungen mit hohem Personalbedarf und vielen Arbeiten immer ausreichend. Die eingesetzten Schutzausrüstungen sind zweckmässig und entsprechen dem Stand der Technik. Die Menge der vorrätigen Schutzmittel ist für den Normalfall ausreichend.

### **5.7.8 Instrumentierung für den operationellen Strahlenschutz**

#### **Angaben des KKL**

Für Messungen der Luftkontamination werden im KKL fest installierte und mobile Aerosolsammler eingesetzt. Auf dem Aktivkohlefilter der mobilen Aerosolsammler sammeln sich Aerosole und Iod aus der Raumluft. Eine grobe Bestimmung dieser Konzentration erfolgt durch Auswertung der Aktivkohlefilter mit Aktivitätsmessgeräten, die auch zur Auswertung von Oberflächenkontaminationskontrollen verwendet werden.

Mit dem Einsatz der sechs vorhandenen  $\alpha/\beta$ -Aerosolmonitore kann die Konzentration von  $\alpha$ - und  $\beta$ -Strahlern in der Raumluft bestimmt werden. Beim Erreichen eines vordefinierten Alarmwerts werden vor Ort akustische und optische Alarme ausgelöst. Nachträglich können die gespeicherten Messwerte elektronisch ausgewertet werden. Einer der Monitore ist fest im System zur Personenüberwachung eingebaut, je ein weiterer ist in der Dekontaminationswerkstatt und im Brennelementlager stationiert. Die übrigen drei Monitore werden temporär zur mobilen Arbeitsplatzüberwachung eingesetzt.

Für die Messung der Edelgase stehen zwei spezielle Monitore zur Verfügung: Der eine ist im Personenüberwachungssystem fest eingebaut, der andere ist im Brennelementlager stationär eingerichtet.

In den kommenden Jahren werden die  $\alpha/\beta$ -Aerosolmonitore ihre technische Lebensdauer erreichen. Das KKL strebt an, diese Monitore durch solche zu ersetzen, die auch Iod messen können.

Die Anzahl der zur Verfügung stehenden mobilen und ortsfesten Messgeräte ist ausreichend gross, sodass es nie zu Engpässen gekommen ist. Sämtliche Messgeräte werden periodischen Prüfungen unterzogen. Das KKL sieht vor, die Geräte der älteren Generation durch neue zu ersetzen.

Im KKL werden für die radiologischen Messungen nur qualitätsgeprüfte Messgeräte eingesetzt. Während der Berichtsperiode wurden im Prüf- und Qualitätssicherungsverfahren für Strahlungsmessgeräte Änderungen eingeführt, um den Vorgaben in der Richtlinie HSK-R-47 nachzukommen. Das KKL führt als Beispiel die halbjährlichen Intervalle für die Konstanzprüfung an. Es stuft die Nacheichungen der mobilen Strahlenschutzmessgeräte am PSI als wertvoll ein. Der Umfang und die Häufigkeit der Prüfungen werden in einer TQM-Weisung geregelt. Diese Weisung zeigt ferner das Vorgehen und die Massnahmen auf, die einen störungsfreien Einsatz der Messgeräte gewährleistet. Eine Überarbeitung der gerätespezifischen Prüfvorschriften in Anweisungen und Checklisten sowie die anschließende Implementierung ins TQM ist vorgesehen.

Die Prüf-, Kalibrier- und Eichintervalle aller Messgeräte können in einer KKL-eigenen Datenbankanwendung abgerufen werden. Diese Daten wurden 2006 in das Integrierte Betriebs- und Instandhaltungssystem (IBIS) übernommen. Damit werden die Pflege der Daten und der Unterhalt der Geräte optimiert. Das Betriebspersonal darf nur geprüfte und mit einem KKL-Prüfkleber (mit Ablaufdatum) versehene Messgeräte einsetzen.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die HSK-Beurteilung stützt sich auf Art. 63 und 64 StSV, die Richtlinie HSK-R-07 „Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes“ und die Richtlinie HSK-G13 „Strahlenschutzmessmittel in Kernanlagen: Konzepte, Anforderungen und Prüfungen“.

### **Beurteilung der HSK**

Die HSK bewertet die Anzahl der Messgeräte und die Gerätetypen, die für den operationellen Strahlenschutz im KKL zur Verfügung stehen, aufgrund der eingereichten Unterlagen und der durchgeführten Inspektionen als ausreichend und zweckmässig. Es werden regelmässige Überprüfungen der Geräte durchgeführt und nachvollziehbar dokumentiert. Das KKL hat die Schwachstellen in seinem Gerätepark identifiziert und strebt seit längerem Verbesserungen an, wie z. B. die Vereinheitlichung der verwendeten Geräte. Diese dienen dazu, die Ersatzteilbeschaffung, den Unterhalt und die Prüfungen der Messgeräte zu vereinfachen. Der eingeschlagene Weg ist zielführend und wird von der HSK begrüsst.

## **5.7.9 Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone**

### **Angaben des KKL**

Die Equipe der Betriebssanität muss bei einem Personenunfall vor Ort oder in einem dafür ausgerüsteten Sanitätsraum Erste Hilfe leisten oder lebensrettende Sofortmassnahmen durchführen können. Es muss daher gewährleistet sein, dass die adäquate medizinische Behandlung möglichst schnell beginnt und die genutzte Ausrüstung dem aktuellen Wissensstand der Ersten Hilfe entspricht sowie regelmässig überprüft und ergänzt wird. Die Alarmierung und die Zusammenarbeit mit anderen Notfallequipes ist im KKL geregelt und den Sanitätern bekannt. Die Betriebssanität muss in Zusammenarbeit mit dem Strahlenschutz auch bei einem Personenunfall ausserhalb oder innerhalb der kontrollierten Zone, mit oder ohne Strahleneinwirkung die richtigen Massnahmen ergreifen. Dafür werden im KKL regelmässige Übungen sowie Aus- und Weiterbildungen durchgeführt.

Die Betriebssanität ist im KKL dem Kommando der Betriebsfeuerwehr unterstellt. Die Organisation und die Massnahmen der Betriebssanität sind dem Teilprozess SMUK (Schutz von Mensch und Umwelt vor konventionellen Gefahren) zugeteilt.

Das KKL kann auf drei Sanitätsstellen zurückgreifen, eine im Aufbereitungsgebäude, eine im Betriebsgebäude und eine in der Betriebsschutzanlage. Die Standorte und das Inventar der Sanitätseinrichtungen sind innerhalb des Teilprozesses SMUK in einem Spezialdokument festgehalten, die Prüfintervalle für das Sanitäts- und Rettungsmaterial sind in einer Anweisung definiert.

Die Equipe der Betriebssanität kann im Alarmierungsfall über die interne Telefonnummer 222 angefordert werden. Nach aussen erfolgt die Alarmierung durch den Dienst habenden Picketingenieur. Alle Mitglieder der Betriebssanität werden als Nothelfer nach den Richtlinien des Schweizerischen Samariterbundes ausgebildet. Aus- und Weiterbildung erfolgen entsprechend der Bedürfnisse unter Beratung eines Arztes. Die Aufgaben der Betriebssanität umfassen die Massnahmen zur Ersten Hilfe und

der lebensrettenden Sofortmassnahmen bei konventionellen Unfällen. Dazu kommen im Falle von Verletzungen mit Kontamination oder bei Verdacht auf Inkorporationen adäquate Massnahmen zur Dekontamination, zur Auswertung von Dosimetern sowie Massnahmen zum Nachweis einer Inkorporation zur Anwendung. Auf Anweisung des Strahlenschutzes geben die Betriebssanitäter auch Iodtabletten aus.

Die Alarmierung der Equipe ist sowohl während als auch ausserhalb der Normalarbeitszeit definiert. Während der Arbeitszeit wird von den Sanitätern vor Ort entschieden, ob eine Ambulanz oder die Rettungsflugwacht aufgeboden wird. Ausserhalb der Normalarbeitszeit erfolgt dies durch den Dienst habenden Wächter, der auch in Erster Hilfe ausgebildet ist. Während der Revision ist die Sanitätsstelle im Betriebsgebäude durch einen externen Sanitätsdienst besetzt. Das Verhalten bei einem Unfall ist in den Arbeitsunterweisungen festgelegt und in den Unterlagen sowie vor Ort in Ablaufschemata dokumentiert.

Bei einem Kontaminationsunfall in der kontrollierten Zone haben sich die Beteiligten an die gesetzlichen Grundlagen, sowie an das interne Strahlenschutzreglement zu halten. Für Dekontaminationsmassnahmen, die über das Waschen hinausgehen, ist eine Strahlenschutzfachkraft hinzuzuziehen. Die anzuwendenden Methoden zur Dekontamination, sowie bei Verdacht auf Inkorporation sind in Checklisten zusammengefasst.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die HSK-Beurteilung stützt sich auf den medizinischen Notfallplan für Strahlenunfälle im Kontrollbereich der HSK und auf die Richtlinien des Schweizerischen Samariterbundes.

### **Beurteilung der HSK**

Die Regelungen für die Ausbildung der Betriebssanitäter, sowie für die Organisation und die Aufgaben der Betriebssanität sind aus den vom KKL eingereichten Dokumenten ersichtlich. Die Ausbildung erfolgt nach den Richtlinien des Schweizerischen Samariterbundes. Die Planung für die Weiterbildungen erfolgt nach Bedarf.

Die Organisation der Betriebssanität des KKL erfüllt die Bedürfnisse, die an die Arbeit der Notfallteams in einem Kernkraftwerk gestellt sind. Ihre Aufgaben sowie die Schnittpunkte zu den Fachleuten des Strahlenschutzes und zur Feuerwehr sind definiert. Die Methoden der Ersten Hilfe und der lebensrettenden Sofortmassnahmen werden regelmässig beübt, sowohl konventionell als auch unter Annahme von Kombinationsverletzungen bei Bedingungen, die Strahlenschutzmassnahmen notwendig machen.

Der Sanitätsdienst in der Kontrollierten Zone des KKL steht in Übereinstimmung mit den Anforderungen der HSK, die im medizinischen Notfallplan für Strahlenunfälle im Kontrollbereich der HSK festgehalten sind. Eine adäquate medizinische Sicherheitsvorsorge ist gegeben.

## **5.8 Radioaktive Emissionen und Umgebungsüberwachung**

### **5.8.1 Abgabelimitierung und Überwachung der Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt**

Die heute gültigen, maximal zulässigen Abgaben radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre und in den Rhein wurden 1984 mit Bezug auf die damals gültige Strahlenschutzverordnung in den Auflagen der

Betriebsbewilligung<sup>42</sup> für das KKL festgelegt. 1994 erfolgte die Neufassung der Strahlenschutzverordnung (StSV). Aus diesem Grund setzte die HSK im Januar 1996 das aktuell gültige Abgabe- und Umgebungsüberwachungsreglement<sup>43</sup> in Kraft, welches sich weiterhin auf Auflage 3.2 der Betriebsbewilligung stützte und in welchem die Abgabelimiten den Anforderungen und Einheiten der StSV angepasst wurden. Im Zuge der Leistungserhöhung wurde die Betriebsbewilligung schliesslich im Jahr 1998 den neuen Gegebenheiten angepasst.

### Angaben des KKL

Im KKL ist für die Überwachung der Abgaben auf dem Luft- und Wasserpfad sowie die Kontrolle der Umgebung das Ressort Chemie zuständig. Es führt die Messungen durch, bilanziert die Abgaben und erstellt die diesbezüglichen Teile der Monats- und Jahresberichte. Die Bedingungen für die Durchführung der Messungen, die Abläufe und Verfahren sowie die Normalbetriebs-, Richt- und Grenzwerte sind in Vorschriften und Spezifikationen zusammengestellt, geprüft und genehmigt.

Das KKL beteiligt sich bezüglich der für die Abgabeüberwachung notwendigen Labormessungen regelmässig an internationalen Ringvergleichen. Die Resultate dieser Ringversuche gaben nie Anlass, die Laboranalysen in Frage zu stellen.

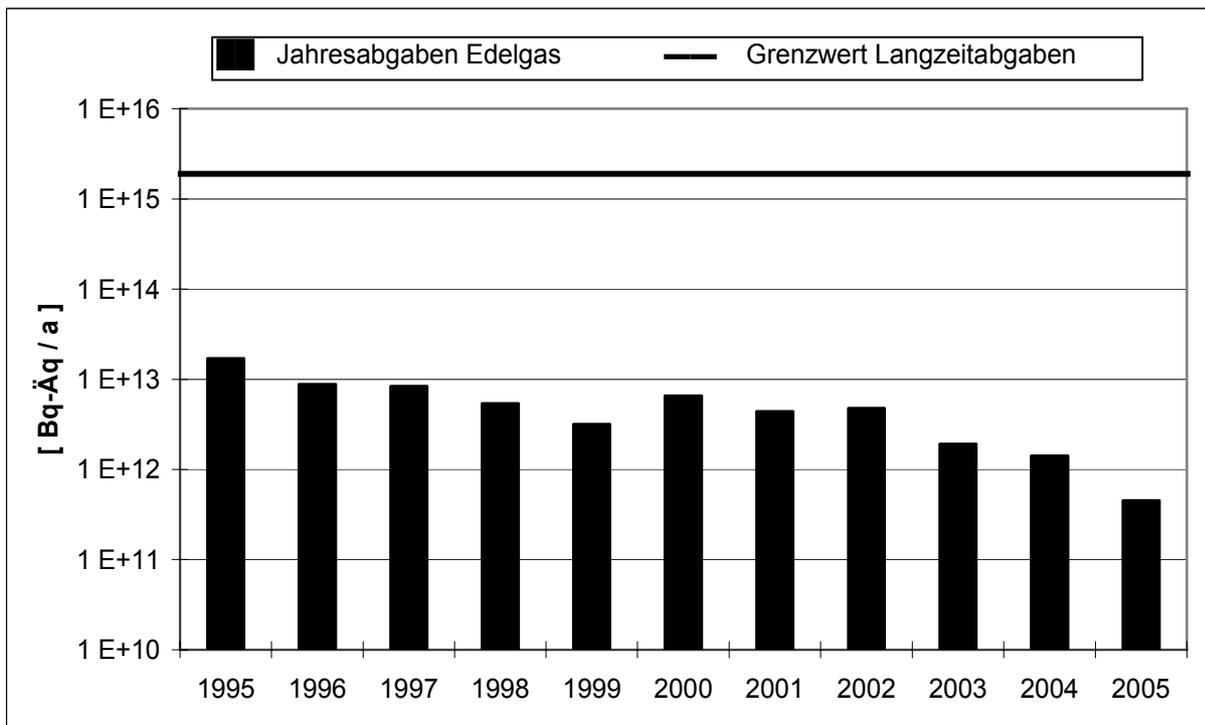


Abb. 5-16: Zeitlicher Verlauf der Edelgas Jahresabgaben im KKL innerhalb des Beurteilungszeitraumes

<sup>42</sup> Betriebsbewilligung des Eidgenössischen Verkehrs und Energiewirtschaftsdepartements (EVED) für das Kernkraftwerk Leibstadt vom 15. Februar 1984: Auflage gemäss Ziffer 3.2

<sup>43</sup> HSK 12/456, Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks Leibstadt (KKL) (Abgabe- und Umgebungsüberwachungsreglement), Januar 1996

Seit 1995 wurden die radioaktiven Edelgasabgaben im KKL um mehr als einen Faktor 30 reduziert (s. Abb. 5-16). Die Schwankungen bei den Edelgasabgaben korrelierten mit der Situation bei den Brennstabdefekten (s. Kapitel 5.6) und der Menge des dabei in den Reaktorkreislauf freigesetzten Kernbrennstoffs. Die Abgaben lagen im Jahr 2005 bei ca. 0,02 % der Edelgasabgabelimite. KKL rechnet damit, dass aufgrund des KKL-Ziels „keine Brennstoffdefekte“ dieser Abgabewert für Edelgase zukünftig weiter reduziert werden kann, wobei aber der Einfluss der geplanten OLNC (Online Noble Metal Chemistry) abzuwarten ist.

Beim Iod reduzierten sich die Abgaben im KKL zwischen 1995 und 1999 von anfänglich ca. 4,3 % der Abgabelimite auf ca. 1,3 % (s. Abb. 5-17). Danach war allerdings aufgrund von Brennstoffdefekten zwischen den Jahren 2000 und 2004 wiederum eine Erhöhung der Iod-Aktivitätsabgaben bis auf 5,5 % der Abgabelimiten festzustellen. Die deutlich geringere Iodabgabe im Jahr 2005 ist teilweise auf die reduzierte Betriebsdauer von 7 Monaten infolge des Generatorschadens aber auch auf einen Betrieb ohne Brennstoffdefekte zurückzuführen. Das KKL sieht in diesem Zusammenhang vor, im „inaktiven“ Sperrdampfsystem das zur Speisung verwendete Kaltkondensat durch einen Ionentauscherfilter vom Iod weitgehend zu befreien und so die Iodabgaben auch im Fall von Brennelementdefekten niedrig zu halten.

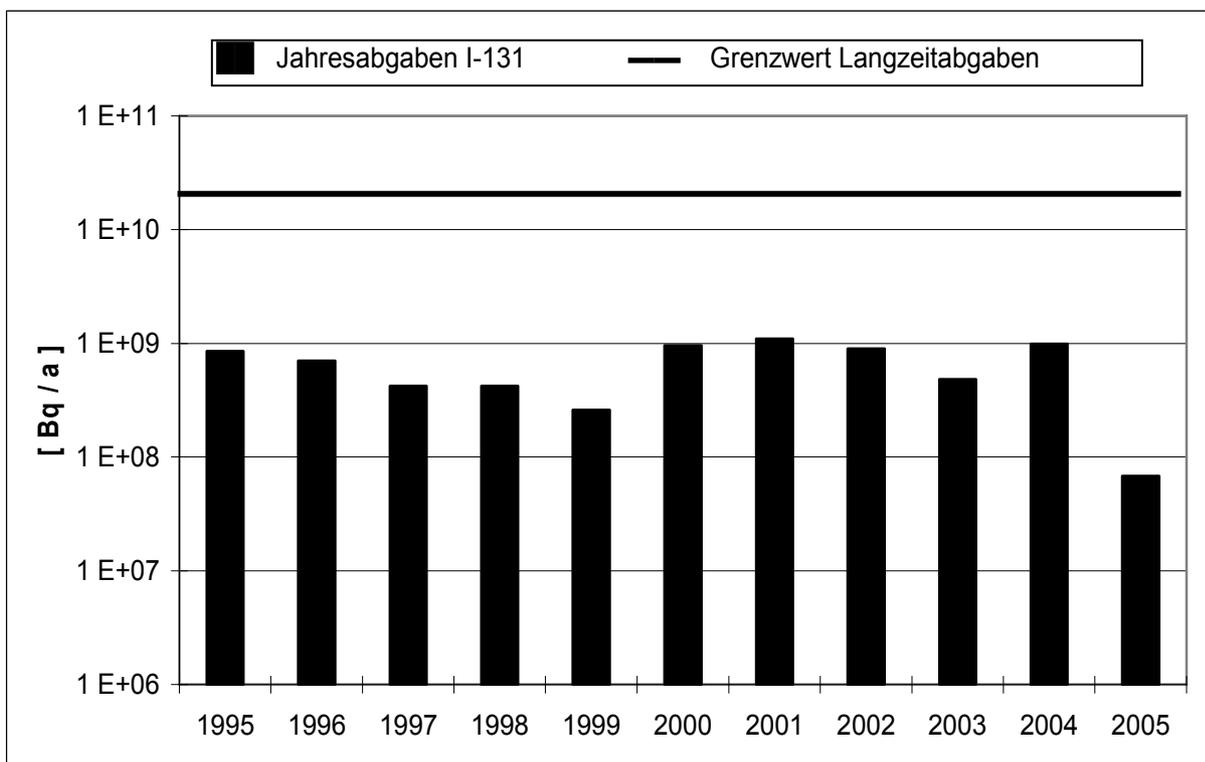


Abb. 5-17: Zeitlicher Verlauf der Iod 131 Jahresabgaben im KKL innerhalb des Beurteilungszeitraumes

Die Aktivitätsabgaben bei den Aerosolen bewegten sich während des gesamten Beurteilungszeitraumes im KKL zwischen etwa 0,01 % (Jahr 2005) und 0,63 % (Jahr 2001) der Abgabelimiten (s. Abb. 5-18). Die Aerosolabgaben sind nach Aussage des KKL ebenfalls von der Brennstoffsituation abhängig, allerdings nicht in der gleichen Masse wie die Iod- und Edelgasabgaben.

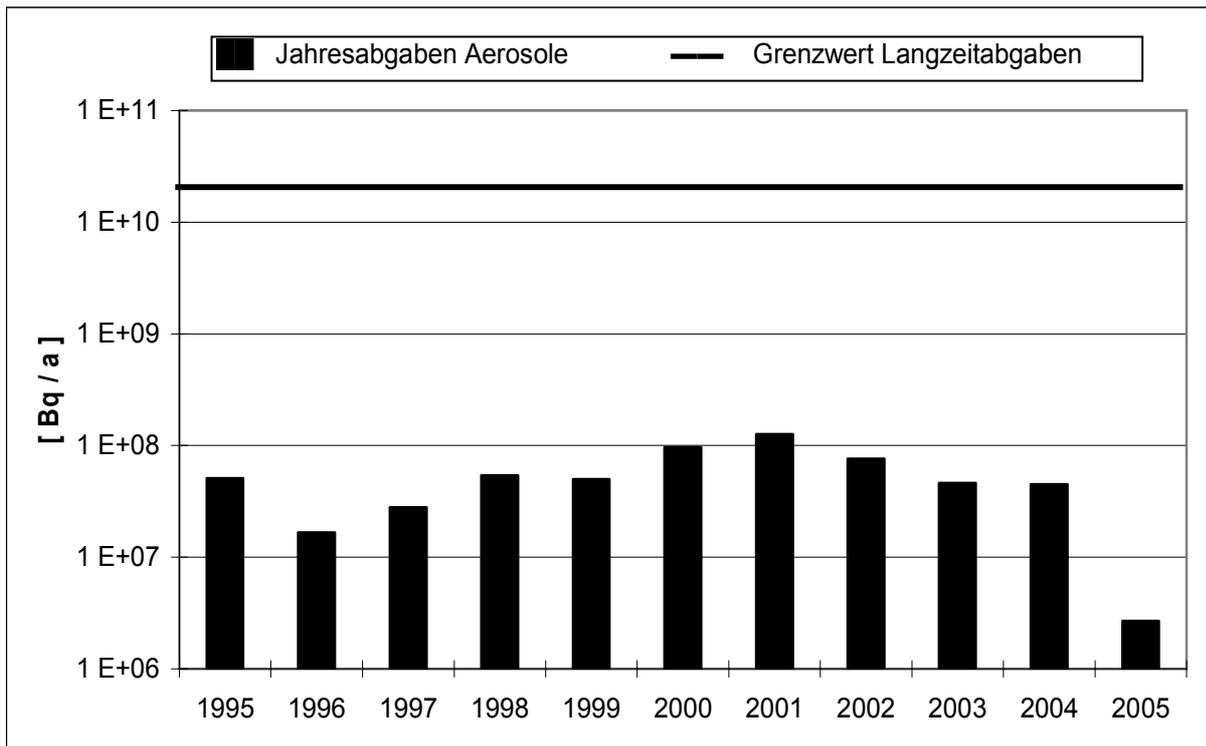


Abb. 5-18: Zeitlicher Verlauf der Aerosole Jahresabgaben im KKL innerhalb des Beurteilungszeitraumes

Die Jahresabgaben für das Abwasser (ohne Tritium) gingen seit 1995 von 0,048 % auf weniger als 0,006 % im Jahr 2005 der Abgabelimiten zurück (s. Abb. 5-19).

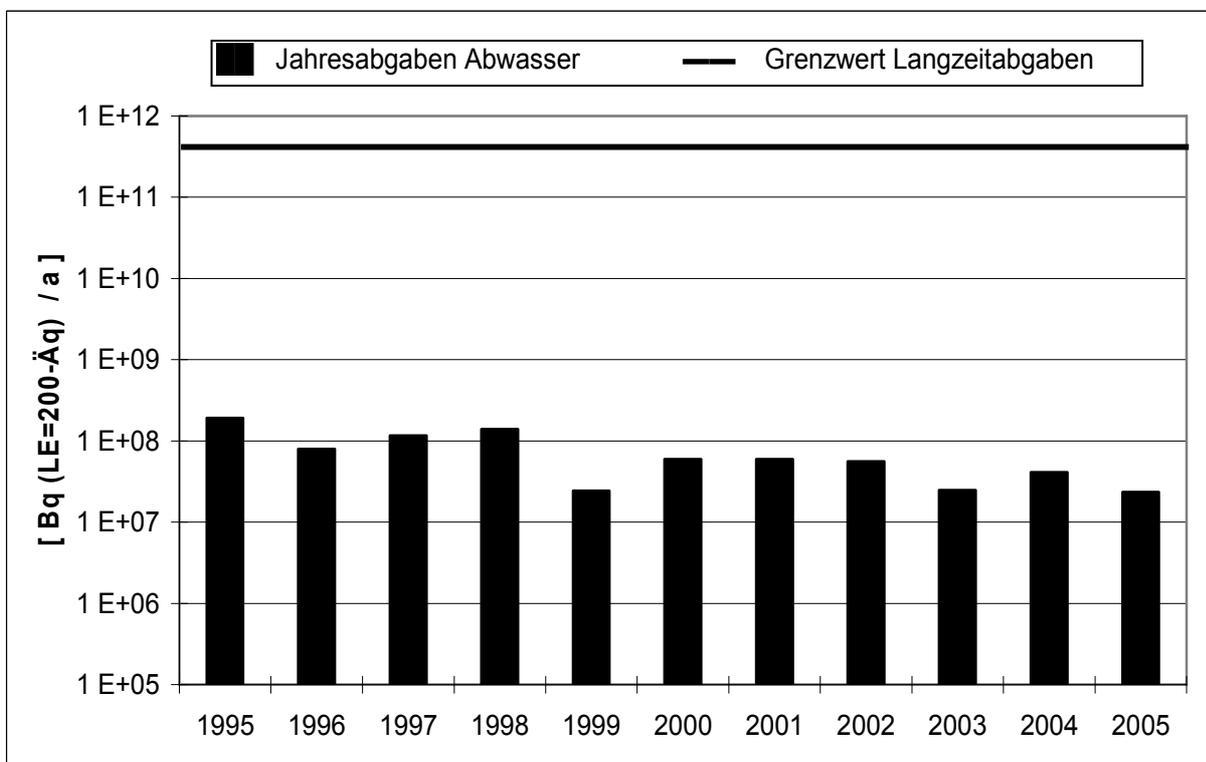


Abb. 5-19: Zeitlicher Verlauf der Abwasser (ohne Tritium) Jahresabgaben im KKL innerhalb des Beurteilungszeitraumes

Die jährlichen Tritiumabgaben mit dem Abwasser lagen im Beurteilungszeitraum zwischen 2,4 % (Jahr 1996) und 11 % (Jahr 2003) der Abgabelimite (s. Abb. 5-20). Die höchsten Werte sind gekoppelt mit Steuerstabsdefekten und der damit erhöhten Freisetzung von Borcarbid ins Reaktorwasser. Sowohl über den Luft- wie über den Wasserpfad wurden die Abgabelimiten im Bewertungszeitraum immer eingehalten oder deutlich unterschritten.

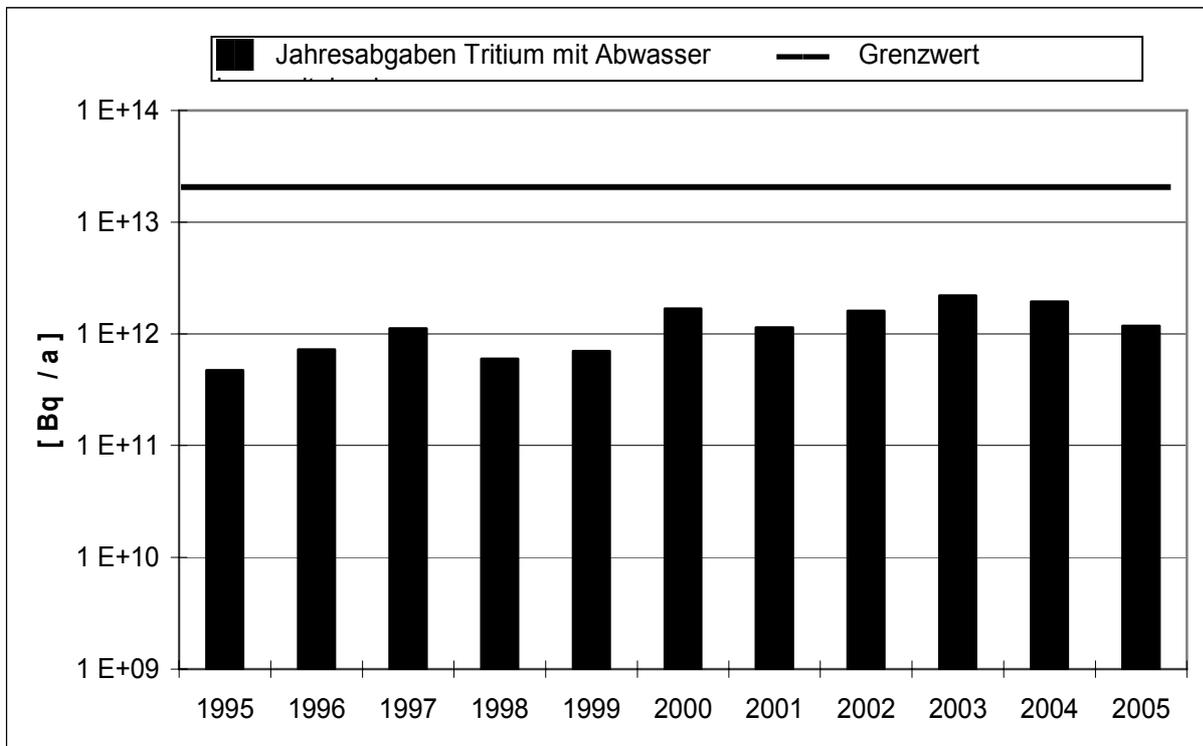


Abb. 5-20: Zeitlicher Verlauf der Abwasser (mit Tritium) Jahresabgaben im KKL innerhalb des Beurteilungszeitraumes

Die Dosis für die repräsentativen Personen in der Umgebung wurden gemäss den Festlegungen der Richtlinie HSK-R-41 berechnet und für Erwachsene und Kleinkinder Dosiswerte ausgewiesen. Bei Berücksichtigung der nicht limitierten C-14 Abgaben lagen die im Bewertungszeitraum in den einzelnen Jahren so ermittelten Dosen immer unter  $20 \mu\text{Sv}$ , ohne Berücksichtigung von C-14 bei etwa  $1 \mu\text{Sv}$  oder darunter.

Für die Einordnung der KKL-spezifischen Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt im internationalen Vergleich wurden die Daten aus dem UNSCEAR-Bericht<sup>44</sup> 2000 verwendet, wobei das KKL darauf hinweist, dass insbesondere bei den Aerosolabgaben und den flüssigen Abgaben ohne Tritium die KKL-Abgaben in diesem Bericht nicht korrekt übernommen worden sind. Für die Abgaben mit dem Abwasser wurden darüber hinaus die im Rahmen der OSPAR-Kommission (Kommission im Rahmen des Oslo-Paris-Übereinkommens über den Schutz der Meeresumwelt des Nordatlantiks) ermittelten Daten herangezogen.

<sup>44</sup> United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR), UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly with Scientific Annexes, Sources and Effects of Ionizing Radiation, New York 2000

Im Vergleich zum UNSCEAR-Bericht 2000 liegen die Abgaben des KKL mit der Abluft für Aerosole eher im unteren Bereich des Bandes der Vergleichsreaktoren. Bei den Edelgasen und beim Iod hingegen zeigt sich, dass die Abgaben des KKL eher höher liegen. Das KKL führt diese Tatsache insbesondere beim Iod auf die in der Vergangenheit aufgetretenen Brennstabdefekte zurück.

Im Vergleich zum OSPAR-Datensatz liegen die Abgaben des KKL mit dem Abwasser (ohne Tritium) etwa im Mittelfeld der Vergleichsreaktoren. Bei den Abgaben mit dem Abwasser (mit Tritium) liegt das KKL zwar unter den Abgabewerten für Druckwasserreaktoren, aber aufgrund der in der Vergangenheit aufgetretenen Steuerstabdefekte über den bei vergleichbaren deutschen Siedewasserreaktoren ermittelten Werten.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Beurteilungsgrundlagen für die Abgabelimitierung und die Überwachung der Emissionen radioaktiver Stoffe an die Umgebung sind Art. 7 und 80 StSV, die Richtlinien HSK-R-11 und HSK-R-41 sowie das Abgabe- und Umgebungsüberwachungsreglement. Gemäss Art. 7 StSV entscheidet die Bewilligungsbehörde, für welche Betriebe ein quellenbezogener Dosisrichtwert erforderlich ist und sie legt diesen fest. Der quellenbezogene Dosisrichtwert für die schweizerischen Kernanlagen beträgt gemäss Richtlinie HSK-R-11 0,3 mSv pro Jahr, wovon höchstens 0,1 mSv durch die Direktstrahlung aus dem Werk ausgeschöpft werden dürfen.

Aufgrund Art. 51 der Gewässerschutzverordnung (GSchW, SR 814.201) sowie der Verordnung des UVEK über die Genehmigung internationaler Beschlüsse und Empfehlungen (SR 814.201.81) ist die HSK angehalten, die dort genannten internationalen Empfehlungen beim Vollzug der Umweltschutzvorschriften zu berücksichtigen, genehmigte Beschlüsse sind rechtsverbindlich. In der UVEK-Verordnung wird auf die PARCOM-Empfehlung 91/4<sup>45</sup> verwiesen, gemäss der die HSK im Rahmen der OSPAR-Kommission verpflichtet ist, periodisch über die kraftwerkspezifischen radioaktiven Abgaben mit dem Abwasser, die verwendeten Reinigungsverfahren, die durchgeführten und geplanten Massnahmen zur Verringerung der radioaktiven Abgaben mit dem Abwasser zu berichten. Daher verwendet die HSK beim internationalen Vergleich die von der OSPAR-Kommission ermittelten Daten.

### **Beurteilung der HSK**

Die HSK hat anhand der in der Richtlinie HSK-R-41 festgelegten Modelle und Parameter und der ursprünglich bei der Inbetriebnahme ermittelten Meteostatistik sowie zusätzlich auch den Meteostatistiken der Jahre 2001 und 2002 überprüft, ob mit den in der Betriebsbewilligung des KKL festgelegten Abgabegrenzwerten der quellenbezogene Dosisrichtwert auch mit den seit Ende 2000 gültigen Dosisfaktoren von Anhang 4 der StSV eingehalten werden kann. Die durchgeführten Dosisberechnungen zeigen, dass keine Veranlassung besteht, die gültigen Abgabelimiten anzupassen.

Die Abgabemessungen des KKL werden von der HSK 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 die HSK jeweils von der ordnungsgemässen Bilanzierung, Buchführung und Meldung der Abgabewerte an die HSK überzeugen. Nach Ansicht der HSK ist die im KKL durchgeführte Bilanzierung und Buchführung zur Überwachung der Abgabelimiten geeignet. Im gesamten Beurteilungszeitraum wurden die Abgabeli-

---

<sup>45</sup> PARCOM-Empfehlung 91/4 über radioaktive Ableitungen, Bezugsquelle: BUWAL, 3003 Bern

miten immer eingehalten oder deutlich unterschritten. Ein direkter Einfluss der seit 1998 durchgeführten Leistungserhöhungen auf die Abgaben konnte nicht festgestellt werden.

Aus Abb. 5-21 ist zu erkennen, dass die flüssigen Aktivitätsabgaben des KKL im Beurteilungszeitraum unter dem Medianwert der europäischen Reaktoren liegen und einen abnehmenden Trend zeigen. Die aus diesen Abgaben für die repräsentativen Personen errechneten Dosen liegen deutlich unter  $10 \mu\text{Sv}$  pro Jahr und gelten somit gemäss Art. 5 und 6 StSV in jedem Fall als gerechtfertigt und optimiert. Somit sieht die HSK aufgrund der StSV, der Verordnungen zum Gewässerschutz und der internationalen Empfehlungen beim Vollzug der Umweltschutzvorschriften keinen Handlungsbedarf zur weiteren Senkung der flüssigen Abgaben des KKL.

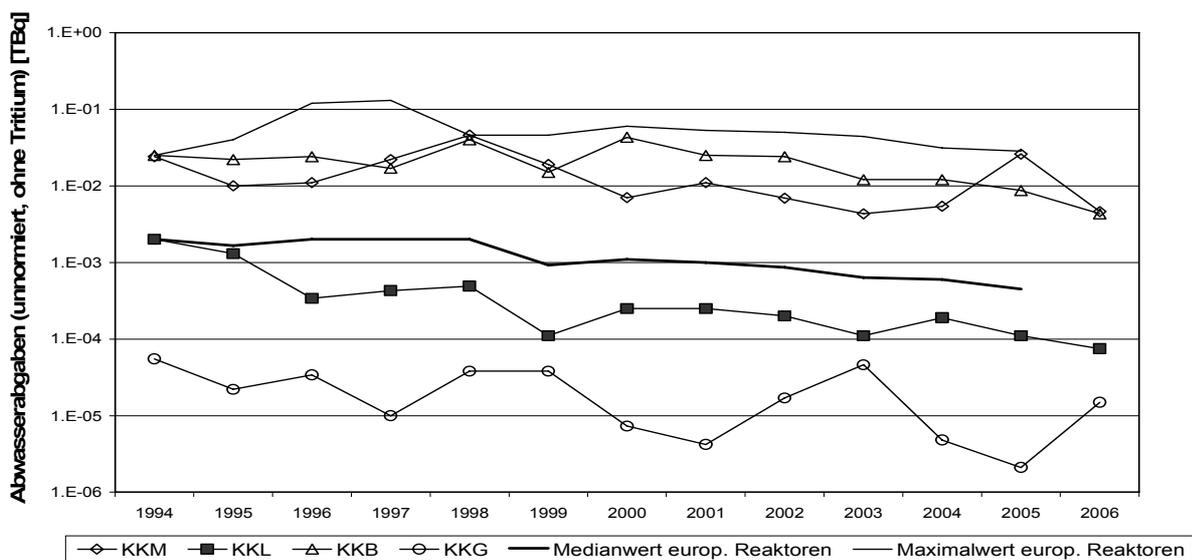


Abb. 5-21: Aktivitätsabgaben des KKL mit dem Abwasser im Vergleich zu den europäischen Reaktoren gemäss OSPAR

Die vom KKL diskutierten schweizerischen und internationalen Daten aus den UNSCEAR-Berichten sind insbesondere im Fall der flüssigen Abgaben und in geringerem Masse auch bei den Edelgasabgaben mit der Abluft nicht direkt vergleichbar, da darin für die ausländischen Kraftwerke direkt die Summe der nuklidspezifischen Aktivitäten, für die Schweiz jedoch die in den HSK-Aufsichtsberichten genannten, auf Abgabeäquivalente normierten Aktivitätsabgaben übernommen wurden. Die bei den Aerosolabgaben mit der Abluft vom KKL angesprochenen Unstimmigkeiten sind damit zu erklären, dass in den UNSCEAR-Berichten nur die Aerosole mit Halbwertszeit  $> 8$  Tagen (ohne die Iodaerosole, welche in den Gesamtiodabgaben enthalten sind) berücksichtigt und bis zum Jahr 2002 nur Abgaben grösser  $1,0 \text{ ‰}$  der Abgabelimiten ausgewiesen wurden.

Bezüglich der Abgaben mit der Abluft führt das KKL aus, dass für Edelgase und Iod die Aktivitätsabgaben eher im oberen Teil des Bandes der international betrachteten Vergleichsreaktoren liegt und führt dies primär auf die in der Vergangenheit aufgetretenen Brennstoffdefekte zurück. Seit Zyklus 21 (August 2004) hat das KKL das Ziel „keine Brennstoffdefekte“ erreicht. Für die Jahre 2005 bis 2007 kann bereits eine deutliche Abnahme der Abgaben für Edelgase und Iod festgestellt werden. In der Revision 2007 wurde zudem die Installation eines Ionenaustauschfilters zur Reduktion des Iods im zur Speisung des „inaktiven“ Sperrdampfsystems verwendeten Kaltkondensates realisiert.

Die teilweise erhöhten Tritiumabgaben über Abluft und Abwasser waren nach Einschätzung des KKL durch Steuerstabddefekte und die daraus resultierende Auswaschung von Borcarbid ins Reaktorwasser bedingt. Da die defekten Steuerstäbe inzwischen ausgetauscht wurden (s. weitere Ausführungen in Kapitel 6.14), haben sich die Tritiumabgaben in den Jahren 2005 bis 2007 wieder reduziert und liegen damit wieder auf dem Niveau vergleichbarer ausländischer Siedewasserreaktoren.

Die HSK stellt fest, dass das KKL seine Aktivitätsabgaben am aktuellen internationalen Standard misst, bei erhöhten Abgaben die notwendigen Schlussfolgerungen gezogen und daraus die notwendige Massnahmen und Ziele für eine Verringerung der Abgaben definiert hat.

### 5.8.2 Immissionsüberwachung

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 eingehalten werden und ob andererseits die Bedingungen bezüglich der in Art. 102 StSV vorgegebenen Immissionsgrenzwerte erfüllt sind.

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 der HSK. Die dafür notwendigen Messungen in der Umgebung von Kernanlagen erfolgen gemäss dem Umgebungsüberwachungsprogramm, das Teil des Abgabe- und Umgebungsüberwachungsreglements ist und jährlich von der HSK und vom BAG überprüft wird. Dort sind die zu überwachenden Umgebungsparameter, Probenahmeorte, Messhäufigkeit, 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 KKL freigesetzten radioaktiven Stoffe;
- Ausbreitung und Ablagerung radioaktiver Stoffe in der Umwelt sowie Übergang in Pflanzen und Nahrung;
- Besiedlungsstruktur und Ernährungsgewohnheiten der Bevölkerung.

Das KKL ist gemäss Umgebungsüberwachungsprogramm verpflichtet, am Arealzaun und in der Umgebung die Ortsdosis mittels Thermolumineszenz-Dosimetern (TLD) zu ermitteln, zur Überwachung der Luftaktivität monatlich in der Umgebung positionierte Vaselineplatten auszumessen und Rheinwasserproben am Kühlwasserein- und -auslauf des KKL zu erheben und auszumessen. Weiterhin führen auch das BAG, die Eidgenössische Anstalt für Wasserversorgung, Abwasserreinigung und Gewässerschutz (EAWAG), das Institut Universitaire de Radiophysique Appliquée (IRA), die Universität Bern sowie das Kantonale Amt für Verbraucherschutz des Kantons Aargau und die HSK selbst Messungen der Radioaktivität und der Direktstrahlung in der Umgebung des KKL durch. Daneben existierten im Bewertungszeitraum mit weiteren Forschungsgruppen zeitlich begrenzte Projekte, welche die Erweiterung des Kenntnisstandes auf dem Gebiet der Umgebungsüberwachung zum Ziel hatten.

## **Angaben des KKL**

Das KKL führt Ortsdosismessungen auf dem Betriebsareal, am Zaun und in der Umgebung sowie Messungen der Staubfangplatten (Vaselineplatten) und des Rheinwassers am Kühlwasserein- und auslauf des KKL durch.

Während des Beurteilungszeitraumes konnten auf den Vaselineplatten keine künstlichen Radionuklide nachgewiesen werden. Damit kann ein messbarer Einfluss als Folge der Abgaben ausgeschlossen werden.

Bei den Messungen des Rheinwassers konnten mittels  $\gamma$ -Spektrometrie im Beurteilungszeitraum sowohl ober- wie unterhalb des KKL keine künstlichen Radionuklide nachgewiesen werden. Die  $\beta$ -Totalmessungen und die Tritiummessungen ober- und unterhalb des Werks unterschieden sich nicht signifikant. Aufgrund dieser Messergebnisse ist ein messbarer Beitrag durch die Abgaben des KKL auszuschliessen.

Für die Überwachung des Zauns und der Umgebung des KKL mittels TLD wurden ab dem 3. Quartal 2004 Dosimeter mit einem anderen Detektormaterial benutzt. Das frühere TLD-Detektormaterial war für die N-16-Strahlung überempfindlich und lieferte deshalb an einzelnen Punkten eine um bis zu 60 % überschätzte Ortsdosis. Das neue Detektormaterial weist hingegen eine gute Übereinstimmung mit den als Referenzgeräte verwendeten Hochdruckionisationskammern und Szintomaten auf.

Das KKL weist darauf hin, dass an einzelnen Messpunkten des Zauns erhöhte Werte der Dosisleistung als Folge der stufenweisen Leistungserhöhung des KKL zwischen 1998 bis 2002 erkennbar waren.

Als Vorbereitung auf die Wasserstoffeinspeisung wurde im Stillstand 2005 die Fensterfront an der Ostseite des Maschinenhauses als zusätzliche Abschirmmassnahme zubetoniert. Dadurch verschob sich einerseits der Punkt am Zaun, bei dem die höchste Ortsdosis mittels TLD ermittelt wurde. Andererseits ergab sich dadurch aber auch eine Verminderung der höchsten gemessenen Ortsdosis auf etwa die Hälfte des Werts vor dem Zubetonieren. Die höchste gemessene Ortsdosis entspricht nach dem Zubetonieren noch ca. 17 % des Immissionsgrenzwertes gemäss Art. 102 StSV.

Neben den KKL-eigenen Messungen wurden auch unter der Leitung der NAZ im Auftrag der HSK Aeroradiometriemessungen in der Umgebung des KKL periodisch durchgeführt. In der Berichtsperiode fanden letztmals im Juni 2004 aeroradiometrische Messflüge im unteren Aaretal und damit in der Umgebung des KKL statt. Das KKL ist bei diesen Messflügen jeweils deutlich zu erkennen, da die Quelle der N-16-Strahlung (Turbogruppe) gegen oben nur geringfügig abgeschirmt werden muss, weil sich dort keine Personen aufhalten.

## **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Beurteilungsgrundlagen für die Immissionsüberwachung sind die StSV, die Richtlinie HSK-R-11 sowie das Abgabe- und Umgebungsüberwachungsreglement.

## **Beurteilung der HSK**

Seit dem Jahr 1993 betreibt die HSK das Messnetz zur automatischen Erfassung der Dosisleistung in der Umgebung der Kernkraftwerke (MADUK) in Verbindung mit dem System zur Übertragung der Anlagenparameter 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 Austritt von Radioaktivität und der Beurteilung von möglichen

Notfallschutzmassnahmen. Die Etablierung regelmässiger aeroradiometrischen Messungen mittels Helikopter diene hauptsächlich der Beweissicherung.

Die EAWAG führte im Beurteilungszeitraum im Auftrag der HSK Studien zur Verbesserung der Beprobung des Wasserpfadcs durch. Mithilfe des Einsatzes von grossvolumigen Wassersammlern wurden ab 1999 in Monatsmischproben von Rheinwasser bei Basel Spuren von Radionukliden nachgewiesen, welche dem Betrieb der schweizerischen Kernkraftwerke zugeordnet werden können. Es handelte sich dabei insbesondere um  $^{58}\text{Co}$  aus dem KKB. Dies ist von Bedeutung, da das KKL den Kalkschlamm, welcher bei der Entkalkung des Rheinwassers zur Verwendung als Kühlwasser anfällt, als Bodenverbesserer in der Landwirtschaft abgibt. Seit 2001 waren in diesem Kalkschlamm als Folge der starken Aufkonzentration ebenfalls Spuren von  $^{58}\text{Co}$  feststellbar. Da das KKB seine flüssigen Aktivitätsabgaben seither durch die Einführung verbesserter Reinigungsverfahren für das Abwasser deutlich reduziert hat, haben die nachweisbaren  $^{58}\text{Co}$ -Konzentrationen im Rheinwasser bei Basel und im Kalkschlamm in der Zwischenzeit deutlich abgenommen. Die Aktivitätskonzentrationen im Kalkschlamm lagen zu jeder Zeit deutlich unter den Freigrenzen gemäss Anhang 3 der StSV, ab denen ein Stoff als radioaktiv gilt, und auch unterhalb der Immissionsgrenzwerte nach Art. 102 StSV.

Eine Erhöhung der Ortsdosisleistung am Zaun des KKL war aufgrund der Leistungserhöhung zwar feststellbar, die Werte blieben aber jederzeit unter den Grenzwerten gemäss Art. 102 StSV und Richtlinie HSK-R-11. Weiterhin wurde durch das Zubetonieren der Fensterfront an der Ostseite des Maschinenhauses eine deutliche Reduktion der Ortsdosisleistung an diesen Punkten erreicht. Die erhobenen Messwerte werden im jährlich erscheinenden Bericht „Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz“<sup>46</sup> des BAG gemäss Art. 106 der StSV veröffentlicht und kommentiert.

## **5.9 Entsorgung und Transporte**

### **5.9.1 Konditionierung**

#### **Angaben des KKL**

##### Behandlung der radioaktiven Abwässer

Alle in der kontrollierten Zone anfallenden Abwässer werden gesammelt und aufgrund ihrer radiologischen und chemischen Belastung getrennt ins Aufbereitungsgebäude transferiert. Das Abwasser wird in drei Aufbereitungsstrassen behandelt (Abwasser-, Sumpfwasser- und Waschwasserstrang).

Die im Abwasserstrang zu behandelnden Abwässer stammen aus den Reinigungskreisläufen und der Abwasseraufbereitung. Das Abwasser wird über zwei parallele Filterstrassen mit Anschwemm- und nachgeschaltetem Mischbettfilter gereinigt. Das aufbereitete Wasser wird nach entsprechender Freigabe zur internen Wiederverwendung in den Kaltkondensatbehälter gepumpt.

Die im Sumpfwasserstrang aufbereiteten Abwässer stammen aus Leckagen und Entleerungen von Systemen und Komponenten, Labor und Probenahmen, Dekontaminationswerkstatt, Sumpf- und Chemieabwasseraufbereitung. Die Sumpfwässer und Chemieabwässer werden getrennt vom Abwasserstrang gesammelt und durch Einstellung des pH-Wertes zu weiteren Behandlung mit den beiden

---

<sup>46</sup> Umweltradioaktivität und Strahlendosis in der Schweiz, jährlicher Bericht des BAG, Internet: <http://www.bag.admin.ch/themen/strahlung/00043/00065/02239/index.html?lang=de> (Jahresberichte der Jahre 2000 bis 2006, Link überprüft am 12.6.2007)

Naturumlaufverdampfern vorbereitet. Das Destillat wird in einem Prüfbehälter gesammelt und normalerweise über den Waschwasser-Abgabebehälter an den Vorfluter abgegeben. Die Fahrweise der Sumpfwasserverdampfer wurde in den letzten Jahren so optimiert, dass nur noch einer der beiden Verdampfer betrieben wird und eine Revision nur noch alle zwei Jahre mit einer geringeren Kollektivdosis durchgeführt werden muss.

Im Waschwasserstrang werden Abwässer aus der Aktivwäscherei, von den Duschen in der kontrollierten Zone und schwach aktive Reinigungswässer, z. B. von Bodenreinigungen, gesammelt und gereinigt. Das in zwei redundanten Dekantern gereinigte Waschwasser wird mit Verdampferdestillat aus dem Sumpfwasserstrang vermischt und nach Prüfung und Freigabe in den Vorfluter abgegeben.

Der Anfall an Abwässern hat sich in den letzten Jahren nicht verändert. Durch die Sanierung der Leittechnik im Aufbereitungsgebäude (Radwaste) im Zeitraum 2000 bis 2003 wurden die Verfügbarkeit und Bedienungsfreundlichkeit erhöht sowie die Instandhaltung erleichtert. In den vergangenen 11 Jahren kam es in der Aufbereitungsanlage zu keinen nennenswerten Verarbeitungsengpässen, Ereignissen oder Personenunfällen.

#### Konditionierung von Harzen und Schlämmen

Aus den Wasserreinigungsanlagen fallen verbrauchte Pulver- und Kugelharze sowie Verdampferkonzentrate und Waschwasserschlämme an. Die grösste Pulverharzmenge entsteht in der für Siedewasseranlagen typischen Kondensatreinigungsanlage (KRA). Erschöpfte Kugelharze stammen aus den Mischbettfiltern, werden mit der nachgerüsteten Harzmühle zu Pulverharz gemahlen und zusammen mit den Anschwemmharzen verfestigt. Der Gesamtharzverbrauch der Wasserreinigungsanlagen wurde mit der Umrüstung zweier KRA-Filter auf nicht angeschwemmte Faltkerzen trotz der Leistungserhöhung im Beurteilungszeitraum gesenkt. Parallel dazu gelang es durch verschiedene Optimierungsmassnahmen, auch den Anfall an Verdampferkonzentrat zu reduzieren. Im Zeitraum 1995 bis 2002 wurde der Bestand an Verdampferkonzentrat in den Lagerbehältern kontinuierlich abgebaut. Der Harzverbrauch der kommenden Jahre dürfte dem mittleren Verbrauch der Jahre 2001 bis 2004 entsprechen (ca. 4 900 kg).

Die Harze und Konzentrate werden mit einer Zement-/Trass-Mischung in 200 l-Stahlfässer verfestigt. Die Fässer werden verschlossen und über den unterirdisch angelegten Transferkanal ins KKL-Zwischenlager für radioaktive Abfälle gebracht. Pro Jahr werden in Abhängigkeit des Harzanfalles zwei bis drei Verfestigungskampagnen durchgeführt. Ende 2005 wurde die Verfestigungsbox für die Konditionierung von Harzen und Konzentraten erneuert. Man erhofft sich hiervon einen störungsfreien Betrieb, wenig Reparaturen und vor allem geringe Dosisbelastungen für das Bedienungs- und Instandhaltungspersonal.

Der abzentrifugierte Waschwasserschlamm wird gesammelt, getrocknet und als brennbarer Abfall in der Verbrennungs- und Schmelzanlage der Zwischenlager Würenlingen AG (ZWILAG) entsorgt.

#### Konditionierung aktivierter Kernkomponenten

Die stark aktivierten Komponenten aus dem Reaktorkern, wie z. B. Steuerelemente, Brennelementkästen und Neutronenmesslanzen können wegen der hohen Dosisleistung von mehr als 1 Sv/h nicht mit den im KKL vorhandenen Einrichtungen konditioniert werden. Sie werden in geeigneten Behältnissen im Brennstofflagerbecken deponiert und von einer spezialisierten Firma in periodischen Konditionierungskampagnen zerlegt und verpackt.

Die letzte Konditionierung von Brennelementkästen wurde im Jahr 1993 durchgeführt. Die nächste Kampagne, mit Schwergewicht auf der Konditionierung von Steuerelementen, ist in den Jahren 2010/2011 geplant (Projekt PEAK: Projekt zur Entsorgung ausgebaute Kernkomponenten). Die zu entsorgenden Steuerelemente, Neutronenmesslanzen und weitere Kernkomponenten (Gesamtgewicht 11 t) werden voraussichtlich in 10 MOSAIK-Behältern und 60 zementierten 200 l-Fässern konditioniert.

### Instandhaltungsabfälle

Der Grossteil der anfallenden Öle ist inaktiv. Schwach kontaminiertes Öl wird durch Reinigung inaktiv und kann konventionell entsorgt werden. Stärker kontaminiertes Öl wird direkt an das von der ZWILAG betriebene Zentrale Zwischenlager (ZZL) zur Verbrennung geliefert.

Gesammelte feste radioaktive Betriebsabfälle werden in einer ersten Etappe zwecks Triage auf Aktivität gemessen. Die inaktiven Abfälle werden freigemessen. Die aktiven Abfälle werden, sofern sinnvoll, in der Dekontaminationswerkstatt dekontaminiert und anschliessend freigemessen. Pro Jahr werden rund 10 000 kg Abfall freigemessen. Sofern keine Dekontamination sinnvoll ist, werden die Abfälle sortiert und konditioniert.

Vor dem Jahr 2002 wurden die brennbaren Mischabfälle zum Paul Scherrer Institut (PSI) zwecks Veraschung im PSI-Ofen geführt. Die resultierende Asche wurde im PSI zementiert und anschliessend zum KKL zurückgeführt. Metalle, Keramik oder PVC wurden dem nicht brennbaren, pressbaren Mischabfall zugewiesen und kampagnenweise mittels einer mobilen Hochdruckpresse verpresst und zementiert. Seit Anfang 2002 werden Abfälle in 200 l-Fässern entsprechend den Annahmebedingungen der ZWILAG für die Verbrennungs- und Schmelzanlage vorverpresst. Die Inbetriebnahme der Verbrennungs- und Schmelzanlage hat die Sortierung der Instandhaltungsabfälle wesentlich erleichtert. Auf die Hochdruckverpressung und anschliessende Zementierung kann zukünftig voraussichtlich verzichtet werden.

Die produzierten Abfallmengen hängen hauptsächlich von der Länge der Revisionsstillstände sowie von der Anzahl, Art und Intensität der durchgeführten Arbeiten ab. Seit dem Jahre 1998 wurde eine deutliche Reduktion der produzierten Rohabfallmenge verzeichnet, was zu einem grossen Teil auf die Minimierungsbemühungen zurückgeführt werden kann. Die Zunahme der jährlich registrierten Rohabfallmengen in den letzten Jahren wird teilweise auf die bis vor 2002 (vor der Bereitstellung für die Verbrennungs- und Schmelzanlage) nicht verarbeitbaren und deshalb nicht erfassten Materialien (z. B. Glasperlen und andere Strahlmittel aus der Dekontamination) zurückgeführt. Ein anderer Grund ist das grössere Mengengerüst an Vorhaben sowie an Instandhaltungsarbeiten. Mit den neuen Einrichtungen der Abfall- und Dekontaminationswerkstatt können die radioaktiven Betriebsabfälle effektiv und effizient sortiert und dekontaminiert werden.

Das KKL hat in den vergangenen 11 Jahren die Abfallströme trotz Leistungserhöhung reduziert oder konstant gehalten. Eine weitere Reduktion ist aus heutiger Sicht schwer möglich. Das Ziel muss es sein, das tiefe Niveau zu halten.

### Dokumentation und Qualitätssicherung

Die Konditionierungsmethode und die Eigenschaften der produzierten Abfallgebände werden gemäss der Richtlinie HSK-R-14 in Abfallgebändetypenspezifikationen beschrieben. Früher hergestellte Abfallgebände wurden nachdokumentiert. Für alle Abfallgebändetypen liegen die Endlagerfähigkeitsbescheinigung der Nagra und die Produktionsgenehmigung der HSK vor. Die Qualität der Abfallprodukte

wird mittels produktionsbegleitenden Prüfungen untersucht. Dabei wird sichergestellt, dass die Abfallgebinde die Kriterien für eine sichere Endlagerung erfüllen.

Die Abfallbuchhaltung erfolgt seit 1990 mit dem Informationssystem für radioaktive Materialien (ISRAM). Im ISRAM werden alle spezifischen Daten der Abfallgebindetypen sowie alle relevanten Daten der Einzelgebinde erfasst und verwaltet. Sowohl die schwach- und mittelaktiven Abfälle als auch die abgebrannten Brennelemente und Wiederaufarbeitungsabfälle werden im ISRAM registriert. Das ISRAM stellt zudem ein wertvolles Hilfsmittel für die Durchführung von Abfallstatistiken und -bilanzen dar.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die gesetzlichen Vorgaben des Kernenergiegesetzes (KEG), der Kernenergieverordnung (KEV), des Strahlenschutzgesetzes (StSG) und der Strahlenschutzverordnung (StSV) sowie auf die Richtlinie HSK-R-14<sup>47</sup> in der jeweils aktuellen Fassung ab.

Beim Betrieb des KKL 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 HSK-R-14 sind präzise Kriterien für die Abfallgebinde festgelegt. Die zu produzierenden Abfallgebinde bedürfen einer Genehmigung der HSK und sind in einer Spezifikation vollständig zu charakterisieren. Die Spezifikation muss auch das Konditionierungsverfahren beschreiben und die Qualitätssicherungsmassnahmen festhalten. Die Endlagerfähigkeit der Abfallgebinde muss von der nationalen Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Nagra) erklärt 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 (Optimierung des Strahlenschutzes) sowie die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-14 zu berücksichtigen.

### **Beurteilung der HSK**

Die Aufbereitungsanlage für Abwässer hat eine ausreichende Aufnahme- und Verarbeitungskapazität. Durch die Modernisierung der technischen Installationen und die Optimierung des Verfahrens wurde die Verfügbarkeit erhöht und durch die Reduzierung der Instandhaltungshäufigkeit die damit verbundene Kollektivdosis verringert.

Die Abfallbewirtschaftung des KKL und das Entsorgungskonzept von aktivierten Kernkomponenten entsprechen dem Stand der Technik. Die HSK begrüsst im Hinblick auf eine möglichst schnelle Konditionierung die Vorbereitung und Durchführung der Entsorgungskampagne von aktivierten Kernkomponenten im Rahmen des Projektes PEAK. Mit der fortgesetzten Modernisierung der Anlagen und der Optimierung der Abläufe wurden vom KKL gezielte und effektive Anstrengungen zur Abfallminimierung unternommen. Trotz der Leistungserhöhung konnte die Menge bestimmter Abfallströme kontinuierlich reduziert oder konstant gehalten werden. Die getroffenen Massnahmen zur Reduzierung der Abfallmenge sind nach Ansicht der HSK zweckmässig.

Sämtliche Abfallströme werden im KKL Abfallgebindetypen zugewiesen. Für alle Abfallgebindetypen, die heute hergestellt werden, hat das KKL Spezifikationen gemäss der Richtlinie HSK-R-14 erstellt, die von der HSK geprüft und freigegeben bzw. genehmigt wurden. Darüber hinaus hat das KKL auch

---

<sup>47</sup> Diese Richtlinie wurde am 01.02.2007 durch die Richtlinie HSK-B05 ersetzt

die früher produzierten Abfallgebinde den neuen Anforderungen entsprechend nachdokumentiert. Mit dem ISRAM verfügt das KKL wie auch alle anderen Schweizer Werke über ein geeignetes Werkzeug für die Dokumentation der produzierten Abfallgebinde und der gelagerten Rohabfälle.

## **5.9.2 Zwischenlagerung**

### **Angaben des KKL**

Im KKL-Zwischenlager werden die in Endlagerfässern von 200 l Inhalt verpackten festen schwach- und mittelaktiven Abfälle gelagert. Das Zwischenlagergebäude ist in die Erdbebenklasse EK I eingestuft und auf das Sicherheitserdbeben SSE ausgelegt. Der Lagerraum ist in 5 einzelne Lagerkammern unterteilt und hat eine maximale Kapazität für 11 700 Gebinde zu 200 l. Ende 2005 war das Zwischenlager mit 7 225 endkonditionierten Gebinden belegt, dies entspricht 62 % der Lagerkapazität. Mit einem zukünftigen mittleren jährlichen Zuwachs von rund 170 Fässern pro Jahr wäre die KKL-Zwischenlagerkapazität im Jahre 2030 ausgeschöpft. Lagerkapazitäten stehen KKL auch im ZZL zur Verfügung. Ende 2005 beträgt das Aktivitätsinventar ca. 180 TBq, was 18 % der Höchstaktivität von 1993 (1000 TBq nach der Einlagerung von konditionierten BE-Kästen) entspricht. In den Jahren 2003/04 wurden mehrere Fässer geöffnet und visuell auf integritätsrelevante Effekte hin inspiziert. Es wurden keine Befunde festgestellt.

Im KKL-Zwischenlager sind per Ende 2005 65 Fässer mit unkonditionierten Strahlmitteln aus Dekontaminationsarbeiten sowie 2 Fässer mit geschnittenen Neutronenmesslanzen temporär aufbewahrt worden. Beide nicht endkonditionierten Abfallarten sind nicht brennbar und lagern in der Kammer 5. Weitere Rohabfälle werden innerhalb der kontrollierten Zone an vier Orten aufbewahrt. Im Raum ZD10R211 und auf der Bühne (Raum ZD13R204) der Dekontaminationswerkstatt werden früher abgepackte Pressabfälle sowie verbrennbare und schmelzbare Mischabfälle für die Verbrennungs- und Schmelzanlage der ZWILAG aufbewahrt. Im Aufbereitungsgebäude steht neben dem Bedienpult der Verfestigungsanlage ein weiterer Lagerraum (ZB06R121) für die Aufbewahrung von Fässern mit Glasperlen oder ausgebauten Filterkerzen zur Verfügung. In der Aktivwerkstatt wird im Raum ZD20R283 schwach kontaminiertes Öl bis zu seinem Abtransport in das ZZL gelagert.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Bis zu einer späteren geologischen Tiefenlagerung werden die Abfallgebinde in einem Zwischenlager aufbewahrt, welches nach den Anforderungen des Art. 12 KEV auszulegen ist. Die Endlagerfähigkeit der Abfallgebinde darf hierdurch nicht beeinträchtigt werden und es ist eine genügende Lagerkapazität für den absehbaren Bedarf vorzusehen.

Die Anforderungen an die Zwischenlagerung sind in der Richtlinie HSK-R-29 festgehalten. Im Wesentlichen muss einerseits der Schutz von Mensch und Umwelt vor Emissionen aus den Abfällen und andererseits 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.

### **Beurteilung der HSK**

Mit dem Zwischenlager verfügt KKL über genügend Kapazität, um die Betriebsabfälle bis mindestens 2030 einzubringen. Da dem KKL weitere Lagerkapazitäten im ZZL zur Verfügung stehen, sind auch langfristig keine Kapazitätsprobleme zu erwarten. Positiv bewertet die HSK, dass ohne rechtliche

Verpflichtung periodische Inspektionen einzelner Gebinde vorgenommen werden und dass hierbei bis Ende 2005 keine Befunde hinsichtlich Behälterintegrität festgestellt wurden.

Das Zwischenlagergebäude ist in die Erdbebenklasse EK I eingestuft. Zusätzlich sind im Zwischenlager die konditionierten Gebinde in fünf Kammern gelagert, wodurch bei entsprechendem Beladungsregime die Gebinde bei einem Erdbeben vor dem Kippen geschützt werden.

Bisher nicht geführt wurde der nach Richtlinie HSK-R-29 zu erbringende Nachweis, dass die radiologischen Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes so begrenzt werden, dass die Individualdosis für Einzelpersonen der Bevölkerung einen Wert von 100 mSv nicht überschreitet (Schutzziel 3). Die beim Nachweis zu unterstellenden Randbedingungen und anzuwendenden Verfahren sind in den Richtlinien HSK-R-102 und HSK-G14 festgelegt.

#### **Forderung 5.9.2-1**

*Das KKL hat mithilfe einer Störfallanalyse bis 30. Juni 2010 die radiologischen Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes auf das Abfallzwischenlager zu ermitteln und zu bewerten.*

Die Aufbewahrung nicht endkonditionierter Abfälle innerhalb der kontrollierten Zone an vier bestimmten Orten entspricht dem ALARA-Prinzip. Bei der Lagerung von unkonditionierten brennbaren Abfällen in der Dekontaminationswerkstatt bis zu deren Abtransport zum ZZL identifiziert das KKL selbst aus Sicht des Brandschutzes Verbesserungspotenzial. Eine diesbezügliche Bewertung durch die HSK erfolgt in Kapitel 6.12 dieser Stellungnahme.

### **5.9.3 Brennelemententsorgung**

#### **Angaben des KKL**

In der Vergangenheit wurden mit COGEMA (Frankreich) und BNFL (Grossbritannien) Verträge für die Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente abgeschlossen. Die Lieferungen abgebrannter Brennelemente sind mittlerweile abgeschlossen und ein Teil der Elemente ist bereits wiederaufgearbeitet. Die Rücklieferung der Reststoffe aus den Wiederaufarbeitungsanlagen steht noch aus.

Dem KKL stehen 84 Stellplätze für Behälter mit hochaktivem Abfall und abgebrannten Brennelementen im ZZL zu. Ende 2005 waren 9 Transport- und Lagerbehälter (T/L-Behälter) mit je 97 abgebrannten KKL-Brennelementen im ZZL eingelagert. Der Behälterttyp für die zukünftige Zwischenlagerung abgebrannter KKL-Brennelemente ist der TN24BH-L mit einer Kapazität von 69 Brennelementen. Es ist geplant, mindestens 10 Behälter dieses Typs für die Zwischenlagerung zu verwenden.

Die Strategie der Brennelemententsorgung des KKL liegt derzeit in der Zwischenlagerung der abgebrannten Brennelemente in Trockenlagerbehältern im ZZL mit anschliessender Konditionierung für die Endlagerung. Die Option, abgebrannte Brennelemente nach Ablauf des Moratoriums gemäss Art. 106 Abs. 4 KEG aus dem ZZL in die Wiederaufarbeitung zu senden, wird als Alternative weiter verfolgt.

#### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

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.

## **Beurteilung der HSK**

Das KKL verfügt beim ZZL über die notwendige Kapazität zur Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente und der Abfälle aus der Wiederaufarbeitung. Die bisher für die Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente vom KKL verwendeten T/L-Behälter erfüllen die Anforderungen in der Richtlinie HSK-R-52. Gleiches gilt für den zukünftig vorgesehenen Behältertyp. Damit sind alle Anforderungen an die Entsorgung der abgebrannten Brennelemente im Berichtszeitraum und an das langfristige Entsorgungskonzept erfüllt.

### **5.9.4 Transporte**

#### **Angaben des KKL**

Der Abtransport bestrahlter Brennelemente aus dem KKL zur Wiederaufarbeitung bei COGEMA in La Hague oder zur Trockenlagerung im ZZL erfolgte nach einer Lagerzeit von einigen Jahren im Brennelementbecken. Die notwendigen Einrichtungen zum Transport, wie Behälter, Eisenbahnwagen oder LKW, wurden meist gemietet. Eine Ausnahme bilden die Behälter für die Trockenlagerung im ZZL, die Eigentum des KKL sind. Um die Beladung des Behälters und den eigentlichen Abtransport logistisch zu entflechten und damit eine höhere betriebliche Flexibilität zu erreichen, ist eine Transportbereitstellung eines beladenen Brennelementbehälters im Brennstofflager für maximal 6 Monate möglich, sofern dies von der HSK freigegeben ist. Die Beschaffung, Fabrikation und Lizenzierung für die Lagerung von Transport- und Lagerbehältern ist in der Richtlinie HSK-R-52 geregelt.

Für die Vorbereitung und Durchführung von Transporten bestrahlter und unbestrahlter Brennelemente hat sich die im KKL eingeführte Projektorganisation bewährt. Die Aufgaben, Zuständigkeiten und Verantwortlichkeiten sind im TQM-Teilprozess P0210 festgelegt. Das TQM-System enthält ebenfalls alle notwendigen Festlegungen zur Abwicklung der Transporte sonstiger radioaktiver Stoffe.

Es wurden im Berichtszeitraum 56 An- und 3 Ablieferungen von unbestrahltem Kernbrennstoff sowie 3 An- und 21 Ablieferungen von bestrahltem Kernbrennstoff durchgeführt. Darüber hinaus wurden insgesamt 773 Transporte mit radioaktiven Stoffen abgewickelt, 72 davon waren Brennelementtransporte. Hiervon entfielen 94 Transporte auf die Annahme von pressbaren Rohabfällen anderer Werke, die während des Einsatzes der mobilen Hochdruckpresse im KKL verarbeitet wurden, sowie auf die Rücklieferung der konditionierten Abfälle zu den jeweiligen Eigentümern. Mit wenigen Ausnahmen (Schiene, Luft) erfolgten diese Beförderungen über die Strasse.

Ein Transport von radioaktiven Abfällen zum ZZL führte aufgrund einer Verletzung der internen sowie externen Transportvorschriften zu einem meldepflichtigen Ereignis der Kategorie B. Die notwendigen Massnahmen wurden umgehend eingeleitet. Die Inspektionen durch die Behörden ergaben keine nennenswerten Beanstandungen. Nach den international diskutierten Befunden von Kontaminationen an BE-Transportbehältern wurde auch für die betreffenden KKL-Transporte eine rückwirkende Dokumentationsprüfung durchgeführt. In einem Fall ist vom Empfänger (COGEMA) ein erhöhter Kontaminationswert gemessen worden, der zum damaligen Zeitpunkt aber nicht an den Absender (KKL) rückgemeldet worden war.

#### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Für den Betrieb des KKL und die Entsorgung der aus dem Betrieb anfallenden Abfälle sind Transporte radioaktiver Stoffe erforderlich. Bei der Beförderung radioaktiver Stoffe sind die schweizerischen Gesetze (KEG, StSG) und Verordnungen (KEV, StSV, SDR, RSD, LTrV) sowie die europäischen und

internationalen Übereinkommen zum Transport gefährlicher Güter (ADR, RID, ICAO) einzuhalten. Werden diese Bestimmungen eingehalten, so ist der Schutz der an den Transporten Beteiligten, der allgemeinen Bevölkerung und der Umwelt gewährleistet. Im Zuge der 1998 entdeckten, wiederholten Kontaminationsvorfälle an Transportbehältern für bestrahlte Brennelemente ins Ausland wurden zwischen allen Beteiligten über die gesetzlichen Vorgaben hinaus umfangreiche technische und organisatorische Zusatzvereinbarungen geschlossen, um eine Wiederholung wirksam zu vermeiden. Die Einhaltung aller genannten Bestimmungen war Voraussetzung für die Zustimmung zur Wiederaufnahme der sistierten Transporte und ist damit Beurteilungsgrundlage.

### **Beurteilung der HSK**

Die Bewertung des KKL konzentriert sich vornehmlich auf die Beförderung unbestrahlter und bestrahlter Kernbrennstoffe. Das einzige meldepflichtige Ereignis bei der Transportabwicklung im Beurteilungszeitraum betraf allerdings den Bereich sonstige Transporte radioaktiver Stoffe.

Ebenfalls erläutert wurde eine erst bei der rückwirkenden Detailanalyse entdeckte Kontamination an einem BE-Transportbehälter, welche seinerzeit vom Empfänger (COGEMA) zwar entdeckt, aber nicht reklamiert worden war. Die HSK erkennt die Bewertungen der genannten Ereignisse durch KKL an. Durch die vom KKL ergriffenen Verbesserungsmaßnahmen haben sich derartige Vorgänge nicht wiederholt.

KKL bildet alle Beförderungsvorgänge radioaktiver Stoffe konsequent in seinem Managementsystem ab, dessen Anwendung durch die HSK mehrmals jährlich im Rahmen der Transportinspektionen überprüft wird. Dabei wurde – mit der oben genannten Ausnahme – in aller Regel Übereinstimmung mit den Vorgaben festgestellt. Dies hat die HSK veranlasst, mit Schreiben vom 17. Februar 2005 eine Erneuerung der Anerkennung des QS-Programms für den Transport radioaktiver Stoffe (Gefahrgüter der Klasse 7) auszustellen. Diese gilt bis zum 30. April 2010.

Sämtliche Transporte von Kernbrennstoff zum und vom KKL, sowie mit einer Ausnahme alle Transporte sonstiger radioaktiver Stoffe wurden unter Einhaltung der gesetzlichen Anforderungen und in Übereinstimmung mit den gültigen Transportvorschriften abgewickelt.

Im Ergebnis ist festzustellen, dass das Personal des KKL alle Anforderungen an die Fachkunde und die Zuverlässigkeit für die korrekte und vorschriftsmässige Abwicklung von Transporten der Klasse 7 nach dem Gefahrgutrecht erfüllt und auch die angemessenen Konsequenzen aus erkannten Defiziten im Sinne der kontinuierlichen Verbesserung gezogen wurden.

## **5.10 Auswirkungen der Leistungserhöhung**

### **Angaben des KKL**

Die Auswertung der weltweiten Erfahrungen mit Leistungserhöhungen um 6 % bis 25 % in 16 Siedewasserreaktoren zeigt auf, dass einige Schädigungsmechanismen identifiziert wurden, die durch die Leistungserhöhung verstärkt wurden. Diese Schädigungsmechanismen können maschinen- wie auch elektrotechnische Ausrüstungen betreffen.

So können durch den erhöhten Massenstrom Schwingungen in Rohrleitungssystemen zunehmen. Dadurch steigt die Gefahr von Ermüdungsschäden und Reibverschleiss. Der erhöhte Massenstrom kann ferner zu einer Verstärkung der strömungsinduzierten Erosionskorrosion führen, die zur Wanddickenschwächung in niedrig legierten ferritischen Rohrleitungen führen kann. Einige elektrotechni-

sche Komponenten werden durch die Leistungserhöhung über ihrer ursprünglichen Nennleistung, jedoch im zulässigen Leistungsbereich betrieben und sind zusätzlicher Wärmeentwicklung ausgesetzt.

Von der Leistungserhöhung im KKL betroffen sind die Rohrleitungssysteme des Primär- und Sekundärteils des Wasser-Dampf-Kreislaufs und die Reaktordruckbehältereinbauten. Im Primärteil wurden erhöhte Vibrationen im Frischdampfsystem festgestellt, die aber zu keinen Schäden geführt haben. Für den Dampftrockner wurde ein erweitertes Überwachungsprogramm eingeführt, um die Auswirkungen der erhöhten Vibrationen rechtzeitig zu erfassen. Im Sekundärteil der Anlage wurden verschiedene Schäden an mechanischen Ausrüstungen festgestellt, welche mit der Leistungserhöhung in Zusammenhang gebracht werden. Als Folgemaßnahmen ergaben sich ein erhöhter Instandhaltungsaufwand, verkürzte Austauschzeiten von Komponententeilen und gezielte Verbesserungen, z. B. bei der Materialwahl oder bei der Konstruktion.

Bei elektrotechnischen Ausrüstungen wurden unterschiedliche Schäden im Sekundärteil des KKL verzeichnet (z. B. Schäden an den Speisewasser- und Kondensatpumpenmotoren), bei denen aber die Leistungserhöhung nicht als direkte alleinige Schadensursache zugeordnet werden kann, diese aber den Schädigungsvorgang beschleunigte. Dies trifft auch auf den im Jahre 2005 verzeichneten Generatorschaden zu, wobei hier die durch die Leistungserhöhung mögliche unzulässige Pressplattenerwärmung des Statoreisenpaketes in Abhängigkeit der Betriebsart des Generators nicht erkannt wurde. Im sicherheitsrelevanten elektrischen Anlagenbereich wurden hingegen keine negativen Auswirkungen festgestellt. Insgesamt werden die Auswirkungen aufgrund der Leistungserhöhung als gering beurteilt. Die Ausnahme bildet hier der ausgedehnte Anlagenstillstand von fünf Monaten infolge der notwendigen Reparatur des Generators. Die aufgetretenen Schäden und Schadensmechanismen sowie beschleunigte Alterungserscheinungen wurden durch geeignete Gegenmaßnahmen eliminiert oder werden durch die modifizierten Instandhaltungsprogramme beherrscht.

### **Beurteilung der HSK**

Die erhöhten Vibrationen im Frischdampfsystem und im Dampftrockner wären dann von sicherheitstechnischer Bedeutung, wenn dadurch die Häufigkeit für das Versagen einer Rohrleitung erhöht würde. Bisher liegen der HSK keine Erkenntnisse vor, dass die Integrität der Rohrleitungen gefährdet ist. Die Vibrationen des Rohrleitungssystems sind aber aus Sicht der HSK auf Dauer nicht akzeptabel.

### **Forderung 5.10-1**

*Das KKL hat die Untersuchungen zu den Vibrationen der Rohrleitungssysteme und am Dampftrockner unter Beachtung der Empfehlungen der Betreiberorganisation BWROG und des Herstellers durchzuführen und die Ergebnisse einschliesslich geplanter Massnahmen der HSK bis 31. Dezember 2009 einzureichen.*

Bezüglich der im Sekundärteil des KKL aufgetretenen Schäden überzeugte sich die HSK im Rahmen des Aufsichtsverfahrens davon, dass basierend auf den durch das KKL in Zusammenarbeit mit dem Lieferanten vorgenommenen Schadensursachenanalysen geeignete Verbesserungsmassnahmen zur Wiederherstellung der zuverlässigen Funktion der jeweils betroffenen Ausrüstungen getroffen wurden. Aufgrund dieser getroffenen Massnahmen darf von einem sicheren und zuverlässigen Anlagenbetrieb ausgegangen werden.

## 6 Sicherheitsrelevante Anlagenteile

### 6.1 Bauwerke

#### 6.1.1 Klassierung der Bauwerke

##### Angaben des KKL

Durch die Klassierung werden die Bauwerke im KKL entsprechend ihrer Bedeutung für die nukleare Sicherheit eingestuft. Der für die bauliche Auslegung der Bauwerke massgebende Lastfall ist das Ereignis Erdbeben. Bauwerke, in denen mechanische oder elektrische Ausrüstungen der Erdbebenklasse EK I eingebaut sind, werden in die Bauwerksklasse BK I, Bauwerke, in denen mechanische Ausrüstungen der Erdbebenklasse EK II untergebracht sind, in die Bauwerksklasse BK II eingestuft. In der nachfolgenden Tab. 6-1 ist die Klassierung der Bauwerke zusammengestellt.

Bezeichnung	Bauwerke	Bauwerksklasse
ZA	Reaktorgebäude	I
ZB1	Aufbereitungsgebäude - Bis +8,5 m - Über +8,5 m	I II
ZB2	Abgasfiltergebäude	I
ZC1	Reaktorhilfsanlagen	I
ZC2	Notstandsbunker (SEHR)	I
ZC3	Neuer SEHR-Brunnen A	I
ZD1	Brennelementlagergebäude	I
ZD2	Dekontaminationsgebäude	II
ZD3	Aktivwerkstatt	Nicht klassiert
ZE1/2	Betriebsgebäude - Block Süd (Bürotrakt) ZE1 - Block Nord/Mitte, ZE1 Betriebsgebäudeanbau ZE2	II I II
ZF	Maschinenhaus - Ohne Kondensatreinigung (KRA) - KRA	II I
ZK1/2/3	Notstromdieselanlagen A, B, HPCS	I
ZM2	Nebenkühlwasseranlage - Überlaufbauwerk - Einlaufbauwerk, Einlaufkanäle, Pumpenhaus	I II

Bezeichnung	Bauwerke	Bauwerksklasse
ZM4/5/6	Notkühlwasseranlagen A, B, HPCS	I
ZQ	Abluftkamin	I
ZT	Zwischenlager für radioaktive Rückstände	I
ZV1/2	Rohrleitungs- und kabelkanäle - Ringkanal ZV1 - Verbindungsast ZV2	I II
ZW1	Kalkondensatbehälter-Gebäude	II

Tab. 6-1: Klassierung der Bauwerke im KKL

### Beurteilung der HSK

Die vom KKL vorgenommene Bauwerksklassierung entspricht den Vorgaben der Richtlinien HSK-R-04 und HSK-R-06. Die HSK stimmt der Bauwerksklassierung zu.

### 6.1.2 Normen und Lastfälle

#### Angaben des KKL

Das KKL dokumentiert die übergeordneten Grundlagen der für die Auslegung der Bauwerke gültigen Normen und Lastfälle im Sicherheitsbericht des Kraftwerkes. Detaillierte und spezifische Angaben zur Auslegung der einzelnen Bauwerke befinden sich in den entsprechenden PSÜ-Dokumenten.

Generell wurden die Bauwerke des KKL nach den zur Bauzeit gültigen Normen des Schweizerischen Ingenieur- und Architekten-Vereins SIA bemessen. Für die ursprüngliche Auslegung von Stahlbetonkonstruktionen waren dies insbesondere die Norm SIA 160 „Norm für die Belastungsannahmen, die Inbetriebnahme und die Überwachung der Bauten“ (Ausgabe 1970)<sup>48</sup> und die Norm SIA 162 „Norm für die Berechnung, Konstruktion und Ausführung von Bauwerken aus Beton, Stahlbeton und Spannbeton“<sup>49</sup>. Diese Normen basieren auf einem Bemessungskonzept mit elastischen Schnittkraftermittlungen und mit Nachweisen von zulässigen Materialspannungen. Für Einwirkungen, die nur im nukleartechnischen Bereich auftreten und nicht in den damaligen SIA-Normen definiert waren, griff das KKL auf die amerikanischen nuklearen Regelwerke der NRC zurück. Für Tragkonstruktionen in Verbundbauweise wurden ASME- und DIN-Normen angewendet. Stahlbauten wie der biologische Schild oder dem Reaktorgebäude angehängte Stahlkonstruktionen wurden weitgehend nach der amerikanischen Hochbaunorm des ASIC (1969) bemessen.

Gemäss dem damaligen Sicherheitskonzept wurden die Lasten in Hauptlasten (H), Zusatzlasten (Z) und Sonderlasten (S) eingeteilt und mit entsprechend abgestuften zulässigen Spannungen bemessen. Als Hauptlasten (H) gelten Eigenlasten, ständige Lasten, Erd-, Luft- und Wasserdrücke, Nutz-

<sup>48</sup> SIA; Norm für die Belastungsannahmen, die Inbetriebnahme und die Überwachung der Bauten, Norm SIA 160, Ausgabe 1970

<sup>49</sup> SIA; Norm für die Berechnung, Konstruktion und Ausführung von Bauwerken aus Beton, Stahlbeton und Spannbeton, Norm SIA 162, Ausgabe 1968

lasten, Zwängungen infolge Temperaturdifferenzen, Rohrleitungskräfte und Schneelasten. Zusatzlasten (Z) sind Windlasten, Brems- und Anfahrkräfte, Druckunterschiede und Rohrleitungskräfte infolge Betriebsänderungen der Anlage, zusätzliche Nutzlasten durch Montagezustände, dynamischer Wasserüberdruck (Abblasen), Betriebserdbeben (OBE) und von Komponentenlieferanten spezifizierte Lasten, die im Normalbetrieb nicht auftreten. Als Sonderlasten (S) wurden das Sicherheitserdbeben (SSE), Flugzeugabsturz (FLAB), Kühlmittelleckage (Small Break Event) sowie Kühlmittelverlust durch Leitungsbruch (Loss of Coolant Accident) bezeichnet. Die zu berücksichtigenden Lastkombinationen wurden bauwerksspezifisch festgelegt und in sogenannten Ausnutzungskategorien zusammengefasst. Für jede Ausnutzungskategorie wurde ein zulässiger Ausnutzungsgrad für die Baumaterialien festgelegt.

### **Beurteilungsrundlage der HSK**

Die HSK beurteilt die vom KKL zusammengestellten Lastfälle und Lastkombinationen auf der Grundlage der Richtlinien HSK-R-04 und HSK-R-102 sowie der Tragwerksnormen SIA 260 bis SIA 267<sup>50,51,52;53,54,55,56,57</sup>.

### **Beurteilung der HSK**

Das zur Bauzeit des KKL für Bauwerke gültige Bemessungskonzept in den damaligen SIA-Normen mit elastischen Schnittkraftermittlungen und mit Nachweisen von zulässigen Materialspannungen wurde inzwischen abgelöst. Im Beurteilungszeitraum wurden die Schweizer Baunormen des SIA mehrfach aktualisiert. Insbesondere sind die Tragwerksnormen SIA 260<sup>50</sup> bis SIA 267<sup>57</sup> im Jahre 2003 in Kraft gesetzt worden. Sie sind auf die neu entwickelten europäischen Normen (Eurocodes) abgestimmt. Bereits in einer früheren Normengeneration wurden anstelle der Bemessung mit zulässigen Materialspannungen Tragsicherheitsnachweise geführt, die auf der Einwirkungsseite Lastfaktoren und auf der Widerstandsseite Widerstandsbeiwerte im Sinne von Teilsicherheitsfaktoren vorgeben. Ein exakter Vergleich der verschiedenen für das KKL wirksamen Normengenerationen ist aufgrund der unterschiedlichen Konzepte nicht möglich. In weiten Bereichen führt die Anwendung der alten Normen im Vergleich zu den heute gültigen Normen beim Nachweis der Tragsicherheit zu eher konservativen Bemessungen. Aus dieser Sicht enthalten die ursprünglichen Auslegungen der Bauwerke Reserven. Bezüglich der Schubsicherheit stellen die neuen Normen hingegen höhere Anforderungen. Daher ist im Einzelfall stets auch eine Prüfung nach den aktuellen Normen erforderlich. Für zukünftige bauliche Änderungen, für Nachrüstungen, Erweiterungs- oder Neubauten sind die aktuell gültigen SIA-Normen aus dem Jahr 2003 zu verwenden und bei Bedarf mit den spezifischen Anforderungen der Kerntechnik zu ergänzen. Die neue Generation der SIA-Normen entspricht dem

---

<sup>50</sup> SIA; Grundlagen der Projektierung von Tragwerken, Norm SIA 260, Ausgabe 2003

<sup>51</sup> SIA; Einwirkungen auf Tragwerke, Norm SIA 261, Ausgabe 2003

<sup>52</sup> SIA; Betonbau, Norm SIA 262, Ausgabe 2003

<sup>53</sup> SIA; Stahlbau, Norm SIA 263, Ausgabe 2003

<sup>54</sup> SIA; Stahl-Beton-Verbundbau, Norm SIA 264, Ausgabe 2003

<sup>55</sup> SIA; Holzbau, Norm SIA 265, Ausgabe 2003

<sup>56</sup> SIA; Mauerwerk, Norm SIA 265, Ausgabe 2003

<sup>57</sup> SIA; Geotechnik, Norm SIA 267, Ausgabe 2003

Stand der Technik. Die HSK ist mit den vom KKL zusammengestellten Lastfällen, Lastkombinationen und Normen einverstanden.

### 6.1.3 Sicherheit der Bauwerke

Für die beurteilten Bauwerke wurden vom KKL in den PSÜ Dokumenten folgende Themenbereiche behandelt:

- Aufgaben und Anordnung
- Bauwerkebeschreibung
- Inspektionen
- Änderungen und Instandsetzung
- Eingriffe in Baustrukturen
- Bewertung

Die Darstellung konzentriert sich auf die im Beurteilungszeitraum durchgeführten Massnahmen und Erkenntnisse. Einen Schwerpunkt bilden die Aussagen im Zusammenhang mit der bautechnischen Alterungsüberwachung. Dieses Thema wird im Kapitel 5.5.6 dieser Stellungnahme behandelt. Im Folgenden werden die wichtigsten Vorkommnisse und Veränderungen im Beurteilungszeitraum zusammengefasst und bewertet.

#### Angaben des KKL

In der Tab. 6-2 sind die erfolgten baulichen Änderungen zusammengefasst. Die umfangreichsten sind jene im Zusammenhang mit dem Neubau der Aktivwerkstatt ZD3, der Neubau des SEHR-Brunnens A, Nachrüstungen und Instandsetzungen an der Dachisolation und brandschutztechnische Massnahmen.

Ausser den in der Tab. 6-2 angegebenen Massnahmen waren gemäss dem KKL im Beurteilungszeitraum keine weiteren Eingriffe in die Baustrukturen erforderlich. Eine Ausnahme bildet die Ausführung von zwei durchgehenden Kernbohrungen mit Durchmesser 50 mm durch eine Wand im Verbindungsast ZV2 der Rohrleitungs- und Kabelkanäle im Jahr 2005.

Bauwerke		Bauliche Änderung	Jahr
Reaktorgebäude	ZA	keine	
Reaktorhilfsanlagen-gebäude	ZC1	Im Zusammenhang mit dem Bau der neuen Aktivwerkstatt ZD3:	1993/94
		- Durchbruch für Elektrokabeldurchführung	
		- Tor Schleuse Nord	
		Einbau einer Drehscheibe	
		Weitere bauliche Änderungen:	
		- Umbau von Stahlbühnen im Dampftunnel	2001–03
		- Einbau von zwei Drucktüren	2002
		- Brandschutztechnische Nachrüstungen (Lukendeckel in Sekundär-Containment-Grenze, Durchführungen von Kunststoffrohrleitungen an Brandabschnittsgrenzen)	2000–02

Bauwerke		Bauliche Änderung	Jahr
		- Nachrüstung / Instandsetzung Dachisolation	2004
Brennelementlagergebäude	ZD1	<p>Im Zusammenhang mit dem Bau der neuen Aktivwerkstatt ZD3:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Abbruch der Zufahrt Süd der BE/SEHR-Schleuse</li> <li>- Anpassen der SEHR-Betankung</li> <li>- Integration des Treppenhaus-Ausgangs Kote +1,0 m in die Aktivwerkstatt</li> <li>- Erstellen der Interventionstüre in die BE/SEHR-Schleuse</li> <li>- Erstellen der Decken- und Dachanschlüsse der Aktivwerkstatt an das Brennelementlagergebäude</li> <li>- Anpassen der SEHR-A-Zuluft-Hutze</li> </ul> <p>Weitere bauliche Änderungen:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Brandschutztechnische Nachrüstungen (Durchführungen von Kunststoffrohrleitungen an Brandabschnittsgrenzen)</li> <li>- Nachrüstung Dachisolation</li> </ul>	<p>1993/94</p> <p>2001/02</p> <p>2004</p>
Kalkkondensatbehälter-Gebäude	ZW1	<p>Im Zusammenhang mit dem Bau der neuen Aktivwerkstatt ZD3:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Erhöhen der Aussenwände Süd und Ost der KaKo-Wanne</li> <li>- Überdachen der Tanks mit einer Stahlkonstruktion</li> <li>- Abbruch und Ersatz des Zugangs vom Areal zum KaKo-Tank-Bereich</li> <li>- Aufbetonieren des Bodens der KaKo-Schleuse um 0,5 m (verbunden mit Nutzlasterrhöhung)</li> <li>- Wand- und Deckendurchbrüche für die Kabelführung</li> </ul>	1994
Notstromdiesel- und Notkühlwasseranlagen A, B und HPCS (C) – Gebäude	ZK1/ ZM4 ZK2/ ZM5 ZK3/ ZM6	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Brandschutztechnische Nachrüstung der Schallstopfenfenster zwischen Aggregate- und Kommandoraum (ZK1, ZK2, ZK3)</li> <li>- Nachrüsten der Dachisolation</li> <li>- Ersatz der Dachwasserablaufleitungen</li> </ul>	<p>1999/ 2000</p> <p>2001/04</p> <p>2002– 2004</p>
Notstandbunker (SEHR) und neuer SEHR-Brunnen A	ZC2/ ZC3	- Neubau des SEHR-Brunnens A als Horizontalfilterbrunnen, mit Verbindungsstollen zum Vertikalschacht des bestehenden Brunnen A, und Einbindung in das Notstandsystem	1995
Zwischenlager für radioaktive Rückstände	ZT	- Nachrüsten der Dachisolation	2004
Aufbereitungsgebäude	ZB1	- Brandschutztechnische Nachrüstung von Durchführungen von Kunststoffleitungen an den Brandabschnittsgrenzen	2002

Bauwerke	Bauliche Änderung	Jahr
	Massnahmen zur Gewährleistung neuer Anforderungen des UEW-Schutzes (Einwirkungen Dritter): - Nachrüsten der Fenster auf Kote +8,50 m mit Hexagonal-Wabengittern - Zubetonieren der Fenster auf Kote +13,50 m	2004
Abgasfiltergebäude	ZB2 - Brandschutztechnische Nachrüstung von Durchführungen von Kunststoffleitungen an den Brandabschnittsgrenzen - Nachrüstung / Instandsetzung Dachisolation	2002  2004
Abluftkamin	ZQ Im Zusammenhang mit dem Bau der neuen Aktivwerkstatt ZD3 (Einführung der Abluft in den Kamin): - Ausschneiden von zwei Öffnungen (Durchmesser 1,30 m) im Kaminschaft für die Durchführung der horizontalen Rohrleitungen auf den Koten +17,82 m und 19,47 m - Verstärkung des Kaminschaftes mittels vertikaler Klebewehrung (CFK-Lamellen) an der Innenfläche - Ausschneiden von zwei Öffnungen in der Decke +27,50 m (Durchmesser 1,30 m bzw. 1,10 m) für die Durchführung der vertikalen Rohrleitungen Weitere bauliche Änderungen: - Montage einer verriegelten Gittertür auf der Passerelle, mit Übersteigschutz - Ersatz der Aussenleiter von +27,50 m bis +94,80 m	1994      2003  2004
Rohrleitungs- und Kabelkanäle	ZV1/ ZV2 - Zubetonieren der im Bereich der Grundrissfläche der neuen Aktivwerkstatt liegenden Einstiege in den Ostast des Ringkanals ZV1 (im Zusammenhang mit dem Bau der neuen Aktivwerkstatt) - Brandschutztechnische Nachrüstung von Durchführungen von Kunststoffleitungen zu den Gebäuden ZW1 und ZW2 - Vergrössern der Öffnung in der Decke des Überlaufbauwerks zum Ringkanal ZV1 und Ersatz des Deckels durch eine Betonplatte	1993  2002  2004
Betriebsgebäude und Anbau	ZE1/ ZE2 - Brandschutztechnische Massnahmen (Nachrüsten der Verbindungstüren vom ZE1 zum ZE2 als Brandschutztüren, Brandschutztechnische Nachrüstung von Durchführungen von Kunststoffleitungen an den Brandabschnittsgrenzen) - Nachrüstung / Instandsetzung Dachisolation - Ersatz des Fugenbandes der Gebäudetrennfuge ZE1/ZF	1998/ 2001/02  2004  2005

Bauwerke		Bauliche Änderung	Jahr
		in der Südfassade	
Maschinenhaus	ZF	Im Zusammenhang mit dem Bau der neuen Aktivwerkstatt ZD3:	1994/95
		- Aufbetonieren eines Teils der Decke Kote 0,0 m um 0,5 m im Vorraum zur KaKo-Schleuse	
		- Durchbruch in der Ostwand auf Kote +13,50 m als Zugang zur neuen Aktivwerkstatt ZD3	
		Weitere bauliche Änderungen:	1994/96
		- Anpassen, Vergrössern oder Erstellen der Fundamentsockel für den Ersatz diverser Pumpen	
		- Ausbrechen von zwei temporären Montageöffnungen in der Ostwand, Kote +6,0 m	1996
		- Ersatz des unteren und oberen Fugenbandes der Gebäudefuge ZF/ZC1 im Dampftunnel ZF	1996/ 2003
		- Ersatz der Kompensatoren der kleineren Leitungen an der SIR-Wand	2003
- Ersatz der Dachisolation und Erstellen einer neuen Dacheindeckung (siehe Bemerkung nach der Tabelle)	2004		
- Zubetonieren der Fenster in der Ostwand als Abschirmmassnahme im Rahmen des Projektes „KKLVIP“	2005		
Brandschutztechnische Massnahmen:			
- Ersatz der Kompensatoren der zwei Speisewasserleitungen und der vier Frischdampfleitungen im Dampftunnel ZF	1994/ 2003		
- Nachrüstung von Durchführungen von Kunststoffleitungen an den Brandabschnittsgrenzen	2001/02		
Dekontaminationsgebäude	ZD2	- Einbau eines Fluchtaufnahmeraumes mit einer Lüftungsöffnung nach aussen (im Zusammenhang mit der neuen Aktivwerkstatt ZD3)	1997
		- Brandschutztechnische Nachrüstung der Durchführung einer Kunststoffleitung an der Brandabschnittsgrenze	2002
Aktivwerkstatt	ZD3	- Brandschutztechnische Nachrüstung von Durchführungen von Kunststoffleitungen an den Brandabschnittsgrenzen	2001/02
Nebenkühlwasseranlage	ZM2	- Abdichten einer Stelle in der Wand zwischen der Abspritzpumpenkammer B und dem Entleerungsschacht B	2004
		- Nachrüstung / Instandsetzung der Dachisolation	2004
		- Vergrössern der Öffnung zum Ringkanal ZV1 in der Decke des Überlaufbauwerks	2004

Tab. 6-2: Bauliche Änderungen im KKL während des Beurteilungszeitraums

## Maschinenhaus ZF

Der neue Dachaufbau (2004) wurde in Koordination mit der Erhöhung der Strahlenabschirmung des Maschinenhauses (Projekt „KKLVIP“, Teilprojekt „Aufbetonieren des ZF-Daches“) als provisorisches Umkehrdach ausgeführt. Das Teilprojekt „Aufbetonieren des ZF-Daches“ kommt voraussichtlich aufgrund ungenügender Tragreserven der Gebäudestrukturen nicht zur Ausführung. Das Dach wird somit spätestens während der JHR 2008 definitiv eingedeckt.

## Befestigungskonzept

Ausser den Massnahmen im Rahmen der Alterungsüberwachung von Befestigungen erwähnt das KKL keine besonderen Massnahmen an bestehenden Befestigungen. Das KKL bewertet das Befestigungskonzept als ausgewogenes, wichtiges Hilfsmittel für eine qualitätsbezogene Projektierung und Ausführung neuer Befestigungen und Eingriffe und für Überprüfungen bestehender Befestigungen. Es hat sich auch im Rahmen der baulichen Änderungen im Beurteilungszeitraum (Tab. 6-2) bewährt.

Da sich die Befestigungstechnik seit der Erarbeitung des KKL-Befestigungskonzeptes hinsichtlich Produkten, Forschungsergebnissen, Berechnungsmethoden und Normen stark verändert hat, beabsichtigt das KKL, diese Grundlage bis im Jahr 2010 zu ergänzen und anzupassen. Die bisherige Fassung soll aber für zukünftige Überprüfungen und Nachweise bestehender Befestigungen erhalten bleiben.

## Gesamtbewertung

Das KKL zieht aus den bisherigen Erfahrungen im Zusammenhang mit baulichen Änderungen und Eingriffen in die Baustrukturen sowie mit der Alterungsüberwachung der Bauwerke den Schluss, dass die Bausubstanz sämtlicher Bauwerke die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage erfüllt. Die Tragsicherheit und die Gebrauchstauglichkeit der Bauwerke wurden durch die erfolgten Eingriffe nicht beeinträchtigt. Den Umfang bautechnischer Instandsetzungsarbeiten beurteilt das KKL als angemessen und ohne steigenden Trend.

Durch den Bau der neuen Aktivwerkstatt ZD3 entstand eine zusätzliche Schutzwirkung des Reaktorhilfsanlagengebäudes (Ostwand) und des Notstandbunkers SEHR (Decke) gegen Flugzeugabsturz.

Das KKL plant folgende bautechnische Massnahmen:

- Alterungsüberwachung: Vervollständigen der Steckbriefe für die BK1-klassierten Bauwerke bis Ende 2007, Abschluss der zugehörigen Basisinspektionen bis Ende 2010.
- Überarbeitung des KKL-Befestigungskonzeptes bis 2010.

## **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die HSK stützt ihre Beurteilung auf die Richtlinie HSK-R-04 und die Tragwerksnormen des SIA, insbesondere die Normen SIA 260 bis SIA 267.

## Beurteilung der HSK

Bezüglich der Bautechnik hatte das KKL keine Auflagen aus dem Gutachten der HSK zur Leistungserhöhung<sup>58</sup> zu erfüllen, ausser jener zum Alterungsüberwachungsprogramm Bau (s. dazu Kapitel 5.5.3).

Die HSK beurteilt die Angaben vom KKL zu den baulichen Änderungen als zutreffend. Je nach Art der Änderung erteilte die HSK jeweils aufgrund der Überprüfung der Gesuchsdokumente nach den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-04 Bau- oder Montagefreigaben oder sie nahm von den Dokumenten Kenntnis. Zu den bautechnischen Überprüfungen im Zusammenhang mit dem Bau der neuen Aktivwerkstatt und dem Neubau des SEHR-Brunens A liegen seitens der HSK zusammenfassende Prüfberichte vor<sup>59,60</sup>.

Die der HSK nicht vorliegenden Unterlagen zu einzelnen Änderungen an Öffnungen im ZB1 und ZV1/ZM2 (in der Tab. 6-2 aufgeführt) wurden im KKL eingesehen. Zu diesen Dokumenten hat die HSK keinen Einwand.

Die vorgesehene Aktualisierung des Befestigungskonzeptes erachtet die HSK als wichtig, um bei neuen Befestigungen eine klare Anwendungsgrundlage für die heute geeigneten Produkte und Nachweisverfahren der Befestigungstechnik verfügbar zu haben.

Die HSK verfolgt und überprüft die vorgeschlagenen bautechnischen Massnahmen im Zusammenhang mit der Erhöhung der Strahlenabschirmung des Maschinenhauses („Projekt KKLVIP“) seit 2004 detailliert. Dazu gehören diverse neue statische und dynamische Berechnungen des Maschinenhauses und entsprechende Nachweise der Tragsicherheit und Gebrauchstauglichkeit. Beim Teilprojekt „Aufbetonieren des ZF-Daches“ ergaben sich zum Teil ungenügende Tragreserven. Demzufolge befasst sich das KKL mit neuen Konzeptvorschlägen. Weitere bautechnische Aspekte, die sich aus diesen Konzeptänderungen ergeben, werden von der HSK im Detail überprüft.

Die HSK hält in ihrem Gutachten zur Leistungserhöhung<sup>58</sup> fest, dass der Zustand der sicherheitstechnisch relevanten Stahl- und Betonbauten des KKL hinsichtlich Tragsicherheit dem Neuzustand entspricht und die Gebrauchstauglichkeit durch den periodisch durchgeführten Unterhalt gewährleistet wird. Diese Beurteilung gilt uneingeschränkt auch am Ende des Beurteilungszeitraums der PSÜ 2005. Die HSK stimmt dem KKL zu, dass die Bausubstanz der Bauwerke die Voraussetzungen für einen zuverlässigen Weiterbetrieb der Anlage erfüllt.

## 6.2 Reaktorkern

### 6.2.1 Kernauslegung

Bei der Auslegung jeder neuen Kernbeladung ist der Nachweis zu erbringen, dass die Sicherheitsanforderungen während der Dauer des nächsten Betriebszyklus unter Berücksichtigung der konkre-

---

<sup>58</sup> HSK; Gutachten zum Gesuch des Kernkraftwerks Leibstadt um Leistungserhöhung auf 3600 MW<sub>th</sub>, HSK 12/420, KSA 12/210, März 1996

<sup>59</sup> HSK; KKW Leibstadt, Einfluss der neuen Aktivwerkstatt auf die bestehenden Bauwerke, Basler & Hofmann, Schlussbericht der Überprüfung der baulichen Sicherheit, SB 645.12-3, 31.1.1995

<sup>60</sup> HSK; KKW Leibstadt, Ergiebigkeit und bauliche Sicherheit des neuen Grundwasserbrunnens SEHR-A, Basler & Hofmann, Schlussbericht der Überprüfung, B 645.12-4, 20.12.1995

ten Einsatzbedingungen erfüllt sind. Insbesondere ist zu zeigen, dass die sicherheitstechnischen Parameter des Reaktorkerns innerhalb der Wertebereiche liegen, die bei den zyklusübergreifenden, umhüllenden Störfallanalysen betrachtet wurden. Für begrenzende Störfälle muss die Einhaltung der Sicherheitsgrenzwerte zyklusspezifisch nachgewiesen werden.

### **Angaben des KKL**

Beim KKL steht bei der Kernausslegung die Kosten- und Betriebsoptimierung unter Aufrechterhaltung der Sicherheit und Zuverlässigkeit der Brennelemente im Mittelpunkt. Das KKL legt dar, dass im Beurteilungszeitraum der mittlere Abbrand der entladenen Brennelemente (BE) von 43 MWd/kgU (1996) auf 50 MWd/kgU (2006) stieg. Voraussetzung dafür war die im Jahre 2002 von der HSK erteilte Genehmigung höherer Grenzwerte für den BE-gemittelten Abbrand (55 statt 51 MWd/kgU) und den lokalen Abbrand (75 statt 65 MWd/kgU).

Im Zeitraum Oktober 1998 bis Dezember 2001 (Betriebszyklen 15 bis 18) wurde die thermische Reaktorleistung stufenweise von 3138 MW auf 3600 MW erhöht. Damit erhöhte sich die mittlere lineare Brennstableistung. Verglichen mit dem Zustand vor der Leistungserhöhung stieg die Zahl der Brennelemente, die stärker belastet sind. Die Betriebsgrenzwerte für die lineare Stableistung (LHGR) und das kritische Leistungsverhältnis (CPR) blieben jedoch eingehalten. Auch die erforderliche Mindestabschaltreaktivität blieb gewährleistet. Durch die Einführung neuer BE-Typen in den Jahren 2000 und 2002 wurde die Mehrbelastung des Brennstoffs kompensiert und ein Abstand zu den Betriebsgrenzwerten gewährleistet, der eine genügende Flexibilität bei Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns ermöglicht.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die Beurteilung der Kernausslegung liegen die Richtlinie HSK-R-61 sowie die IAEA Safety Standards NS-G-2.2<sup>61</sup> und NS-R-1<sup>62</sup> zugrunde.

### **Beurteilung der HSK**

Die sicherheitstechnischen Anforderungen an Kernnachladungen, die zyklusspezifisch durchzuführenden Analysen, die zu verwendenden Berechnungsmethoden und der zum Einsatz zugelassene Reaktorbrandstoff sind in einem Grundlagenbericht des BE-Herstellers festgelegt. Der Grundlagenbericht wird bei Bedarf aktualisiert. Die Sicherheitsanforderungen entsprechen den Empfehlungen des internationalen Regelwerks<sup>61,62</sup>.

Vor jedem Betriebszyklus legt das KKL den Genehmigungsbericht für die neue Kernnachladung vor. Die HSK prüft diesen auf die Einhaltung der Sicherheitsanforderungen. Ein positives Prüfergebnis ist eine Voraussetzung für die Freigabe der neuen Kernbeladung.

Zusammenfassend stellt die HSK fest, dass im KKL eine geeignete Vorgehensweise zum Nachweis der Einhaltung der Sicherheitsanforderungen an Kernnachladungen angewandt wird. Für die Betriebszyklen im Beurteilungszeitraum wurden die geforderten Nachweise erbracht.

---

<sup>61</sup> IAEA Safety Standards Series, Safety Guide NS-G-2.2: Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants, November 2000

<sup>62</sup> IAEA Safety Standards Series, Requirement NS-R-1: Safety of Nuclear Power Plants: Design, September 2000

## 6.2.2 Neue Typen von Brennelementen und Steuerstäben

### Angaben des KKL

Im Beurteilungszeitraum hat das KKL anstelle des bisherigen Brennelementtyps (SVEA-96) im Jahre 2000 den Brennelementtyp SVEA-96 Optima und im Jahre 2002 den Brennelementtyp SVEA-96 Optima2 eingeführt. Die Einführung dieser neuen BE-Typen war mit folgenden Änderungen verbunden:

- Einführung von teillangen Brennstäben zur Erhöhung der Abschaltreaktivität und zur Verringerung des Druckabfalls im Bereich der Zweiphasenströmung des Kühlmittels.
- Einführung eines zusätzlichen Abstandhalters zur Verbesserung der Sicherheit gegen Filmsieden.
- Einführung eines im Brennelementfuss eingebauten Fremdkörperfilters (TripleWave).

Die Einführung der neuen BE-Typen wurde durch den Einsatz von jeweils vier Vorläufer-BE vorbereitet. Darüber hinaus hat das KKL auch die BE-Typen ATRIUM 10 und GE14 von zwei anderen BE-Lieferanten durch Einsatz von Vorläufern anlagenspezifisch erprobt. Das KKL kommt zum Schluss, dass sich die neuen BE-Typen im bisherigen Betrieb bewährt haben.

Neben den ursprünglichen Steuerstäben des Typs Duralife-100 und dem Nachfolgetyp Duralife-230 wurden ab Zyklus 17 (2000/2001) langlebige Steuerstäbe des Typs Marathon und ab Zyklus 20 (2003/2004) solche des Typs CR99 eingesetzt. Der Einsatz dieser neuen Typen auf Kontrollpositionen (Reaktivitätssteuerung während des Betriebs) war damit verbunden, dass es seit Frühjahr 1997 wiederholt zu Steuerstabschäden mit Auswaschung des Absorbermaterials Bor kam. Zur Auswaschung haben Steuerstäbe vom Typ Duralife-230, welche die vom Hersteller angegebene Einsatzgrenze bei Weitem noch nicht erreicht hatten, wesentlich beigetragen. Während der JHR 2003 wurden schliesslich alle Steuerstäbe des Typs Duralife-230 ersetzt.

Ab dem Jahr 2000 wurde deutlich, dass auch die auf Abschaltpositionen befindlichen ursprünglichen Steuerstäbe zunehmend zur Borauswaschung beitragen. Während der Revisionsstillstände 2004 und 2005 wurde daher eine grosse Anzahl dieser Steuerstäbe durch fabrikneue Steuerstäbe des gleichen Typs ersetzt. Allerdings wurden die oberen Führungsrollen durch kobaltarme Gleitknöpfe ersetzt.

### Beurteilungsgrundlage der HSK

Die sicherheitstechnische Beurteilung der neuen Brennelement- und Steuerstabtypen erfolgte gemäss Richtlinie HSK-R-61 und der im Kapitel 5.1 dieser Richtlinie genannten Regelwerke und Vorschriften.

### Beurteilung der HSK

Gemäss Richtlinie HSK-R-61 sind Änderungen an Brennelementen und Steuerstäben freigabepflichtig. Für den Einsatz neuer Brennelement- und Steuerstabtypen hat der Betreiber die entsprechenden Freigabeanträge bei der HSK eingereicht. Die HSK hat die Vollständigkeit, den Umfang und den Detaillierungsgrad der eingereichten Nachweise sowie stichprobenartig die ausgewiesenen Ergebnisse geprüft.

Für die BE-Typen SVEA-96 Optima und SVEA-96 Optima2 wurde in den Jahren 1998 und 2000 zunächst der Einsatz von jeweils vier Vorläufer-BE freigegeben. Aufgrund der positiven Inspektionsergebnisse für diese Vorläufer-BE wurde die Freigabe zum Einsatz von BE-Nachladungen in den Jah-

ren 2000 und 2002 erteilt. Die HSK stimmt mit der Schlussfolgerung des KKL überein, wonach sich die vorstehend genannten BE-Typen im bisherigen Betrieb bewährt haben.

### **6.2.3 Kernüberwachung**

Beim Betrieb des Reaktors müssen die Grenzwerte für die lineare Stableistung und für das minimale kritische Leistungsverhältnis eingehalten werden. Die Einhaltung dieser thermischen Betriebsgrenzwerte des Reaktorkerns wird durch die Kernüberwachung sichergestellt, die mit dem Kernüberwachungsrechner durchgeführt wird. Zu diesem Zweck wird periodisch (typischerweise nach einigen Minuten) eine neue Kernberechnung vorgenommen. Mit dem Kernüberwachungsprogramm werden auch die Abbrände der Brennelemente und Steuerstäbe und aktuelle Betriebsparameter wie die thermische Reaktorleistung bestimmt.

#### **Angaben des KKL**

Seit 2003 setzt das KKL für die Kernüberwachung das System „MinuteMan“ ein. Dessen zentraler Bestandteil ist das dreidimensionale Rechenprogramm PRESTO-2 zur Berechnung der axialen und radialen Leistungsverteilung. Die Ergebnisse des Rechenprogramms PRESTO-2 werden periodisch (derzeit alle fünf Minuten, früher stündlich) mit Messwerten der dreidimensionalen Neutronenflussverteilung verglichen, wodurch dessen Rechengenauigkeit laufend überprüft wird.

Die Auswertung der routinemässig durchgeführten Fahrkammermessungen zeigte, dass seit der Einführung von PRESTO-2 ab Zyklus 15 (1998/1999) eine signifikante Verbesserung der Genauigkeit der Kernüberwachung erreicht wurde.

Die Verfügbarkeit des Kernüberwachungssystems erreichte im Beurteilungszeitraum mit Ausnahme der Jahre 2003 und 2004 Werte über 99,9 %.

#### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Der Beurteilung der Kernüberwachung liegen die Richtlinie HSK-R-15 und der IAEA Safety Standard NS-G-2.2 zugrunde.

#### **Beurteilung der HSK**

Gemäss Richtlinie HSK-R-15 sind Änderungen an den Einrichtungen zur Kernüberwachung freigabepflichtig. Die HSK hat die im Beurteilungszeitraum durchgeführten Änderungen an den physikalischen Modellen der für die Kernüberwachung verwendeten Rechenprogramme geprüft und freigegeben. Für die aktuell im KKL verwendete Version des Kernüberwachungssystems stellt die HSK eine gute Übereinstimmung mit den Ergebnissen von Reaktivitäts- und Leistungsverteilungsmessungen fest.

Die HSK gelangt zum Schluss, dass das im KKL 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.

## 6.3 Nukleares Dampferzeugungssystem

Das nukleare Dampferzeugungssystem umfasst den Reaktorkühlkreislauf mit dem Reaktordruckbehälter und seinen Einbauten (System YC), das Umwälzsystem (System YU) sowie die Frischdampf- und Speisewasserleitungen mitsamt Isolationsventilen und die Sicherheitsabblaseventile (System YB).

Die sicherheitstechnischen Aufgaben des nuklearen Dampferzeugungssystems sind einerseits die Abfuhr der Reaktorleistung und der Nachwärme, andererseits der Einschluss des Reaktorkühlmittels im Reaktorkühlkreislauf während des Normalbetriebs und bei Störfällen.

### 6.3.1 Reaktordruckbehälter mit Einbauten (YC)

Der Reaktordruckbehälter (RDB) ist der zentrale Teil des nuklearen Dampferzeugungssystems. Er beinhaltet als wichtigste Einbauten: Kerngitter, Kernmantel, Kernsprühleitungen, Steuerstäbe und deren Antriebe, Hüllrohre für die Steuerstabsdurchführungen und die Kerninstrumentierungen, Strahlpumpen und dazugehörige Befestigungen, Wasserabscheider und Dampftrockner (System YC).

Im Inneren des Reaktors findet die Erzeugung von thermischer Energie durch kernphysikalische Vorgänge statt. Diese erfolgt durch einen Wasserdurchfluss durch den Kern von unten nach oben, getrieben von den Strahlpumpen. Durch die von den Brennstäben abgegebene Wärme wird der Frischdampf zur Speisung der Turbine erzeugt.

Die Einbauten des Reaktors müssen ihre geometrische Integrität im Normalbetrieb und bei Störfällen aufrechterhalten, damit der Reaktor durch Einschlagen der Steuerstäbe schnell abgeschaltet werden kann. Die geometrische Integrität der RDB-Einbauten ist somit eine wichtige Voraussetzung, um das Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität“ zu gewährleisten.

Bei einem Bruch einer Umwälzleitung gewährleistet im KKL die geometrische Integrität der Strahlpumpen, dass der Kern immer zu etwa 2/3 mit Kühlmittel überdeckt ist und eine ausreichende Kernkühlung durch die Notkühlsysteme gewährleistet ist. Das System YC unterstützt somit die Einhaltung des Schutzzieles „Kühlung der Brennelemente“.

Als druckführende Umschliessung des Kerns muss die Integrität des RDB im Betrieb und in den postulierten Auslegungsstörfällen gewährleistet sein. Das System YC dient somit der Einhaltung des Schutzzieles „Einschluss radioaktiver Stoffe“. Die druckführenden Komponenten des YC-Systems (Reaktordruckbehälter und druckführende Einbauten) sind der Sicherheitsklasse SK 1 und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Die nicht druckführenden Einbauten des YC-Systems mit Sicherheitsfunktion sind der Sicherheitsklasse SK 2 und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Die Einbauten des RDB ohne Sicherheitsfunktion sind der Sicherheitsklasse SK 4 zugeordnet.

### Angaben des KKL

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Im Beurteilungszeitraum wurde die Dichtheit des Reaktordruckgefässes durch zwei unterschiedliche Funktionstests ohne Beanstandungen nachgewiesen. Es handelte sich dabei um den jährlichen Dichtheitstest nach der Revision und die alle 10 Jahre durchzuführenden Druckprüfung des RDB bei 107 bar.

Im Jahr 2004 ereigneten sich gemäss Richtlinie HSK-R-15 der Kategorie B zugeordnete Vorkommnisse, die den Reaktordruckbehälter betrafen. Im ersten Fall wurde beim Anfahren der Anlage die ge-

mäss TSL zulässige Aufheizrate kurzzeitig um 38,1 K/h überschritten (Ereignis 2004-07). Die spätere Analyse zeigte, dass der Ermüdungsbeitrag für den RDB zu vernachlässigen war. Im zweiten Fall kam es mit dem Ausfall der 10-kV-Versorgung in Verbindung mit einer Reaktorschnellabschaltung auch zum Ausfall der Umwälzpumpen und des Reaktorwasserreinigungssystems (Ereignis 2004-27). Als Folge entstand in der Bodenkalotte des RDB eine Kaltwasseransammlung, wodurch diese einer erhöhten lokalen Abkühlung ausgesetzt war. Die strukturmechanische Untersuchung kam zum Ergebnis, dass die Temperaturtransiente für die Ermüdung und Sprödbruchsicherheit nicht relevant war.

### Wiederholungsprüfprogramme

Die Wiederholungsprüfprogramme sind in den Komponentenprüfdokumenten für den Reaktordruckbehälter und dessen Einbauten festgelegt. Als Prüfmethode kamen Ultraschall-, Wirbelstrom-, Durchstrahlungsprüfung, Farbeindring- und Magnetpulverprüfungen, Sichtprüfungen (für die Einbauten als Kameraprüfung) sowie System- und Komponentenbegehungen zum Einsatz.

In den PSÜ-Unterlagen dokumentierte das KKL, dass das Wiederholungsprüfprogramm für den RDB und dessen Einbauten gemäss den Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 für den Beurteilungszeitraum vollständig erfüllt wurde. Insgesamt traten nur wenige bewertungspflichtige Befunde auf, die alle nach der vorgeschriebenen bruchmechanischen Analyse als zulässig eingestuft werden konnten. Die Jahresprogramme für die Wiederholungsprüfungen am RDB und dessen Einbauten wurden der HSK und dem SVTI-N als beauftragtem Sachverständigen zur Kenntnisnahme vorgelegt. Änderungen der Prüfprogramme und Prüfvorschriften wurden vor der Anwendung dem SVTI-N zur Prüfung eingereicht.

Das KKL legt weiterhin dar, dass bereits frühzeitig mit der Qualifizierung von Prüfsystemen, Prüfvorschriften und Personal begonnen wurde. So konnte 1998 erstmals eine qualifizierte mechanisierte Ultraschallprüfung der RDB-Mischschweissnähte an den N3-Stützen durchgeführt werden, wobei die Qualifizierung für Prüfsystem und Prüfvorschrift in Anlehnung an das ENIQ (Europäisches Netzwerk zur Harmonisierung der Anforderungen für Wiederholungsprüfungen) durchgeführt wurde. Für die Prüfungen an den Stützen N10 und N11 wurde 2004 ein manuelles Ultraschallverfahren eingesetzt, das nach den amerikanischen Anforderungen (PDI) qualifiziert war.

Aufgrund von aufgetretenen Rissen in den Verbindungsschweissnähten der Steuerstabantriebs- (CRDH) und Kerninstrumentierungsgehäuserohre (ICMH) an den Durchführungen in der RDB-Kalotte, die in verschiedenen Siedewasserreaktoranlagen gefunden wurden, führte das KKL auf Anforderung der HSK von 1993 bis 2004 ein Sonderprüfprogramm an diesen Schweissnähten durch. Insgesamt wurden ca. 25 % der CRDH- und 40 % der ICMH-Schweissnähte geprüft. An drei ICMH-Verbindungsschweissnähten wurden bewertungspflichtige Anzeigen gefunden und bewertet. Aufgrund der erschwerten Prüfbedingungen konnte jedoch nicht geklärt werden, ob es sich dabei um nach innen offene und damit medienberührte Risse handelt, bei denen eine Anfälligkeit gegenüber Spannungsrisskorrosion gegeben wäre. Unter Berücksichtigung, dass bei diesen Verbindungsschweissnähten in BWR-6-Anlagen bisher keine Risse aufgetreten sind und möglicherweise auftretende Risse nicht sicherheits- sondern nur verfügbarkeitsrelevant sind, wurde vom KKL das Sonderprüfprogramm beendet. Die CRDH- und ICMH-Verbindungsschweissnähte werden jetzt neu bei jeder Jahreshauptrevision mittels einer modernen schwenkbaren Farbzoomkamera, die mit einem entsprechenden Fahrmanipulator auf stationären Führungsschienen unterhalb der RDB-Bodenkalotte montiert wird, auf Leckagen überwacht.

In der JHR 2004 wurden erstmals auch die Rundnähte (Flansch zu Gehäuserohr) sowie die Mischschweissnähte (Rohr zu Rohr) von 15 Steuerstabantriebs-Gehäusen (CRD-Gehäusen) gemäss SVTI-Festlegung NE-14, Rev. 5, mit Ultraschall (UT) und Wirbelstrom (ET) geprüft. An den bis heute geprüften 45 CRD-Gehäusen wurden an den Einschweissnähten und im Grundmaterial keine betriebsinduzierten Anzeigen gefunden. Die CRD- und ICM-Gehäuse einschliesslich der Rund- und Mischnähte an Flansch und Gehäuse sind prüfpflichtig, vor allem auch aufgrund der fortgeschrittenen Teilermüdungsausnutzung und werden auch zukünftig mittels volumetrischer Prüfung (UT, ET) überwacht.

An den RDB-Einbauten wurden weiterhin jährliche Kameraprüfungen (IVVI) durchgeführt. Im Beurteilungszeitraum wurden dabei ein Bruch eines Federstiftes an einer Kerninstrumentierungslanze, geringfügige Abnutzungserscheinungen an Anti-Rotations-Stiften und geringfügige Abweichungen im Bereich der Halterung der Strahlpumpen bemerkt. Als Massnahme wurden diese Positionen in das jährliche IVVI-Programm aufgenommen und weitere Abklärungen im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms eingeleitet.

In der Gesamteinschätzung kommt das KKL zum Schluss, dass bei den Wiederholungsprüfungen am RDB keine Anzeigen gefunden wurden, die für die Integrität des RDB von Bedeutung sind.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden mehrfach Kerninstrumentierungslanzen ausgetauscht, insbesondere nach dem Befund eines abgebrochenen Federstiftes.

#### TSL-Änderungen

Im Jahr 1999 wurden auf der Grundlage der Ergebnisse des ersten Bestrahlungsprobensatzes in der TSL die Grenzwerte für die zulässigen Druck- und Temperaturverläufe angepasst.

#### Alterungsüberwachung

Im Beurteilungszeitraum wurden die Alterungsüberwachungsprogramme für den Reaktordruckbehälter und dessen Einbauten erarbeitet und in zwei Steckbriefen dokumentiert. Als mögliche Alterungsmechanismen wurden für den RDB Versprödung durch Neutronenbestrahlung, thermische Versprödung, Spannungsrisskorrosion an Inconel-Werkstoffen und Ermüdung identifiziert, für die Einbauten Spannungsrisskorrosion, insbesondere an Inconel-Werkstoffen, andere Risskorrosionsarten, Versprödung durch Neutronenbestrahlung, Ermüdung und mechanischer Abrieb. Für den RDB wurden 6 Abklärungsaufträge, für die Einbauten 8 Abklärungsaufträge eingeleitet und bearbeitet, deren wichtigste Themen im Folgenden genannt sind.

#### Sprödbruchsicherheit des RDB

Die Änderung der Materialeigenschaften des Reaktordruckbehälters (RDB) infolge der Neutronenbestrahlung spielt eine entscheidende Rolle für das Lebensdauermanagement der gesamten Anlage. Aus strukturmechanischer Sicht kommt es in der kernnahen Zone des Reaktors zu einer kontinuierlichen Neutronenversprödung des Behälter- und Schweissmaterials.

Die Neutronenversprödung ist ein bekannter und unvermeidbarer Effekt, dessen Ausmass von verschiedenen Faktoren abhängt (u. a. chemische Zusammensetzung, Bestrahlungstemperatur, Neutronenfluenz und Neutronenenergie). Das Vorgehen bei der Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen des RDB ist im kerntechnischen Regelwerk geregelt.

Die Zähigkeit der RDB-Werkstoffe und damit die Sprödbrechtsicherheit des RDB werden im KKL regelkonform durch Bestrahlungsproben<sup>63</sup> aus dem Grundmaterial und aus zwei Schweißnähten (Längs- und Rundnaht) verfolgt. Die Versprödung der RDB-Werkstoffe wird bisher klassisch aufgrund der Erhöhung der „Nil Ductility Transition Reference Temperature“  $RT_{NDT}$  und der Abnahme der sogenannten Hochlagenenergie der Kerbschlagarbeit-Temperatur-Kurven als Funktion der Fluenz schneller Neutronen ( $E > 1\text{MeV}$ ) beurteilt. International wird in den letzten Jahren zunehmend auch das auf probabilistischer Grundlage basierende Masterkurvenkonzept nach ASTM E 1921<sup>64</sup> in Verbindung mit den ASME Code Case N-629<sup>65</sup> und N-631<sup>66</sup> angewandt.

Die Bewertung des KKL für die Sprödbrechtsicherheit des RDB für 40 bzw. 60 Betriebsjahre basiert auf dem Abschlussbericht von GE Nuclear Energy /9/ für die Auswertung des unbestrahlten und des ersten Bestrahlungssatzes. Nach 11 Betriebsjahren beziehungsweise 9,28 Volllastjahren wurde 1995 der erste von insgesamt drei Bestrahlungssätzen aus dem RDB entnommen und die Proben nach dem massgebenden Regulatory Guide 1.99, Rev.2<sup>67</sup> der U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC) geprüft und ausgewertet. Die Auswertung wurde durch den SVTI geprüft und von der HSK in den grundsätzlichen Aussagen akzeptiert.

Die mechanischen Prüfungen wurden mit standardisierten Kerbschlagbiege- und Zugproben durchgeführt. Die aus dem ersten Probensatz entnommenen Bruchmechanikproben wurden nicht geprüft. Die Untersuchungen der Proben und Monitore aus dem ersten Bestrahlungssatz kamen zum Ergebnis, dass

- die anhand der Neutronendosimeter bestimmten Werte für die Neutronenfluenz gut mit den berechneten Werten übereinstimmen;
- die anhand der mechanischen Prüfungen an Kerbschlagbiegeproben bestimmte versprödungsbedingte Verschiebung der Referenztemperatur für den Übergang von zähen zu sprödem Bruchverhalten für das Grundmaterial sehr gering ist (+4 °C). Für das Schweißmaterial verschieben sich die Kerbschlagarbeit-Temperaturkurven sogar für den bestrahlten Probensatz zu niedrigeren Temperaturen hin (negativer Shift), was das KKL mit Streuungen in den Materialeigenschaften begründet.

Das KKL hat nach der Prüfung des ersten Bestrahlungssatzes das RDB-Bestrahlungsprogramm auf eine Betriebsdauer von 60 Jahren angepasst. Auf der Grundlage der durchgeführten Untersuchungen kommt das KKL zum Schluss, dass die Neutronenversprödung des RDB-Materials keinen limitierenden Einfluss auf die Lebensdauer der Anlage für mindestens 60 Betriebsjahre haben wird.

---

<sup>63</sup> Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, Appendix H: Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements

<sup>64</sup> ASTM Standard E 1921-05: Standard Test Method for Determination of Reference Temperature  $T_0$  for Ferritic Steels in the Transition Range, Annual Book of ASTM Standards, Vol. 03.01, Version ASTM E 1921-05

<sup>65</sup> ASME Code Case N-629: Use of Fracture Toughness Test Data to Establish Reference Temperature for Pressure Retaining Materials for Section XI, ASME, New York, May 7, 1999

<sup>66</sup> ASME Code Case N-631, Use of Fracture Toughness Test Data to Establish Reference Temperature for Pressure Retaining Materials other than Bolting for Class 1 Vessels, Section III, Div. 1, ASME, New York, Sep 24, 1999

<sup>67</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.99, Rev. 2: Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials, U.S. Nuclear Regulatory Commission, May 1988

Abgeleitet aus diesen Ergebnissen wurden die Entnahme und die Prüfung des zweiten Bestrahlungssatzes auf 24 Betriebsjahre festgelegt. Zwei Drittel der Bruchstücke der Kerbschlagproben des ersten Bestrahlungssatzes wurden zu einem vierten Bestrahlungssatz zusammengestellt und 1997 an die RDB-Innenwandung für die Weiterbestrahlung eingesetzt. Für diesen neuen Probensatz wurde eine Entnahme nach 48 Betriebsjahren festgesetzt.

Die nachfolgende Tab. 6-3 zeigt die wichtigsten Ergebnisse aus den mechanischen Prüfungen an Proben des unbestrahlten Ausgangszustandes und des ersten Bestrahlungssatzes. Die Ergebnisse sind aus dem Abschlussbericht von GE Nuclear Energy<sup>68</sup> abgeleitet. Folgende grundsätzliche Aussagen lassen sich erkennen:

- Der Effekt der Neutronenversprödung für das RDB-Material des KKL kann als sehr gering eingestuft werden (sehr kleine Werte für die entsprechenden Übergangstemperaturverschiebungen).
- Es ergeben sich relevante Unterschiede der ermittelten und nach USNRC Reg. Guide 1.99, Rev. 2 berechneten Änderungen der Sprödbbruch-Referenztemperaturen  $\Delta RT_{NDT}$  für das Schweissmaterial.
- Der grösste Effekt der Neutronenversprödung wird für das Schweissmaterial der Längsnaht beobachtet. Das führende Material in der Neutronenversprödung ist jedoch das Grundmaterial mit einer justierten Sprödbbruch-Referenztemperatur ART für 51 Vollastjahre (60 Betriebsjahre) von +6 °C.
- Der grösste Effekt bei der Absenkung der Hochlagenenergie im Kerbschlagarbeit-Temperatur-Diagramm tritt beim Schweissmaterial auf. Für die Rundnaht wird eine Absenkung der Hochlagenenergie für die Betriebszeit von 11 Jahren von 196 J auf 179 J ermittelt. Auch hier gibt es relevante Unterschiede bei den ermittelten und berechneten Werten für das Schweissmaterial.

	$\Delta T_{41J}$ $\Delta RT_{NDT}$ 9.3VLJ	$\Delta RT_{NDT}$ RG1.99 9.3VLJ	$\Delta USE$ 9.3VLJ	$\Delta USE$ RG1.99 9.3VLJ	$RT_{NDT}$ 0 VLJ	$\Delta RT_{NDT}$ RG1.99 51 VLJ	Margin RG1.99 51 VLJ	ART RG1.99 51 VLJ
Grundmaterial	+4 °C	+4 °C	-3 J	-8 J	-14 °C	+10 °C	+10 °C	+6 °C
Schweissgut Längsnaht	-9 °C	+7 °C	+9 J	-13 J	-39 °C	+20 °C	+20 °C	+1 °C
Schweissgut Rundnaht	-3 °C	+3 °C	-17 J	-12 J	-33 °C	+6 °C	+6 °C	-21 °C

Tab. 6-3: Ergebnisübersicht für die Proben des Ausgangszustandes sowie des ersten Bestrahlungssatzes, Berechnungen nach USNRC Reg. Guide 1.99, Rev.2

$\Delta T_{41J}$  : Übergangstemperaturverschiebung im Kerbschlagarbeit-Temperatur-Diagramm nach Standard bei 41 J

<sup>68</sup> General Electric Nuclear Energy, 1996 RPV Surveillance Program Materials Testing and Analysis of Kernkraftwerk Leibstadt, Set 1 Capsules, Report GE-NE-B13-01831-01-R1, Revision 1, October 1998, General Electric Company, San Jose, USA

$\Delta RT_{NDT}$ , RG1.99, 9.3VLJ/51VLJ: Änderung der Sprödbruch-Referenztemperatur für 9,3 Vollastjahre (11 Betriebsjahre) und für 51 Vollastjahre (60 Betriebsjahre)

$\Delta USE$ , RG1.99, 9.3VLJ: Änderung der Hochlagenenergie im Kerbschlagarbeit-Temperatur-Diagramm für 9,3 bzw. 51 Vollastjahre (60 Betriebsjahre)

ART, RG1.99, 51VLJ justierte Sprödbruch-Referenz-Temperatur für 51 Vollastjahre (60 Betriebsjahre)

Margin, RG1.99, 51VLJ: Sicherheitsbeiwert für die justierte Sprödbruch-Referenz-Temperatur für 51 Vollastjahre (60 Betriebsjahre)

### Ermüdungsnachweise

Bei der Auslegung der Kraftwerksanlage wird mit einer spezifizierten Anzahl verschiedener Betriebs-transienten eine Ermüdungsanalyse durchgeführt. Eine Ermüdungsausnutzung von 100 % bedeutet, dass die Auslegungs-Ermüdungslebensdauer durch die betrieblichen Transienten aufgebraucht ist. Mittels der Ermüdungsüberwachung wird der aktuelle Teilerschöpfungsgrad von sicherheits- und ermüdungsrelevanten Komponenten aufgrund der tatsächlich aufgetretenen ermüdungsrelevanten Ereignisse verfolgt.

Im Beurteilungszeitraum der PSÜ hat das KKL für alle Systeme der Sicherheitsklasse 1 die ermüdungsrelevanten Stellen mit einem Gesamterschöpfungsgrad  $U > 0,4$  (40 Betriebsjahre) als zu überwachende Orte identifiziert. Dabei handelt es sich um 14 Orte in Rohrleitungssystemen und 7 zu überwachende Stellen am RDB. Weiterhin wurde eine lückenlose Auflistung aller ermüdungsrelevanten Ereignisse von der Inbetriebsetzungsphase der Anlage (1984) bis 31. Dezember 2002 erstellt.

Im Jahre 2003 wurde vom KKL das international anerkannte Programm „FatiguePro“ installiert, das eine automatisierte Ermüdungsüberwachung ermöglichen soll. Bisher konnte jedoch das Modul der automatisierten Ereigniserkennung noch nicht aktiviert werden, da die vom System geforderte Basis der Anlageninstrumentierung nicht in ausreichender Masse zur Verfügung steht (60 statt der erforderlichen 90 Messwerte). „FatiguePro“ wurde jedoch eingesetzt, um die Teilerschöpfungsgrade an den zu überwachenden Stellen der SK-1-Komponenten zu berechnen. Die erforderlichen Daten wurden dabei manuell eingegeben. Für den RDB weisen folgende sicherheitsrelevante Bereiche die höchsten Teilerschöpfungsgrade (40 Betriebsjahre) auf:

- Steuerstab-Antriebsgehäuse (CRDH) mit 0,55
- Kerninstrumentierungsgehäuse (ICMH) mit 0,46
- Speisewasserstutzen mit 0,41

Die Werte der Ermüdungsausnutzung liegen aktuell unterhalb des zulässigen Gesamterschöpfungsgrades für die Auslegung von 1,0. Diesem zulässigen Wert liegen noch Sicherheitsbeiwerte von 2 gegenüber der Spannung und 20 gegenüber der Lastwechselzahl zugrunde (ASME-Design-Kurve für Ermüdung des jeweiligen Werkstoffes ohne Medieneinfluss).

Zusammenfassend stellt das KKL fest, dass sich der aktuelle Teilerschöpfungsgrad der Ermüdung für den RDB auf einem verglichen mit dem zulässigen Gesamterschöpfungsgrad niedrigen Niveau befindet und ein sicherheitsrelevanter Ermüdungsschaden auch für den kommenden Beurteilungszeitraum ausgeschlossen werden kann.

## Kernmantel

Der Kernmantel ist ein oben und unten offener Stahlzylinder, der im Inneren des RDB den Reaktorkern mit den Brennelementen umhüllt. Der Kernmantel besteht aus Stahlblech-Zylindern sowie Flansch- und Stützringen aus rostfreiem austenitischen Stahl. Die einzelnen Ringe sind mit horizontalen Rundnähten zusammen geschweisst. Die Stahlblech-Zylinder enthalten zusätzlich auch noch vertikale Schweissnähte. Der Kernmantel steht auf der Kernmantel-Abstützung, die mit dem RDB verschweisst ist.

In Unfallsituationen, wie bei einem Erdbeben oder bei einem Bruch der Reaktor- Umwälzschleife, muss der Kernmantel die auftretenden horizontalen Kräfte abtragen, da sich sonst der Kern gegenüber dem oberen bzw. unteren Kerngitter verschiebt. Eine solche Verschiebung hätte zur Folge, dass die für eine Reaktorschnellabschaltung benötigten Steuerstäbe nicht in den Kern eingefahren werden können und dass die Notkühlung und Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern beeinträchtigt werden.

Beim Bruch einer Frischdampfleitung muss der Kernmantel die auftretenden Vertikalkräfte abtragen. Dadurch wird eine Beschädigung der über dem Kernmantel angeordneten Kernsprühleitungen verhindert, die für die Notkühlung des Reaktors wichtig sind.

Der Kernmantel hat ausserdem eine Dichtheitsfunktion zu erfüllen. In Unfallsituationen mit Bruch einer Reaktor-Umwälzschleife bildet der Kernmantel die äussere Umhüllende für den zu flutenden Reaktorkern. Zur sicheren Kühlung der Brennelemente muss innerhalb des Kernmantels ein bestimmter Mindest-Wasserstand gehalten werden.

Internationale Erfahrungen mit Siedewasserreaktoranlagen (SWR) zeigen, dass an nahezu allen General-Electric-Reaktoren von BWR 1 bis BWR 6 Spannungsrisskorrosion in den Wärmeeinflusszonen überwiegend an den horizontalen Schweissnähten am Kernmantel aufgetreten ist. Als Ursache für die Spannungsrisskorrosion am Kernmantel werden die Kombination von empfindlichem Werkstoffzustand, Normalwasserchemie-Bedingungen und die Schweisseigenspannungen angesehen. Die im Beurteilungszeitraum durchgeführten visuellen Inspektionen (IVVI) des Kernmantels im KKL ergaben bisher keine Hinweise auf Risse. Bis und mit der JHR 2000 wurden alle zugänglichen Rund- und Längsschweissnähte des Kernmantels innen und aussen geprüft. Ab der JHR 2001 erfolgen diese Prüfungen wiederkehrend im Zweijahreszyklus.

Das KKL ist der Meinung, dass die sehr gute Wasserchemie im KKL in den letzten Jahrzehnten (niedrige elektrische Leitfähigkeit und ein sehr niedriger Gehalt an Chlorid- und Sulfat-Ionen im Reaktorwasser) und die sehr gute Materialqualität dazu beigetragen hat, dass bisher keine Risse am Kernmantel aufgetreten sind. Ein künftiges Auftreten von Spannungsrisskorrosion an den Schweissnähten des Kernmantels kann aber aus Sicht des KKL nicht ausgeschlossen werden. Um diese Gefährdung noch weiter abzusenken, hat sich das KKL im Beurteilungszeitraum der PSÜ entschlossen, die bestehende Normalwasserchemie (NWC) durch die sogenannte Wasserstoff-Wasserchemie-Fahrweise (HWC) in Kombination mit einer Online-Edelmetall-Einspeisung (OLNC) zu ersetzen. Durch die Einspeisung von Wasserstoff in den Primärkreislauf kann das Korrosionspotenzial (ECP) der Werkstoffe im Bereich der unteren Bodenkalotte des RDB bis etwa zur Höhe des oberen Kerngitters von oxidierenden hin zu reduzierenden Bedingungen entscheidend verringert werden. Diese Absenkung des ECP führt nach heutigem Stand der Technik zu einer Vermeidung von Rissbildungen am Kernmantel. Der Grund für den Wechsel von der reinen Wasserstoffchemie-Fahrweise zur kombinierten Methode von HWC mit Edelmetalleinspeisung bestand vor allem darin, auf kostenintensive und aufwändige Massnahmen zur Abschirmung im Maschinenhaus verzichten zu können, da bei rei-

ner HWC hier ein erhöhter Strahlungspegel durch freigesetzte Stickstoffisotope auftreten würde. Mit der zukünftigen Einführung der HWC-OLNC-Wasserchemiefahrweise ist das KKL der Meinung, Spannungsrissskorrosion an Schweissnähten der RDB-Einbauten, an den Stützen des RDB sowie an den Schweissnähten der Umwälzleitungen vermeiden zu können.

### Gesamtbewertung

Aufgrund der vorgelegten PSÜ-Unterlagen kommt das KKL zum Schluss, dass der RDB die Anforderungen hinsichtlich der Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente“ und „Einschluss radioaktiver Stoffe“ auch in den kommenden Betriebsjahren zuverlässig erfüllen kann.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Mit der erfolgreichen und fehlerfreien Durchführung der Funktionstests wurde die Anforderung an die Nachweisführung für die Dichtheit und Integrität des RDBs im Rahmen dieser Tests vom KKL erfüllt.

Der RDB und die Kerneinbauten waren zusätzlich zur Belastung durch Reaktorschnellabschaltungen im Rahmen zweier weiterer klassierter Vorkommnisse besonderen Belastungen ausgesetzt. Die Auswirkungen auf den RDB durch die aufgetretenen Temperaturtransienten wurden von der HSK als in ihrer Sicherheitsrelevanz gering beurteilt.

### Wiederholungsprüfprogramme

Die HSK hat in ihrer Aufsichtstätigkeit auch unter Einbeziehung ihres beauftragten Sachverständigen (SVTI-N) die Jahresprogramme und die Durchführung der Wiederholungsprüfungen am RDB und dessen Einbauten kontrolliert und kann bestätigen, dass alle Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 erfüllt wurden. Die bruchmechanischen Analysen der bewertungspflichtigen Anzeigen wurden von der HSK überprüft und akzeptiert. Die Anstrengungen auf dem Gebiet der Qualifizierung von Prüfsystemen, Prüfvorschriften und Personal sind vom KKL weiter zu intensivieren, sodass in der kommenden Berichtsperiode die Wiederholungsprüfungen vollständig mit formal qualifizierten Verfahren durchgeführt werden können, wie es das neue Regelwerk vorschreibt.

Die HSK akzeptiert die veränderte Prüfstrategie für die Verbindungsschweissnähte der Steuerstabantriebs- (CRDH) und der Kerninstrumentierungsgehäuserohre (ICMH) an den Durchführungen in der RDB-Kalotte. Das KKL wird diese Bereiche jährlich durch moderne visuelle Prüfungen auf Leckagen hin kontrollieren. Sollten sich neue internationale Erkenntnisse oder auch Leckagen im KKL ergeben, behält sich die HSK vor, erneut ein Sonderprüfprogramm zu fordern. Weiterhin ist der Stand der Technik zur Entwicklung qualifizierter Prüfverfahren für die CRDH- und ICMH-Durchführungen<sup>69</sup> regelmässig zu verfolgen und Schlussfolgerungen für das KKL sind gegebenenfalls abzuleiten.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Einige der Reaktordruckbehälter-Einbauten werden vom KKL als Austauschteile mit begrenzter Lebensdauer betrachtet und im Rahmen von regelmässigen oder bedarfsorientierten Austauschprogrammen ersetzt. Neben den Steuerstäben betrifft das die Kerninstrumentierungsanlagen, die Steuerstab-Antriebe, und den Orificed Fuel Support (Brennelement-Abstützung). Bei der Ursachenabklä-

---

<sup>69</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission: Proceedings of the Conference on Vessel Penetration Inspection, Crack Growth and Repair, Gaithersburg, September 29 – October 2, 2003

rung des abgebrochenen Federstiftes an einer Kerninstrumentierungslanze ergab sich, dass diese Komponenten eine hohe Anfälligkeit für neutroneninduzierte Versprödung und Spannungsrissskorrosion aufweisen. Der Hersteller hat aufgrund der Betriebserfahrung empfohlen, die Einsatzzeit der ursprünglich eingesetzten Kerninstrumentierungslanzen auf 15 Jahre zu reduzieren. Aus ihrer Aufsichtstätigkeit ist der HSK bekannt, dass nach der JHR 2007 insgesamt 32 Kerninstrumentierungslanzen ausgetauscht wurden, wobei der grösste Teil der Lanzen der Messung der lokalen Leistungsverteilung im Leistungsbetrieb dienen. Es ist geplant, die verbleibenden 13 Kerninstrumentierungslanzen in der JHR 2010 auszutauschen. Obwohl die empfohlene Einsatzdauer der verbleibenden Kerninstrumentierungslanzen überschritten ist, akzeptiert die HSK dieses Vorgehen, da eine ausreichende Überwachung der betroffenen Lanzen gewährleistet ist.

### TSL-Änderungen

Mit der Anpassung der Grenzwerte für die zulässigen Druck- und Temperaturverläufe auf der Grundlage der Ergebnisse des ersten Bestrahlungsprobensatzes ist es unwahrscheinlich, dass eine Sprödbruchgefährdung des RDB auftreten wird.

### Alterungsüberwachung

Die Steckbriefe der Alterungsüberwachung für den Reaktordruckbehälter und dessen Einbauten entsprechen den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51. Im Rahmen von Abklärungsaufträgen werden regelmässig wichtige Fragen zur Alterungsüberwachung behandelt, die teilweise auch zur Überarbeitung der Steckbriefe führen können.

### Sprödbruchsicherheit des RDB

Der Sprödbruchsicherheitsnachweis des RDB wird vom KKL aus der Auswertung der Proben des Bestrahlungsprogramms abgeleitet. Ausgewertet wurden die Kerbschlagbiegeproben des unbestrahlten und des ersten Bestrahlungssatzes. Der unbestrahlte Satz besteht aus je 15 Proben pro Werkstoff (Grundmaterial, Schweissmaterial der Längs- und der Rundnaht und das Material aus den entsprechenden zwei Wärmeeinflusszonen). Auf Anregung vom KKL wurden vom unbestrahlten Satz nur 5 Proben pro Werkstoff untersucht, um noch Proben für spätere Messungen zur Verfügung zu haben. Mit nur 5 Proben pro Werkstoff ergeben sich nun statistisch nicht gesicherte Übergangskurven, denn dazu werden nach ASTM-E-185<sup>70</sup> mindestens 12 Kerbschlagproben vorgeschrieben. Deshalb ging das KKL wie folgt vor:

- Grundwerkstoff: Bei SULZER wurden 12 zusätzliche unbestrahlte Kerbschlagproben aus dem archivierten Originalmaterial nachbestellt. 7 Proben davon wurden untersucht.
- Schweissmaterial Längsnaht: Es wurden die Ergebnisse von 24 Kerbschlagbiegeproben der sogenannten CMTR (Certified Material Test Report)- Proben mit verwendet.
- Schweissmaterial Rundnaht: Es wurden die Ergebnisse von 21 Kerbschlagbiegeproben der CMTR-Proben mit verwendet.
- Wärmeeinflusszone Längsnaht: Die Ergebnisse wurden nicht bewertet. Gemäss Regelwerk werden Proben aus der Wärmeeinflusszone nicht mehr gefordert, da sie durch Überwachung

---

<sup>70</sup> ASTM Standard E 185-02: Standard Practice for Design of Surveillance Programs for Light-Water Moderated Nuclear Power Reactor Vessels

der beiden angrenzenden Materialien abgedeckt sind<sup>70</sup>. Die Proben sind trotzdem nützlich wegen des anhaftenden Schweissmaterials.

- Wärmeeinflusszone Rundnaht: Die Ergebnisse wurden nicht bewertet.

Auch für den unbestrahlten Grundwerkstoff wurden ursprünglich 24 zusätzliche Resultate von CMTR-Proben verwendet, welche jedoch zu einem negativen Temperatur-Shift zwischen den Übergangskurven des unbestrahlten und des ersten Bestrahlungssatzes führte. Dies würde eine Zähigkeitserhöhung des RDB-Stahls durch Neutronenbestrahlung bedeuten, was sowohl den bisherigen Modellvorstellungen sowie auch den internationalen Ergebnissen der Bestrahlungsproben widerspricht. Daraufhin entschied das KKL, aus dem archivierten unbestrahlten Grundmaterial 12 neue Kerbschlagproben herzustellen und zu untersuchen.

Bei den anderen vier Werkstoffen (auch Material der Wärmeeinflusszonen) ergeben sich nun bei Zuhilfenahme von Resultaten der CMTR-Proben durchwegs negative Temperatur-Shifts. Es ist deshalb anzunehmen, dass bei den CMTR-Übergangskurven der Steilabfall der Kurven generell bei höherer Temperatur liegt als bei den Übergangskurven aus dem mitgelieferten archivierten Originalmaterial. Dies führt zu nicht konservativen Resultaten, die sich bei der Auswertung zukünftiger Bestrahlungssätze fortpflanzen würden, weil immer die Versprödungszunahme gegenüber dem unbestrahlten Werkstoff betrachtet wird.

Die Widersprüche bei der Verwendung der CMTR-Proben werden auch aus den Ergebnissen der Tab. 6-3 deutlich. Vergleicht man die ermittelten Verschiebungen der Sprödbbruch-Referenztemperatur  $RT_{NDT}$  und die Werte der Hochlagenenergie für die beiden Schweissmaterialien der Längs- und Rundnaht mit den berechneten Werten nach USNRC Reg. Guide 1.99, Rev. 2 für 9,3 Vollastjahre (11 Betriebsjahre), ergeben sich relevante Unterschiede. Im Sinne einer korrekten und konservativen Auswertung ist es erforderlich, entweder aus dem archivierten Originalmaterial zusätzlich mindestens 10 Proben pro Schweissmaterial herzustellen und zu prüfen oder vom unbestrahlten Satz die restlichen 10 Proben pro Werkstoff auszuwerten.

### **Forderung 6.3.1-1**

*Das KKL hat bis 31. Dezember 2010 die Duktil-Sprödbbruch-Übergangskurven für das unbestrahlte Schweissmaterial der Längs- und Rundnaht des Reaktordruckbehälters aus originalgetreuem Material zu bestimmen und danach die Ergebnisse des ersten Bestrahlungssatzes erneut auszuwerten.*

Die HSK stimmt grundsätzlich mit dem KKL überein, dass die nach dem heutigen Kenntnisstand sehr geringe Neutronenversprödung des RDB-Materials keine negative Auswirkung auf den Reaktorbetrieb für mindestens 60 Betriebsjahre haben wird. Die nach dem USNRC Reg. Guide 1.99, Rev.2 berechnete justierte Referenztemperatur (ART) des führenden Grundmaterials für 60 Betriebsjahre liegt um 87 °C unter dem Auslegungsgrenzwert, der für Neuanlagen festgelegt ist (> 93 °C). Die Hochlagenenergie von 132 J für den Zustand des Grundmaterials nach 11 Betriebsjahren erfüllt die Anforderungen des Code of Federal Regulations 10 CFR 50, Appendix G<sup>71</sup> mit grossen Reserven (> 68 J). Dennoch müssen die Nachweise weiterhin kontinuierlich nachgeführt, überprüft und mit den Methoden des aktuellen Standes der Technik durchgeführt werden.

Forschung, Entwicklung und Standardisierung auf dem Gebiet der elastisch-plastischen Bruchmechanik sind bis heute nicht abgeschlossen. Seit der Einführung der amerikanischen Prüfnorm ASTM

---

<sup>71</sup> Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, Appendix G: Fracture Toughness Requirements, January 2001

E 1921 im Jahr 1997 steht jedoch ein genormtes Prüfverfahren zur Verfügung, das die Bestimmung von Bruchzähigkeiten an kleinen angerissenen Biegeproben gestattet, die in den Bestrahlungsprobensätzen eingesetzt sind. Das Verfahren ermöglicht alternativ zur klassischen Methode die Bestimmung einer Sprödbruch-Referenztemperatur auf probabilistischer Basis. Der probabilistische Hintergrund der Methode erklärt sich aus dem Charakter der Auslösung eines Sprödbruches. Neben der klassischen Bestimmung der justierten Sprödbruch-Referenztemperatur (ART) nach dem Regulatory Guide 1.99, Rev.2 wird heute zunehmend die Sprödbruchsicherheit auch mit dem Masterkurvenkonzept bewertet. Zur Bestimmung der Sprödbruch-Referenztemperatur  $RT_{To}$  können der ASME Code Case N-629 /7/ und N-631 /8/ angewendet werden. Das Verfahren ist auch im kerntechnischen Regelwerk als Sprödbruchsicherheitsnachweis anerkannt<sup>71,72</sup>.

### **Forderung 6.3.1-2**

*Das KKL hat bis 31. Dezember 2010 die bruchmechanischen Proben des unbestrahlten Proben-satzes sowie des zweiten Bestrahlungssatzes nach dem standardisierten Masterkurvenkonzept zu prüfen und die Sprödbruch-Referenztemperatur  $RT_{To}$  des Reaktor-druckbehälters zu bestimmen.*

### Ermüdungsnachweise

Das KKL hat bisher die ermüdungsrelevanten Bereiche mit einem Gesamterschöpfungsgrad von  $U > 0,4$  (40 Betriebsjahre) für die Systeme der Sicherheitsklasse 1 bestimmt. Die Identifizierung dieser Bereiche ist notwendig, da die Stellen kontinuierlich durch Transientenbuchhaltung und Ermüdungsanalyse überwacht werden müssen. Das System zur Ermüdungsüberwachung ist nun vom KKL zu vervollständigen und die Komponenten der Sicherheitsklassen 2 und 3 sind in die Analyse mit einzu-beziehen.

Die Ermüdungsanalyse für die relevanten Bereiche am RDB haben nach Auffassung der HSK bereits beachtliche Teilerschöpfungsgrade für die Bereiche der Steuerstabantriebs- und der Kerninstrumen-tierungsgehäuse sowie für die Speisewasserstutzen ergeben (bezogen auf 40 Betriebsjahren). Inter-national ist es üblich, für Bereiche mit höherer Ermüdungsausnutzung Abklärungen durchzuführen, ob für die zugrunde gelegten Transienten zur Berechnung der Teilerschöpfungsgrade der Einfluss der Wasserchemie zu berücksichtigen ist. Hierbei hat sich in den letzten Jahren die Methode der Reduktionsfaktoren  $F_{EN}$  zur Berücksichtigung des Umgebungseinflusses durchgesetzt, die in Japan und den USA entwickelt und optimiert wurde<sup>73,74</sup>. In Japan ist die Berechnung der  $F_{EN}$ -Faktoren in den Richtlinien zur Instandhaltung integriert<sup>74</sup>.

### **Forderung 6.3.1-3**

*Das KKL hat bis 31. Dezember 2009 gemäss dem aktuellen Stand der Technik abzuklären, ob für die zugrunde gelegten Transienten zur Berechnung der Teilerschöpfungsgrade an den ermüdungsrele-*

---

<sup>72</sup> KTA 3203: Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen der Reaktor-druckbehälter von Leichtwasserreaktoren, Sicherheitstechnische Regel des KTA, Juni 2001

<sup>73</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission, Review of the Margins for ASME Code Fatigue Design Curve, prepared by O.K. Chopra and W.J. Shack, NUREG/CR-6815, Washington, 2003.

<sup>74</sup> Committee of Nuclear Plant Operation and Maintenance Standards (Japan), TEN-PES Guidelines for Environmental Fatigue Evaluation in Nuclear Power Plants in Japan, ASME BPV Committee, Orlando, December 8-13, 2002

*vanten Bereichen des Nuklearen Dampferzeugungssystems der Einfluss der Wasserchemie zu berücksichtigen ist. Die Ermüdungsanalysen sind gegebenenfalls nachzuführen.*

Bisher konnte im KKL das international anerkannte Ermüdungsüberwachungsprogramm „FatiguePro“ noch nicht zur automatisierten Ereigniserkennung angewendet werden. Zur Berechnung der Teilerschöpfungsgrade müssen die gemessenen Daten manuell eingegeben werden. Daher liegt die Übersicht zum aktuellen Ermüdungszustand der relevanten Komponenten nur sehr zeitverzögert vor. Eine kontinuierliche Erfassung der tatsächlich aufgetretenen Transienten (Transientenbuchhaltung) mittels EDV entspricht dem heutigen Stand der Technik. Hierdurch ist ein direkter Vergleich der Auslegungstransienten mit den tatsächlich aufgetretenen Transienten möglich.

#### **Forderung 6.3.1-4**

*Das KKL hat für die ermüdungsrelevanten Bereiche des Nuklearen Dampferzeugungssystems die Überwachung und Aufzeichnung der Transienten mittels EDV entsprechend dem heutigen Stand der Technik einzuführen und die Ergebnisse der Ermüdungsanalyse der HSK jährlich mitzuteilen (erst-mals im Jahresbericht Ermüdung 2009).*

Nach dem bisherigen Stand der Ermüdungsüberwachung des RDB kann sich die HSK der Stellungnahme des KKL anschliessen, dass die aktuellen Teilerschöpfungsgrade zeigen, dass die Ermüdungssicherheit des RDB für 40 Betriebsjahre gewährleistet ist. Die Systeme der Ermüdungsüberwachung (Transientenbuchhaltung und Ermüdungsanalyse) sind vom KKL weiter zu verbessern und zu vervollständigen und der aktuelle Stand ist möglichst zeitnah zu bewerten.

#### Kernmantel

Für Entstehung und Wachstum von Spannungsrisskorrosion an den Schweissnähten des Kernmantels in Siedewasserreaktoranlagen liegen in der Schweiz umfassende Erfahrungen vor. Das Kernkraftwerk Mühleberg war weltweit die erste GE-SWR-Anlage, an der Risse in den Wärmeeinflusszonen des Kernmantels gefunden wurden. Inzwischen wird das Risswachstum am Kernmantel des KKM alle zwei Jahre mittels Ultraschallverfahren ausgemessen und bruchmechanisch bewertet. Als vorbeugende Sicherungsmassnahme wurden am Kernmantel vier Zuganker angebracht, die bei einem unerwarteten Versagen einer oder mehrerer Schweissnähte die Funktion der Schweissnähte übernehmen würden. Im Kernkraftwerk Mühleberg wurde bereits von der Normalwasserchemie zur HWC-OLNC-Wasserchemiefahrweise umgestellt. Die ursprünglichen Bedenken gegenüber der Edelmetall-Einspeisung, insbesondere wegen einer negativen Beeinflussung des Brennstoffverhaltens, konnten im KKM mittlerweile ausgeräumt werden. Die erhoffte Verminderung des Risswachstums am Kernmantel konnte jedoch bisher nicht erreicht werden.

Die Konstruktion des Kernmantels im KKL hat einige Verbesserungen im Vergleich mit dem älteren Kraftwerk in Mühleberg erfahren. So wurde ein Werkstoff verwendet, der eine geringere Anfälligkeit gegenüber Spannungsrisskorrosion aufweist. Dennoch schliesst sich die HSK der Stellungnahme des KKL an, dass das Auftreten von Rissen am Kernmantel nach längerer Betriebszeit nicht ausgeschlossen werden kann. Somit sind alle Massnahmen zu begrüssen, die die Gefährdung gegenüber Spannungsrisskorrosion entscheidend absenken können. Aus dieser Sicht wurde die Entscheidung des KKL von der HSK akzeptiert, einen Wechsel der Wasserchemiefahrweise von NWC hin zu HWC-OLNC vorzunehmen.

Solange keine Risse am Kernmantel vorkommen, hält die HSK das bisherige Prüfprogramm für angemessen. Es wird alle zwei Jahre ein 40°-Segment des Kernmantels mittels visueller Technik ge-

prüft. Das Auftreten von Rissen würde eine Änderung der Prüfstrategie notwendig machen. Ausreichende Erfahrungen hierfür liegen im Kernkraftwerk Mühleberg vor.

### Gesamtbeurteilung

Die Ergebnisse der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des RDB und dessen Einbauten lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Das Wiederholungsprüfprogramm und die Durchführung der zerstörungsfreien Prüfungen entsprachen den Anforderungen der jeweils gültigen Version der SVTI-Festlegung NE-14. Gemäss Regelwerk ist es erforderlich, dass in Zukunft alle Wiederholungsprüfungen qualifiziert sind, um von der HSK anerkannt zu werden. Bei den Wiederholungsprüfungen am RDB wurden keine Anzeigen gefunden, die für die Integrität des RDB von Bedeutung sind.
- Die HSK akzeptiert die veränderte Prüfstrategie für die Verbindungsschweissnähte der Steuerstabantriebs- und Kerninstrumentierungsgehäuserohre an den Durchführungen der RDB-Kalotte. Das KKL wird diese Bereiche jährlich durch moderne visuelle Prüfungen auf Leckagen hin kontrollieren. Sollten sich neue internationale Erkenntnisse oder auch Leckagen im KKL ergeben, behält sich die HSK vor, erneut ein Sonderprüfprogramm zu fordern.
- Aufgrund der guten Materialqualität der RDB-Ringsegmente sowie der Rund- und Längsschweissnähte (insbesondere der geringe Kupfergehalt) und der sehr geringen berechneten Fluenzwerte an der RDB-Innenwand nach 40 Betriebsjahren wird der Effekt der Neutronenversprödung des RDB-Materials als gering eingestuft. Dennoch müssen die Nachweise weiterhin kontinuierlich nachgeführt, überprüft und mit den Methoden des aktuellen Standes der Technik durchgeführt werden.
- Nach dem bisherigen Stand der Ermüdungsüberwachung am RDB zeigen die aktuellen Teilerschöpfungsgrade, dass die Ermüdungssicherheit des RDB für 40 Betriebsjahre gewährleistet ist. Die Systeme der Ermüdungsüberwachung (Transientenbuchhaltung und Ermüdungsanalyse) sind vom KKL weiter zu verbessern und zu vervollständigen und der aktuelle Stand ist möglichst zeitnah zu bewerten.
- Die internationalen Erfahrungen haben gezeigt, dass in SWR-Anlagen Spannungsrisskorrosion an RDB-Einbauten auftreten kann. Das bisherige Prüfprogramm des KKL wird von der HSK derzeit als angemessen betrachtet. Weitere Massnahmen sind durchzuführen, die die Gefährdung gegenüber Spannungsrisskorrosion absenken können.

Aufgrund dieser Ergebnisse geht die HSK davon aus, dass der RDB im KKL und dessen Einbauten die sicherheitstechnischen Aufgaben auch in den kommenden Betriebsjahren zuverlässig erfüllen können.

### **6.3.2 Reaktorumwälzsystem (YU)**

In der betrieblichen Funktion sorgt das Umwälzsystem (System YU) für eine Zwangsumwälzung des Primärkühlmittels durch den Reaktorkern. Mit der Umwälzmenge kann sehr einfach und schnell die Reaktorleistung zwecks Lastfolge zwischen 75 % und 100 % der Nennleistung geregelt werden. Das Umwälzsystem besteht aus zwei fast gleichen Umwälzschleifen (Loop A und B) mit je einer Pumpe und den Ventilen für den Verschluss und die Regulierung der Umwälzmenge. Das Primärkühlmittel wird vom unteren Ringraum des RDB angesaugt und durch die Regelventile und die Einlassstutzen

auf die Strahlpumpen im oberen Ringraum geleitet. Durch die Strahlpumpen wird weiteres Primärkühlmittel angesaugt und in das Plenum unter den Kern gedrückt.

Der externe Teil der Umwälzschleife ist Teil der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlsystems. Der innere Teil gehört zu den Reaktoreinbauten, die im Kapitel 6.3.1 behandelt werden.

Die Sicherheitsfunktion ist im Wesentlichen durch die Integrität des Systems als Teil der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlsystems gegeben. Diese Funktion wird dem Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“ zugeordnet.

Daneben hat die Abschaltung der Umwälzpumpen eine sicherheitstechnische Bedeutung. Zur Beherrschung eines ATWS (Versagen der Abschaltung des Reaktors durch Einschliessen der Steuerstäbe in den Kern) wird mit der Abschaltung der Umwälzpumpen die Reaktorleistung reduziert. Diese Funktion unterstützt damit das Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität“.

Das System erfüllt seine Funktion der Leistungsregelung im Normalbetrieb und dient mit der Runback-Funktion (schnelle Reduktion der Reaktorleistung durch schnelles Schliessen der Umwälzregelventile auf eine vorbestimmte Position) der Beherrschung von Betriebsstörungen. Die Integrität der druckführenden Umschliessung ist eine wesentliche Voraussetzung zur Beherrschung von Auslegungstörfällen. Die Abschaltung der Umwälzpumpen, die auch durch den Reaktorschutz ausgelöst werden kann, ist eine notwendige Massnahme zur Beherrschung eines ATWS (auslegungsüberschreitender Störfall).

Die druckführenden Komponenten des YU-Systems sind der Sicherheitsklasse SK 1 und SK 2 sowie der Erdbebenklasse EK I zugeordnet.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Der Nachweis der Funktionstüchtigkeit des Systems wird mittels 18 verschiedener Funktionstests nachgewiesen. Alle Tests wurden im Beurteilungszeitraum erfolgreich bestanden. In einem Fall musste 1998 infolge einer Fehlfunktion des Vorsteuerventils eines Drywell-Isolationsventils der Funktionstest nach dem Austausch des fehlerhaften Ventils wiederholt werden. Dieses Vorkommnis wurde gemäss Richtlinie HSK-R-15 der Kategorie B zugeordnet. Darüber hinaus wurden drei Ereignisse und vier zum System gehörende Befunde gemeldet, die als Vorkommnisse der Kategorie U eingestuft wurden. In zwei Fällen wurde der Runback fehlerhaft ausgelöst, wobei in einem Fall die Auslösung durch den Turbinenbypass erfolgte. In einem anderen Fall schloss ein Umwälzregelventil fehlerhaft. Bei zwei Befunden handelte es sich um Rissanzeigen bei Ultraschallmessungen an den Umwälzschleifen. Ein weiterer meldepflichtiger Befund war eine Stopfbuchsleckage an einem Umwälzregelventil im Jahre 2004, zu dessen Reparatur die Anlage abgefahren wurde. Die aufgetretene Leckage erreichte keine der in der TSL vorgegebenen Limite. Das verspätete Einreichen eines Freigabeantrages wurde ebenfalls als Vorkommnis der Kategorie U bewertet. Als Folge der Vorkommnisse wurden zwei LCO eröffnet.

### Wiederholungsprüfprogramm

Als massgebendes Wiederholungsprüfprogramm gemäss SVTI-Festlegung NE-14 für das Reaktorwasser-Umwälzsystem gibt das KKL acht Komponentenprüfdokumente an. Diese Dokumente sind vom SVTI im Auftrag der HSK überprüft worden.

Es sind im Beurteilungszeitraum am Umwälzsystem Ultraschall-, Wirbelstroms-, Röntgen-, Magnetpulver-, Farbeindring-, Druck- und Sichtprüfungen durchgeführt worden, die stichprobenweise vom SVTI überwacht wurden.

Der Betreiber erachtet die Prüfverfahren, -intervalle und -umfänge als regelkonform zu den Anforderungen der Aufsichtsbehörde, die in der SVTI-Festlegung NE-14 für die Wiederholungsprüfungen festgelegt sind. Die eingesetzten Prüfverfahren waren seit 2000 formal qualifiziert.

Bei den durchgeführten Ultraschall-Prüfungen wurden an mehreren Schweissnähten der Umwälzleitungen bewertungspflichtige Anzeigen festgestellt und in Abweichungsmeldungen behandelt. In der JHR 2000 wurden Befunde an zwei Schweissnähten festgestellt. Diese wurden 2001 und 2004 wiederholt geprüft und das Wiederholungsprüfprogramm wurde auf weitere Schweissnähte ausgedehnt. Zum Ende des Beurteilungszeitraums waren Befunde an insgesamt sechs Schweissnähten festgestellt worden. Diese Befunde treten ausschliesslich an Schweissnähten auf, die beim Hersteller geschweisst worden sind.

Die Umwälzschleifen des KKL sind aus dem bis anhin als resistent gegen Spannungsrisskorrosion angesehenen Werkstoff 316NG gefertigt. Seit jedoch 2003 in Japan Spannungsrisskorrosion an artgleichen Schweissnähten des gleichen Herstellers gefunden wurde, sind auch für das KKL die Anzeigen an der Umwälzleitung als Risse zu interpretieren. Die in Japan untersuchten Risse an den Schweissnähten der Umwälzleitung beginnen typischerweise an der kaltverfestigten Innenoberfläche in der Nähe der Schweissnaht.

Von den sechs bewertungspflichtigen Anzeigen sind vier einer einmaligen und zwei einer zweimaligen Nachprüfung unterzogen worden. Bei den Nachmessungen der Ultraschallanzeigen an den Schweissnähten der Umwälzleitungen ist das KKL der Ansicht, dass sich die bewertungspflichtigen Befunde im Rahmen der Messunsicherheit nicht verändert haben. Die bruchmechanische Analyse zeigt gemäss KKL, dass derzeit keine negative Beeinflussung der nuklearen Sicherheit von den gemessenen Anzeigen ausgeht.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Laufradwelle und Wärmetauscher der Umwälzpumpe:

- 1995 wurde die Wellenschutzhülse an der Pumpenwelle so geändert, dass sie nunmehr ohne Demontage des Motors und des Wärmetauschers ausgebaut, inspiziert und wenn nötig auch ersetzt werden kann. Zudem wurde sie mit einem Korrosionsschutz versehen.
- Die in der JHR 2004 entdeckten Erosionsspuren am Innenumfang des hydrostatischen Lagers des Pumpenläufers und am Wärmeaustauscher wurden durch Auftragsschweissung repariert.

ISO-Armatur 11YU21S008:

- Die 1998 beim Systemfunktionstest entdeckte Fehlfunktion an der ISO-Armatur 11YU21S008 führte zum Austausch des Magnetsteuerventils. Im Rahmen der durchgeführten Untersuchung konnte keine eindeutige Ursache festgestellt werden. Als Korrekturmassnahme wurden die Magnetsteuerventile im Intervall von 14 Tagen betätigt und feinporigere Luftfilter verwendet.

Leckagen und Fehlfunktionen der Umwälzregelventile:

- Die 1997 und 1999 aufgetretenen Leckagen an einem Umwälzregelventil werden auf Erosion zurückgeführt. 1999 wurde das durch Abdrehen der Erosionsspuren und Austausch der Dich-

tungen behoben. Bei dem 2004 durchgeführten Austausch der Dichtungen an beiden Umwälzregelventilen konnten keine Erosionsspuren mehr gefunden werden.

- 2002 hat sich das Umwälzregelventil ohne ersichtlichen Grund von 74 % auf geschlossen gestellt. Als Ursache konnte eine Fehlfunktion des Servoventils YU12S827 ermittelt werden. Nach dem Austausch des Servoventils funktionierte das Umwälzregelventil wieder ordnungsgemäss. Es konnte keine eindeutige Ursache festgestellt werden. Als mögliche Erklärung wird Verschmutzung wegen des Austauschs des Feinfilters des Servoventils angenommen. In der Folge wurden die auf Lager liegenden Servoventile auf dem Ventilprüfstand überprüft und die Online-Prozessüberwachung verbessert.
- Die an den beiden Umwälzregelventilen gelegentlich vorkommenden Leckagen an den Stopfbuchsen wurden durch Austausch der Stopfbuchsenpackungen behoben. 2004 musste die Anlage zwecks Behebung einer Leckage in den kalten Zustand abgefahren werden. Infolge der aufgetretenen Undichtheit musste das Wartungsintervall von 10 auf 5 Jahre verkürzt werden.

Neue Gleitringdichtungen der Umwälzpumpe:

- Der bis zur JHR 2004 verwendete Typ für die Gleitringdichtung ist gegen einen anderen Typ mit einer längeren Standzeit (4 statt 3 Jahre) ausgetauscht worden. Der Vorteil ist eine Reduktion der Strahlenexposition bei der Instandhaltung.

Hytorc-Dehnmuttern an Saug- und Druckschiebern:

- Im Jahr 2004 wurde anlässlich der Systemdekontaminierung das Armaturenoberteil des Saugschiebers demontiert und für die Montage auf Dehnmuttern des Herstellers Hytorc umgerüstet. Diese Änderung soll die Wartung vereinfachen und somit auch die Strahlenexposition reduzieren.

Stossbremsen:

- Im Jahr 2005 wurden während des verlängerten Stillstands im Drywell zwei beschädigte Stossbremsen festgestellt. Sie sind durch revidierte Stossbremsen ersetzt worden.

### TSL-Änderungen

Im Jahr 1996 wurde im Kapitel 3.8.F eine zulässige Toleranz für den Auslösegrenzwert des Überstromschutzrelais der 6,6-kV-Zuleitung von -0/+400 A neu aufgenommen.

Entsprechend der vierstufigen Erhöhung der thermischen Leistung des Reaktors wurde das Betriebskennfeld (Power-Flow-Map) im Kapitel 3.4.A der TSL in den Jahren 1998, 1999, 2000 und 2002 angepasst.

Im Rahmen der Verlängerung der Intervalle für die Logik- und Funktionstests des Umwälzsystems von 18 auf 24 Monate wurden die betroffenen Kapitel der TSL im Jahre 2003 geändert.

Darüber hinaus hat das KKL festgestellt, dass bei einigen Störfallanalysen für die Abschaltung der Umwälzpumpen eine Verzögerungszeit von kleiner 0,18 s vorausgesetzt wird. Die Einhaltung dieser Vorgabe ist derzeit nicht in der TSL enthalten und wird auch nicht in einem Funktionstest überprüft. Das KKL wird im Rahmen des selbst auferlegten Set Point Control Programms (SPCP) prüfen, ob eine Ergänzung in der TSL notwendig ist.

### Alterungsüberwachung

Für die Alterungsüberwachung der mechanischen Ausrüstungen des Umwälzsystems wurden im Beurteilungszeitraum ein Programm erstellt und die in Frage kommenden Alterungsmechanismen bewertet. Es wurden fünf Abklärungsaufträge eingeleitet. Folgende Themen werden über den Beurteilungszeitraum hinaus weiter verfolgt:

- Projekt „KKL Vessel and Internals Programme (KKLVIP)“, Einspeisung von Wasserstoff in den Primärkreislauf zur Vermeidung von Spannungsrissskorrosion.
- Ultraschallanzeigen an sechs Schweissnähten der Umwälzschleife (Projekt „CLEAR“): Das KKL kommt in seiner Bewertung der Anzeigen zum Schluss, dass kein Risswachstum durch Spannungsrissskorrosion aufgetreten ist.
- Verbesserung der Wiederholungsprüfprogramme durch Einführung eines risikoinformierten Vorgehens.
- Erosion an der Umwälzpumpe, Verfolgung des Verlaufs des Instandhaltungsprojektes, Klärung der Ursachen, mögliche Gegenmassnahmen.

### Gesamtbewertung

Gemäss der Bewertung des KKL haben die im Beurteilungszeitraum durchgeführten Anlagenänderungen dazu geführt, dass sich das Betriebsverhalten und die Betriebssicherheit verbessert haben und die Instandhaltung vereinfacht wurde. Aus Sicht des Betreibers ist die Barrierenfunktion des YU-Systems uneingeschränkt wirksam und zeigt auf keine altersbedingten Schwächen. Durch die geplante kombinierte Wasserstoff-Edelmetalleinspeisung soll das Risiko von Rissinitiierung weiter reduziert werden. Das KKL bewertet die bestehende Alterungsüberwachung als ausreichend und sieht keine Ergänzungen vor.

### **Beurteilung der HSK**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Anforderung der TSL an die Funktionstüchtigkeit des Umwälzsystems wurde aus Sicht der HSK durch die Funktionstests ohne Einschränkung nachgewiesen. Trotz des Versagens der Ansteuerung eines Isolationsventils während eines Funktionstests war die Isolationsfunktion durch die redundante funktionstüchtige Armatur immer gewährleistet. Die vom System ausgelösten Transienten, die alle gemäss Richtlinie HSK-R-15 als Vorkommnisse der Kategorie U eingestuft wurden, hatten keinen signifikanten Einfluss auf die Sicherheit der Anlage. Das Abfahren der Anlage und die Beseitigung der Stopfbuchsleckage bewertet die HSK als eine vorsorgliche Massnahme, weil die TSL-Limite dies noch nicht erforderte. Die Verfügbarkeit des Systems und dessen Sicherheitsfunktionen beurteilt die HSK für die Berichtsperiode als gut.

#### Wiederholungsprüfprogramme

Die Anforderung an das Grundprogramm gemäss SVTI-Festlegung NE-14 sind für das YU-System vollständig erfüllt worden. Nach dem Auffinden der Befunde an den Rohrleitungsschweissnähten im Jahr 2000 forderte die HSK ein Sonderprüfprogramm, das in einem ersten Schritt vorsah, zehn zusätzliche Schweissnähte zu prüfen. Das Sonderprüfprogramm wurde in den Folgejahren mit der Prüfung weiterer Schweissnähte fortgeführt. Bisher geht das KKL davon aus, die Schweissnähte mit den bewertungspflichtigen Anzeigen durch Wiederholungsprüfungen langfristig überwachen zu können.

Auch wenn die Anzeigen, die wiederholt geprüft wurden, sich im Rahmen der Messunsicherheit nicht verändert haben, kann jedoch ein Rissfortschritt nicht grundsätzlich ausgeschlossen werden. Es ist auch zu berücksichtigen, dass bei einigen Befunden keine Tiefenbestimmung möglich war.

Nachdem die in Japan und Taiwan gemeldeten Schäden gemäss den metallographischen Untersuchungen eindeutig auf Spannungsrisskorrosion zurückzuführen sind, muss für die artgleichen Schweissnähte auch im KKL davon ausgegangen werden, dass es sich bei den bewertungspflichtigen Anzeigen um Risse handelt. Um den Zustand der Umwälzleitungen gesamthaft beurteilen zu können, wurde dem KKL die Auflage erteilt, bis einschliesslich der Prüfungen 2008 alle Werkstatt-Schweissnähte mit einem formal qualifizierten Verfahren zu prüfen. Weiterhin wurde dem KKL eine HSK-Forderung auferlegt, bis zur JHR 2008 eine aktuelle Bewertung der Anzeigen sowie ein Konzept für eine langfristige Sanierung der Umwälzleitungen vorzulegen. Im Jahr 2001 hat das KKL eine Berechnungsgrundlage erstellt, mit der zulässige Rissgrössen an ausgewählten Schweissnähten des Umwälzsystems bestimmt werden können. Die HSK hat dieses Vorgehen begrüsst. Es ermöglicht eine unmittelbare Bewertung der Ergebnisse aus den Ultraschallprüfungen. Die Berechnung berücksichtigt das Risswachstum infolge Ermüdung und Spannungsrisskorrosion nach den neuesten Erkenntnissen bezogen auf ein Prüfintervall von einem Jahr. Die Bestimmung der zulässigen Rissgrössen wurde von der HSK anerkannt. Die bruchmechanischen Nachweise konnten zeigen, dass die aktuellen Anzeigen zulässig sind und somit kein Einfluss auf die nukleare Sicherheit besteht. Bei den bisherigen Nachmessungen konnten keine Veränderungen der Anzeigen festgestellt werden, die auf ein Grössenwachstum hindeuten würden. Die Anzeigen müssen jedoch weiterhin überwacht und in relativ kurzen Abständen nachgeprüft werden (je nach Befund zwischen 2 und 5 Jahren).

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die im Beurteilungszeitraum durchgeführten Änderungen hatten zum Ziel, das Betriebsverhalten und die Zuverlässigkeit des YU-Systems zu verbessern. Die HSK kann sich der Auffassung des KKL anschliessen, dass die durchgeführten Massnahmen zur Instandsetzung und vorbeugenden Instandhaltung sich positiv auf das Betriebsverhalten ausgewirkt haben.

#### TSL-Änderungen

Die Festlegung eines Toleranzbereichs für den Auslösegrenzwert des Überstromrelais würde die HSK seit der Inkraftsetzung der KEV als eine freigabepflichtige Änderung der TSL beurteilen. Dasselbe gilt für die Anpassung des Betriebskennfeldes (Power-Flow-Map) an die aktuell bewilligten oder freigegebenen Stufen der Leistungserhöhung.

Die bisherige Betriebserfahrung zeigte, dass die Zuverlässigkeit des Umwälzsystems durch die von 18 auf 24 Monate verlängerten Intervalle der Funktionstest und der Instrumenten- und Kanalkalibrierung nicht negativ beeinflusst wurde.

Die vom KKL im Rahmen des SPCP eingeleitete Prüfung, ob die Verzögerungszeit für die Abschaltung der Umwälzpumpen in die TSL aufzunehmen ist, soll deren sicherheitstechnische Bedeutung klären. Die HSK wird vom KKL die über die Ergebnisse der Prüfungen im Rahmen der Aufsicht unterrichtet und wird diese anschliessend beurteilen.

#### Alterungsüberwachung

Für die mechanischen Ausrüstungen des Umwälzsystems wurden vom Betreiber die potenziell relevanten Alterungsmechanismen benannt und dokumentiert. Bei den Rohrleitungen sind das Risskorrosion, thermische Versprödung, Kontaktkorrosion und Spaltkorrosion, bei den Pumpen und Armatu-

ren kommen Ermüdung und Verschleiss hinzu, bei den nicht mediumberührten Abstützungen, Stossbremsen etc. auch die Alterung von Elastomeren und Hydraulikflüssigkeiten sowie Kriechen und Relaxation von Federn.

Die Dokumentation zur Alterungsüberwachung der Umwälzschleife wurde im Jahr 2000 erstellt und entspricht aufgrund der bewertungspflichtigen Befunde an den Schweissnähten im KKL sowie der Untersuchungen in vergleichbaren ausländischen Anlagen nicht mehr dem aktuellen Stand der Erkenntnisse. Dieser Mangel kann teilweise durch die jährlich stattfindenden Überprüfungen, die Nachführungsdokumentation und die Abklärungsaufträge ausgeglichen werden. Für die Rohrleitungen wurde Spannungsrisskorrosion als relevanter Mechanismus identifiziert, als Massnahme wird jedoch vor allem auf die geplante Optimierung der Wasserchemie (KKL-VIP) gesetzt. Dies wie auch die Einführung von risikoinformierten Methoden ist nur dann sinnvoll, wenn die Rohrleitungen rissfrei sind. Die Dokumentation erfüllt generell die Anforderungen der HSK-R-51.

#### **Forderung 6.3.2-1**

*Das KKL hat die Alterungsüberwachung der Umwälzschleife bis 31. März 2010 einer erneuten vollständigen Überprüfung zu unterziehen. Dabei sind die Erkenntnisse von eigenen Befunden und von Befunden aus vergleichbaren ausländischen Anlagen auszuwerten.*

#### Gesamtbeurteilung

Das Umwälzsystem hat im Betriebszeitraum seine Aufgaben sicher und zuverlässig erfüllt. Die Ultraschallanzeigen an den Schweissnähten der Umwälzleitungen führen nicht zu einer Beeinträchtigung der Sicherheit. Die Befunde werden im verkürzten Prüfintervall auf Veränderungen hin überwacht.

### **6.3.3 Frischdampf- und Speisewasserleitungen (YB)**

Die Frischdampf- und Speisewasserleitungabschnitte mitsamt den Isolationsventilen gehören dem nuklearen Dampferzeugungssystem an. Die betrieblichen Funktionen umfassen das sichere Führen des Frischdampfes und des Hochdruckspeisewassers sowie Abführen von Kondensat und Anwärmen der Frischdampfleitungen vor der Inbetriebnahme der Turbine. Die sicherheitstechnische Funktion der Frischdampfleitungen umfasst den kontrollierten Einschluss und die Führung des Frischdampfmassenstroms vom RDB zu den Turbinen-Einlassventilen oder zu den Sicherheitsabblaseventilen. Die Speisewasserleitungen haben die Aufgabe, das Hochdruckspeisewasser zu den Speisewasseranschlussstutzen des RDB zu führen, um eine ausreichende Versorgung des Reaktors mit Kühlmittel zu gewährleisten.

In jeder Frischdampfleitung sind Isolationsventile (MSIV, Main Steam Isolation Valves) im Drywell und ausserhalb des Reaktorgebäudes installiert, die bei einem Frischdampfleitungsbruch das unkontrollierte Entweichen von Frischdampf ausserhalb des Drywells durch Schliessen verhindern. Zur Vermeidung von Leckagen von Frischdampf zwischen Drywell und MSIV im Dampftunnel werden die Frischdampfleitungen in diesem Bereich in einem coaxialen Schutzrohr geführt. Bei einer möglichen Leckage würde infolge der geometrischen Bedingungen der Frischdampf stets in das Innere des Reaktorgebäudes geleitet. Die Rückschlagventile in den Speisewasserleitungen verhindern im Fall eines Leitungsbruchs oder eines Ausfalls der Speisewasserpumpen eine Rückströmung des Reaktorwassers.

Die zum nuklearen Dampferzeugungssystem gehörenden Frischdampf- und Speisewasserleitungen sind der Sicherheitsklasse SK 1 und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrungen

Das KKL führt aus, dass die in der Technischen Spezifikation des KKL (TSL) festgelegten system-spezifischen Funktionstests regelmässig durchgeführt wurden. Mit wenigen Ausnahmen konnte die ordnungsgemässe Funktion nachgewiesen werden. Die Störungen betrafen ausschliesslich leittechnische Ausrüstungen der MSIV, die aber lediglich in einem Fall zu einem meldepflichtigen Ereignis führten, da im Anforderungsfall die Anregung eines Reaktorschutzkanals nicht ausgelöst worden wäre.

### Wiederholungsprüfprogramm

Im Beurteilungszeitraum wurden an den Komponenten des Frischdampfsystems umfangreiche zerstörungsfreie Wiederholungsprüfungen durchgeführt, wie Ultraschall- und Sichtprüfungen sowie Magnetpulver-, Durchstrahlungs- und Dichtheitsprüfungen. Weiterhin erfolgten Funktionsprüfungen an den Hauptdampfsicherheitsventilen. Im Rahmen der Wiederholungsprüfungen wurden auch vier Druckprüfungen durchgeführt. Das KKL weist aus, dass hinsichtlich der Prüfintervalle, Prüfverfahren und Prüfumfänge die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 vollumfänglich erfüllt wurden und keine Ergänzungen des Prüfprogramms als Folge von Erkenntnissen aus der AÜP Maschinentechnik erforderlich waren. Auch am Speisewassersystem fanden im Beurteilungszeitraum umfangreiche Wiederholungsprüfungen gemäss SVTI-Festlegung NE-14 statt.

Die durchgeführten Wiederholungsprüfungen ergaben keine bewertungspflichtigen Anzeigen an den mechanischen Komponenten des YB-Systems.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Es fand 1996 ein Austausch der Rückschlagklappen in den Speisewasserleitungen statt. Auf Basis von Berechnungen stellte das KKL fest, dass bei einem zu unterstellenden Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus als Folge des schnellen Schliessens der Rückschlagklappen zu hohe Belastungen für die Rohrleitungen und deren Halterungspunkte auftreten können. Dieses Erkenntnis führte zum Austausch der ungedämpften Rückschlagklappen durch Ventile mit gedämpften Schliess-eigenschaften. In der Jahresrevision 1996 wurde der Austausch aller betroffenen Ventile durch gedämpfte Schrägsitzrückschlagklappen vollzogen. Bei diesen Ventilen erfolgt eine Verringerung der Schliessgeschwindigkeit vor der Endlage durch eingebaute Dämpfungselemente.

### TSL-Änderungen

Eine wesentliche Änderung der TSL ging einher mit der Einführung des Diagnosesystems ANDIS. Hiermit konnten, wie von der HSK gefordert, die Schliesszeiten der Containment-Isolationsarmaturen genauer bestimmt werden, worauf die TSL-Anforderungen an diese Schliesszeiten wo nötig angepasst wurden. Das KKL passte im Beurteilungszeitraum bei mehreren Funktionstests die Prüfintervalle an. In der Regel erfolgte eine Verlängerung von 18 auf 24 Monate.

### Alterungsüberwachung

Durch Erkenntnisse aus anderen Kernkraftwerken wurde bekannt, dass unter bestimmten Bedingungen Leckagen in Entwässerungsleitungen des Frischdampfsystems durch eine unzureichende Konstruktion der Isolationsverschalung auftreten können. Das KKL hat diesen Zusammenhang untersucht und die Übertragbarkeit auf das Frischdampfsystem im KKL bewertet. Die daraus abgeleitete

Massnahme sieht vor, gezielt bei Systemrundgängen auf Veränderungen an den Entwässerungsleitungen zu achten, um so das Entstehen von Leckagen frühzeitig zu erkennen.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung des Speisewassersystems wurden an den Speisewasserringverteilern und den Steigleitungen u. a. Wanddickemessungen durchgeführt. Es wurden keine Veränderungen gegenüber früheren Messungen festgestellt. Weiterführende Untersuchungen zur geplanten Wasserstoffeinspeisung im Betrieb ergaben, dass durch den geringeren Anteil an gelöstem Sauerstoff im Speisewasser eine Erhöhung der Gefährdung für Erosionskorrosion eintreten könnte. Daraufhin wurde eine Bewertung unter Verwendung eines für diese Fragestellung spezifizierten Programms durchgeführt. Die Ergebnisse haben dazu geführt, dass das bereits bestehende EROSKO-Programm im KKL erweitert wurde.

Gemäss den KKL-Angaben werden bei neuen Erkenntnissen oder neuen Betriebserfahrungen die AÜP-Steckbriefe jährlich aktualisiert. Das KKL reichte der HSK eine aktualisierte Version der Nachführungsdokumentation für das Frischdampf- und das Speisewassersystem im Jahr 2001 ein.

### Gesamtbewertung

Der Austausch der Speisewasserrückschlagklappen durch gedämpfte Schrägsitzrückschlagventile stellt nach Ansicht vom KKL im Hinblick auf den Barrierenerhalt die wichtigste Änderung im Beurteilungszeitraum dar. Das KKL kommt zum Schluss, dass aufgrund des guten Zustands die Verfügbarkeit und die Barrierenfunktion der dem nuklearen Dampferzeugungssystem zuzuordnenden Frischdampf- und Speisewasserleitungsabschnitte auch künftig gewährleistet sein werden.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die geringe Anzahl von meldepflichtigen Vorkommnissen, die zudem alle der gemäss Richtlinie HSK-R-15 niedrigsten Kategorie U zuzuordnen waren, wird von der HSK als Kriterium für eine hohe Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit der sicherheitsklassierten Armaturen und Leitungen des Frischdampf- und Speisewassersystems angesehen.

### Wiederholungsprüfprogramm

Die HSK hat im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit die im KKL durchgeführten Wiederholungsprüfungen an den Frischdampf- und Speisewasserleitungen und die Untersuchungen im Bereich Alterungsüberwachung eng verfolgt, u. a. auch durch Einbeziehung des beauftragten Sachverständigen (SVTI-N). Nach der Bewertung der Wiederholungsprüfprogramme kommt die HSK zum Schluss, dass die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 vollständig erfüllt sind. Bei den Prüfungen wurden keine bewertungspflichtigen Anzeigen festgestellt.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die HSK hatte eine Überprüfung und Einhaltung der definierten Leckagemengen der neu installierten Speisewasser-Schrägsitzrückschlagventile gefordert, da nach dem 1996 erfolgten Einbau der gedämpften Rückschlagventile mehrmals Probleme bei der Erfüllung der Dichtheitsanforderungen sowie Probleme mit der Gängigkeit der Ventile festgestellt wurden. Zunächst konnten durch Nachbearbeitungen der Ventilkegel die Undichtheiten nur teilweise behoben werden. Im Jahre 2004 wurde die letzte Armatur der insgesamt sechs Rückschlagventile mit verbesserter Spindelführung und Werkstofftechnologie umgebaut. Bei der Endmontage wurde bei einer Armatur ein Übermass am zylind-

drischen unteren Teil des Kegels festgestellt. Der Kegel wurde vor dem Wiederaufahren nach der JHR 2004 zeichnungskonform nachgearbeitet. Aufgrund der Ergebnisse der Gängigkeitsüberwachung stimmte die HSK mit der Einschätzung vom KKL überein, dass die Gängigkeit sämtlicher Ventile nach deren Nachbesserung nun gegeben ist. Die gewonnenen Erkenntnisse gingen in die zukünftige Instandhaltungsplanung ein. Vorausgesetzt, dass die Leckratentests weiterhin erfolgreich sind und dass es keine Auffälligkeiten in der Gängigkeitsüberwachung gibt, werden jeweils zwei der insgesamt sechs Ventile alle zwei Jahre revidiert. Somit ist ein Sechsjahres-Intervall für die Ventilrevisionen vorgesehen. Die HSK stimmte diesem Vorgehen zu.

#### TSL-Änderungen

Die Änderungen der TSL haben sich aus Sicht der HSK bewährt, Korrekturen aufgrund von neuen Erkenntnissen waren nicht notwendig.

#### Alterungsüberwachung

Die Nachführung der Dokumentation zur Alterungsüberwachung wird vom KKL durch jährliche Überprüfung der Steckbriefe sichergestellt. Die letzte vollständige Überarbeitung der Dokumentation zur AÜP für das Frischdampf- und Speisewassersystem erfolgte im Jahr 2001. Die erweiterte Betriebserfahrung im KKL sowie die Auswertung von internationalen Ereignissen wurden in der überarbeiteten AÜP-Dokumentation berücksichtigt. Die Anforderungen für die Alterungsüberwachung in der Richtlinie HSK-R-51 sind weitgehend erfüllt.

#### Gesamtbeurteilung

Insgesamt kann sich die HSK der Einschätzung des KKL anschließen, dass sich die Frischdampf- und Speisewasserleitungen aufgrund der getroffenen Vorsorgemaßnahmen in einem guten Zustand befinden und damit zum Erhalt der Integrität des nuklearen Dampferzeugungssystems beitragen.

### **6.3.4 Sicherheitsabblaseventile**

Die Sicherheitsabblaseventile (SRV, Safety Relieve Valves) gewährleisten die Druckbegrenzung und Druckentlastung des nuklearen Dampferzeugungssystems. Bei den 16 SRV handelt es sich um federbelastete Ventile, die in jeweils zwei Gruppen von fünf und drei Ventilen an den vier Frischdampfleitungen innerhalb des Drywells angeschlossen sind. Bei Aktivierung der SRV wird über die Abdampfleitungen Dampf über einen Verteiler (Sparger) in das Wasser der Druckabbaukammer geleitet.

Zusammen mit den Niederdruckkernkühlssystemen dient die Druckentlastungsfunktion der Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen und stellt eine Redundanz zur Hochdruckeinspeisung dar. Die Druckentlastungsfunktion der SRVs ist bei Störfällen eine notwendige Sicherheitsfunktion zur Gewährleistung des Schutzzieles „Kühlung der Brennelemente“.

Die Sicherheitsabblaseventile sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 1 und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Die Ansteuerung der SRV ist elektrisch 1E klassiert. Die Abdampfleitungen und die Verteiler sind davon abweichend der mechanischen Sicherheitsklasse SK 3 zugeordnet.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Entsprechend den eingereichten Unterlagen werden zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit der Sicherheitsabblaseventile vier unterschiedliche Funktionstests durchgeführt. Im Beurteilungszeitraum traten drei meldepflichtige Vorkommnisse auf, von denen zwei in die Kategorie B eingestuft wurden und die nachfolgend kurz beschrieben werden.

In der Jahresrevision 2003 wurden an den Vorsteuerventilen von zwei ausgebauten Sicherheitsabblaseventilen bei Prüfungen Befunde festgestellt, durch die das Schliessen der Sicherheitsabblaseventile nicht mehr zuverlässig gewährleistet war. Als Ursache wurde ein Verkleben der O-Ringe durch das verwendete Schmiermittel ermittelt.

Im April 2005 wurde im Rahmen eines Funktionstests bei der jährlichen Bewegungskontrolle der Sicherheitsabblaseventile an vier pneumatischen Antrieben eine gemäss TSL unzulässige Leckage festgestellt. Als Ursache wurden ausgehärtete Dichtringe festgestellt, bei denen die chemische Zusammensetzung gegenüber der ursprünglichen Zusammensetzung geändert war.

Bei einem Kanalfunktionstest im September 2005 öffnete ein Sicherheitsabblaseventil fehlerhaft (Ereignis 2005-28). In dessen Folge wurde eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Nachdem technische Fehlerursachen ausgeschlossen wurden, musste die Möglichkeit einer Fehlbedienung in Betracht gezogen werden.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden folgende wichtige Reparaturen und freigabepflichtige Änderungen an mechanischen Komponenten der Sicherheitsabblaseventile durchgeführt:

- Austausch aller Dichtringe an den 24 pneumatischen Antrieben der Sicherheitsabblaseventile gegen solche mit Originalmaterial, nachdem im April 2005 Leckagen festgestellt wurden.
- Einbau von Einschraub-Rekombinatoren in die Abblaseleitungen der Sicherheitsentlastungsventile zur Verhinderung potenzieller Ansammlungen von Radiolysegas.

### Alterungsüberwachung

Bei visuellen Prüfungen im Jahre 1998 wurde an den Dampfverteilern (Spargern) der Abblaseleitungen Korrosion festgestellt, worauf in den folgenden Jahren Inspektionen mit Endoskopen und Wandstärkemessungen durchgeführt wurden. 2004 wurden die Wandstärkemessungen wiederholt. Es wurden keine signifikanten Veränderungen festgestellt. Die Prüfungen wurden in das Komponentenprüfprogramm aufgenommen und werden in einem 10-Jahres-Prüfzyklus wiederholt.

### Gesamtbewertung

Das KKL kommt zum Ergebnis, dass im Beurteilungszeitraum kleinere Schwachstellen beseitigt wurden und dass die Sicherheitsfunktionen der Sicherheitsabblaseventile gewährleistet waren.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Anforderung der TSL an die Funktionstüchtigkeit der Sicherheitsabblaseventile wurde aus Sicht der HSK bis auf den im Jahr 2005 festgestellten Befund nachgewiesen, bei dem an vier pneu-

matischen Antrieben der Sicherheitsabblaseventile eine gemäss TSL unzulässige Leckage auftrat. Die HSK stimmt mit dem KKL in der Bewertung überein, dass trotz der Leckagen an den Druckluftzylindern von vier Sicherheitsabblaseventilen die Druckentlastungsfunktion im Anforderungsfall aufgrund der hohen Redundanz der Sicherheitsabblaseventile auch langfristig gewährleistet gewesen wäre. Ungeachtet dessen hat die HSK eine Untersuchung bezüglich der Anfälligkeit der Druckentlastungsfunktion gegen systematische Fehler veranlasst.

Trotz einer fehlerhaften Öffnung eines Sicherheitsabblaseventils, die wahrscheinlich durch eine Fehlbedienung verursacht wurde, bewertet die HSK die Verfügbarkeit der Druckbegrenzungsfunktion der Sicherheitsabblaseventile für den Beurteilungszeitraum auf der Basis der Betriebserfahrung als gut.

#### Änderungen und Reparaturen von Komponenten

Mit dem Austausch aller Dichtringe an den 24 pneumatischen Antrieben der Sicherheitsabblaseventile gegen solche mit Originalmaterial wurde der auslegungsgemässe Zustand wieder hergestellt. Den Einbau der Einschraub-Rekombinatoren bewertet die HSK als ausreichende Vorsorge zur Verhinderung möglicher Radiolysegasansammlungen in den Abblaseleitungen.

#### Alterungsüberwachung

Das KKL hat die alterungstechnische Beurteilung des Frischdampfdrucksystems in einem Steckbrief BET/97/032 rev. 2 aktualisiert. Dabei wurden mehrere AÜP-Abklärungsaufträge ausgelöst. Besondere Bedeutung hat die vom KKL festgestellte Korrosionsproblematik an den Spargern der Abblaseleitungen. Im Rahmen eines Abklärungsauftrages wurden Wanddickemessungen und visuelle Inspektionen durchgeführt. Ein Ziel der Untersuchungen ist die Bestimmung der Korrosionsraten, um die weiteren Prüfintervalle festzulegen. Die festgestellten Ablösungen der Beschichtung sind Gegenstand weiterer Abklärungen.

Das ENSI beurteilt die Alterungsüberwachung an den Sicherheitsabblaseventilen und -leitungen als ausreichend. Die flächenhafte Korrosion an den Spargern der Abblaseleitungen wird durch Wanddickenmessungen und visuelle Inspektionen weiter kontinuierlich überwacht.

#### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass die Sicherheitsabblaseventile im Beurteilungszeitraum eine ausreichende Verfügbarkeit hinsichtlich der Sicherheitsfunktion Druckentlastung und eine gute Verfügbarkeit hinsichtlich der Druckbegrenzungsfunktion hatten. Es ist zu erwarten, dass sich die Verfügbarkeit mit den durchgeführten Massnahmen verbessert.

### **6.4 Containment und zugehörige Systeme**

Das Containment des KKL besteht aus einem Primär- und einem Sekundärcontainment. Die sicherheitsrelevanten Systeme des Containments sind das Druckabbaukammer-Zusatzwassersystem, das Leckageüberwachungssystem, die Systeme zur Wasserstoffbeherrschung, die Einrichtungen zur Containmentisolation, das Notabluftsystem sowie die Einrichtungen zur gefilterten Druckentlastung. Das Druckabbaukammer-Zusatzwassersystem wird aufgrund seines Anlagenkennzeichens TH31/32 im Kapitel 6.7.4 als Teilsystem des Nach- und Notkühlsystems (TH) bewertet.

## Beurteilungsgrundlage der HSK

Seit dem Gutachten zur Leistungserhöhung des KKL ist die Richtlinie HSK-R-51 neu erstellt und die SVTI-Festlegung NE-14 ist aktualisiert worden. Die Richtlinie HSK-R-51 beinhaltet Anforderungen an das Alterungsüberwachungsprogramm für Kernkraftwerke und die SVTI-Festlegung NE-14 beschreibt Anforderungen an die Wiederholungsprüfungen nuklear abnahmepflichtiger mechanischer Komponenten.

Die aus der Alterungsüberwachung, den Wiederholungsprüfungen und den Funktionstests gewonnenen Ergebnisse stellen die wesentliche Information für die Beurteilung des Zustands der Sicherheitssysteme dar.

Die Beurteilung der Betriebserfahrung mit den Containmentsystemen konzentriert sich darauf, inwieweit die praktizierte Überwachung und Prüfung eine vorausschauende Erkennung von Schwachstellen sicherstellt und wie sich Änderungen auf die Verfügbarkeit der Containmentsysteme auswirkten. Hierzu werden die nachfolgenden Beurteilungskriterien herangezogen:

- Einhaltung der Anforderungen der TSL;
- Anzahl und Einstufung meldepflichtiger Vorkommnisse;
- Einhaltung der Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14;
- Einhaltung der Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51;
- Anzahl Änderungen;
- Vermeidung von Ausfällen durch vorbeugende Instandhaltung;
- Auswirkungen der TSL-Änderungen auf die Zuverlässigkeit von Komponenten.

### 6.4.1 Primär- und Sekundärcontainment (XA, XE, XF und XG)

Das Containment des KKL besteht aus dem Primärcontainment und dem Sekundärcontainment. Das Primärcontainment wird vom Sekundärcontainment umschlossen. Das Primärcontainment umfasst den Drywell, die Druckabbaukammer (DAK) und das Stahlcontainment. Das Sekundärcontainment besteht aus dem Reaktorgebäude, dem Reaktorhilfsanlagengebäude ohne den Teil mit den elektrischen Ausrüstungen, dem Brennelementlagergebäude und dem mittleren Teil des Notstandsgebäudes.

Das Containment hat im Zusammenwirken mit den Containmentsystemen bei allen Auslegungsstörfällen und im Normalbetrieb die Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung unterhalb zulässiger Grenzwerte zu halten. Diesem Zweck dient u. a. das Aufrechterhalten eines Unterdruckes im Ringraum im Normalbetrieb.

Zum Schutz vor Unterdruckversagen verfügt das Stahlcontainment über zwei Durchdringungen (Vakuumbrecher), die je über eine druckluftbetätigte Isolationsklappe ausserhalb und über eine selbsttätige Rückschlagklappe innerhalb des Primärcontainments verfügen.

Das Primär- und Sekundärcontainment dienen zusammen den Schutzziele „Einschluss radioaktiver Stoffe“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“. Primär- und Sekundärcontainment bilden die dritte Barriere zum Einschluss radioaktiver Stoffe.

Die Komponenten des Systems sind im Wesentlichen der mechanischen Sicherheitsklasse 2 (SK 2), der elektrischen Sicherheitsklasse 1E und der Erdbebenklasse I (EK I) zugeordnet.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit des Containments werden im KKL regelmässig wiederkehrend Funktionstests (SFT/IFT) nach 9 Testanweisungen durchgeführt. Davon betreffen 4 Testanweisungen das Vakuumbrechsystem. Die Funktionstests sind im Beurteilungszeitraum regelmässig durchgeführt und bestanden worden.

### Wiederholungsprüfprogramme

Der 1998 fällige integrale Leckratentest (ILRT) des Primärcontainments wurde mit Zustimmung der HSK auf die Jahresrevision (JHR) 1999 verschoben. Danach wurde ein Prüfintervall von 120 Monaten beantragt und genehmigt. Die in der JHR 1999 beim ILRT ermittelte Leckrate musste mit den separat ermittelten lokalen Leckraten zweier Isolationsventile korrigiert werden, da diese in den Verbindungsleitungen zwischen Containment-Atmosphäre und Reaktordruckbehälter fälschlicherweise während des Tests geschlossen waren. Diese Massnahme ist gemäss ANSI/ANS 56.8-1994 zulässig.

Im Weiteren wurden visuelle Prüfungen, System- und Komponentenbegehungen sowie Wandstärkemessungen an den Bodenblechen der Druckabbaukammer durchgeführt. An den beschichteten Bodenblechen wurden Korrosionsbefunde im Bereich der Schweissnähte festgestellt. Die Wandstärkemessungen ergaben bisher keine Unterschreitung der Auslegungsmasse der Bodenbleche.

Das KKL betrachtet das Wiederholungsprüfprogramm für das Containment als vollständig und angemessen.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Im Beurteilungszeitraum erfolgten lokale Reparaturen der Bodenbeschichtung in der Druckabbaukammer.

### TSL-Änderungen

Im Beurteilungszeitraum wurde das Intervall für den integralen Leckratentest (Typ-A-Prüfung) von 48 auf 120 Monate verlängert. Im Rahmen der Modifizierung der TSL auf einen Prüfzyklus von zwei Jahren wurde das Intervall für Typ-B-Tests der Faltenbälge der Frischdampf- und Speisewasserdurchdringungen von „50 % pro JHR“ auf „alle in 24 Monaten“ geändert.

Es wurden zwei weitere Änderungen der TSL im Beurteilungszeitraum durchgeführt, bei denen die Kalibrierintervalle für die  $\Delta p$ -Messungen zwischen Containment und Annulus sowie für die Vakuumbrecher von „R (Refueling)“ auf „A (Annual)“ geändert wurden, weil diese Kalibrierungen auch während des Leistungsbetriebs sicher durchgeführt werden können.

### Alterungsüberwachung

Das KKL hat im Beurteilungszeitraum einen Steckbrief für die Alterungsüberwachung des Primärcontainments erstellt und nach Inkraftsetzung der Richtlinie HSK-R-51 revidiert und ergänzt. Als Resultat der alterungstechnischen Untersuchung wurden drei Abklärungsaufträge bearbeitet. Im Rahmen eines Auftrages wurden mithilfe eines Tauchers mehrere Stellen der Beschichtung des Bodenblechs abgetragen, untersucht und mit Probebeschichtungen versehen. Weiterhin wurde eine rechnerische Analyse des Bodenblechs durchgeführt, um die Wirkung möglicher Löcher zu beurteilen. Die aus-

geführten Wandstärkemessungen des Bodenblechs ergaben, dass eine Unterschreitung der Auslegungsmasse zurzeit ausgeschlossen werden kann.

Entsprechend des AÜP-Steckbriefes für das Primärcontainment ist die Spezifikation für die Prüfung und Beurteilung des Korrosionsschutzes beschichteter Oberflächen noch nicht abgeschlossen und wird vom KKL weiter verfolgt.

### Gesamtbewertung

Im Beurteilungszeitraum wurden keine Anlagenänderungen in den Systemen XA, XE, XF und XG durchgeführt. Es wurden keine betrieblichen Ereignisse registriert. Die Funktionstests wurden alle erfolgreich durchgeführt.

Im Rahmen der Alterungsüberwachung Maschinenteknik wurde zur Beurteilung der Systeme XA, XF und XG ein AÜP-Steckbrief erstellt. Die Beurteilung wird jährlich im Rahmen eines Review aktualisiert. Die Auslegung der Systeme XA, XE, XF und XG wurde im Beurteilungszeitraum nicht verändert. Durch die regelmässigen Wiederholungsprüfungen ist sichergestellt, dass das Containmentsystem auch in Zukunft einwandfrei funktioniert.

Aufgrund der Korrosionsschäden an einem Teil der Bodenbleche der Druckabbaukammer sind die Erfassung des Zustands der Beschichtung in den entsprechenden Bereichen sowie das Treffen geeigneter Massnahmen vorgesehen.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und Betriebserfahrung

Die Anforderung der TSL an die Funktionstüchtigkeit des Primär- und Sekundärcontainments wurde aus Sicht der HSK ohne Einschränkung nachgewiesen, da bei den Funktionsprüfungen keine Störungen aufgetreten sind und die LCO jederzeit erfüllt waren. Die HSK bewertet auf der Basis der dargelegten Betriebserfahrung Art und Umfang der Funktionstests als ausreichend.

### Wiederholungsprüfprogramme

Das Wiederholungsprüfprogramm für die Stahldruckschale erfüllt die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 und wurde aufgrund der Korrosionsbefunde in der Druckabbaukammer zusätzlich durch ein Taucherprogramm mit visuellen Prüfungen und Wandstärkemessungen ergänzt. Die Wiederholungsprüfprogramme für die Containment-Durchdringungen und Isolationsarmaturen werden in Kapitel 6.4.4 bewertet.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Die lokalen Reparaturen an der Bodenbeschichtung in der Druckabbaukammer dienen der Vorbeugung gegen Korrosion der Bodenbleche. Ein Taucher führte diese unter Wasser aus. Der Erfolg und die Haltbarkeit dieser Reparaturen werden im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms bewertet.

### TSL-Änderungen

Die HSK hat 2004 der Verlängerung des ILRT-Intervalls von 4 auf 10 Jahre auf der Basis der Anforderungen des amerikanischen Regelwerks in Übereinstimmung 10CFR50 App J Option B von 4 auf 10 Jahre zugestimmt.

Vor der Änderung der TSL betrug das Prüfintervall der Typ-B-Tests der Faltenbälge der Frischdampf- und Speisewasserdurchdringungen bereits 24 Monate, wobei 50 % jährlich getestet wurden. Auf der Grundlage der über die Jahre guten Ergebnisse bei den Leckratenprüfungen hat die HSK der Prüfung aller Durchdringungen zum selben Zeitpunkt in einem Intervall von 24 Monaten zugestimmt. Die bisher vorliegende Betriebserfahrung bestätigt die Zweckmässigkeit dieses Vorgehens. Der ILRT wird im KKL erstmalig im Jahre 2009 in einem zehnjährigen Prüfintervall durchgeführt, sodass in diesem Fall noch keine Betriebserfahrung vorliegt.

Die Verschiebung der Kalibrierintervalle für die  $\Delta p$ -Messungen der Vakuumbrecher von der JHR in den Leistungsbetrieb ergab keine Beeinträchtigung für die Sicherheit des Betriebes im Beurteilungszeitraum.

### Alterungsüberwachung

Im Alterungsüberwachungsprogramm für das Primärcontainment wurden verschiedene Korrosionsarten, Versprödung und Zersetzung von Beschichtungen und Elastomeren sowie bei einzelnen Durchdringungen und Kompensatoren auch Ermüdung durch Betriebstransienten vom KKL als potenziell relevant aufgeführt. Als Massnahme gegen Kontaktkorrosion in der Druckabbaukammer wurde 2005 die galvanische Trennung der Siebkörbe von den Saugleitungen der entsprechenden Sicherheitssysteme realisiert. Die HSK beurteilt die bisher durchgeführten Massnahmen positiv, ist jedoch der Auffassung, dass für die langfristige Instandhaltung des Primärcontainments und seiner Einbauten weitere Massnahmen zum Schutz vor Korrosion erforderlich sind.

Die vom KKL ausgelösten AÜP-Abklärungsaufträge wurden von der HSK geprüft. Dabei wurden insbesondere die durchgeführten Massnahmen zur Beurteilung der festgestellten Korrosion in der Druckabbaukammer bewertet. Es wurde festgestellt, dass die vom KKL erstellte Spezifikation zur Beurteilung des Zustandes von Beschichtungen in Kernkraftwerken bei Wasservorlagen nicht anwendbar ist. Dies betrifft insbesondere die Beschichtung in der Druckabbaukammer.

Die HSK hält eine grundsätzliche Analyse der Alterungsmechanismen an den im KKL eingesetzten Beschichtungen für notwendig. Damit können die notwendigen Inspektionsintervalle festgelegt und die Lebensdauer der Beschichtung unter den unterschiedlichen Einsatzbedingungen im KKL beurteilt werden. Bei der Bewertung der Inspektionsbefunde sind Bereiche, die aus geometrischen Gründen nur eingeschränkt prüfbar sind, zu berücksichtigen.

### **Forderung 6.4.1-1**

*Das KKL hat die Alterungsmechanismen für die im Primärcontainment eingesetzten Beschichtungen im Detail zu dokumentieren. Zudem ist eine Spezifikation für die Beurteilung des Zustandes von Beschichtungen zu erstellen, die auch bei Wasservorlagen anwendbar ist, und es sind geeignete Inspektionsmethoden zur Beurteilung des Zustandes der Beschichtung darzustellen. Diese Dokumente sind bis 31. Dezember 2010 der HSK einzureichen.*

### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass Primär- und Sekundärcontainment im Beurteilungszeitraum uneingeschränkt verfügbar waren und dies auch in Zukunft zu erwarten ist.

## 6.4.2 Leckageüberwachungssystem XN

Das System dient der Erkennung und Signalisierung von Leckagen an der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlmittels, des oberen Containmentbeckens, des Brennelementlagerbeckens, in den Notkühlsystemen, in den Zwischenkühlkreisläufen und im Steuerstabantriebssystem.

Durch das Leckageüberwachungssystem wird die Isolation von das Containment durchdringenden Systemen ohne Notkühlfunktion ausgelöst, wenn die Gefahr besteht, dass Radioaktivität nach aussen gelangt. Zur Erkennung von Leckagen werden physikalische Zustandsgrössen wie Raumtemperaturen, Sumpffüllstände, Durchflussraten, gesammelte Leckmassenströme sowie die Edelgas- und Aerosolaktivität gemessen und ausgewertet.

Das Leckageüberwachungssystem des Nuklearteils (XN 93) mit seinen Alarmen und Auslösungen dient den Schutzziele „Einschluss radioaktiver Stoffe“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“. Das Leckageüberwachungssystem-Drywell (XN 95), bestehend aus Aktivitäts- und Sumpffüllstandsmessungen sowie aus Messungen der Sumpfpumpenlaufzeit, dient dem Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“.

Die Komponenten des Systems sind im Wesentlichen der mechanischen Sicherheitsklasse 2 (SK 2), der elektrischen Sicherheitsklasse 1E und der Erdbebenklasse I (EK I) zugeordnet. Teile der Messleitungssysteme sind auch der Sicherheitsklasse 1 zugeordnet.

### Angaben des KKL

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit des Leckageüberwachungssystems werden im KKL regelmässig wiederkehrend Funktionstests (SFT/IFT) nach 17 Testanweisungen durchgeführt, wovon drei Testanweisungen das Leckageüberwachungssystem-Drywell abdecken. Im Beurteilungszeitraum wurden alle Funktionstests erfolgreich bestanden.

Im Beurteilungszeitraum ereignete sich ein der Kategorie B zugeordnetes Vorkommnis. Im April 2002 kam es zu einem Ausfall der 420-kV-Netzanbindung in Verbindung mit einem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung, wobei die Notstromschienen 11BM und 21BM und weitere betriebliche Stromschienen über die 50-kV-Reserveeinspeisung vom Netz versorgt wurden (Ereignis 2002-08). Nach dem Start des Reaktorkernisolations-Kühlsystems erfolgte eine fehlerhafte Isolation der Zudampfleitung durch das Leckageüberwachungssystem, wodurch die Einspeisefunktion durch das Reaktorkernisolations-Kühlsystem und die Wärmeabfuhr mittels Dampfkondensation ausser Betrieb genommen wurden. Das KKL hat daraus Massnahmen abgeleitet, aufgrund derer Fehlauflösungen bei einem kombinierten Betrieb von Dampfkondensation und Reaktorkernisolations-Kühlsystem in Zukunft unterbunden werden.

#### Wiederholungsprüfprogramme

Für das Leckageüberwachungssystem werden keine Wiederholungsprüfungen gemäss SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt.

#### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden drei freigabepflichtige Reparaturen bzw. Änderungen an Komponenten des Leckageüberwachungssystems-Drywell durchgeführt.

Es handelt sich hierbei um die Reparatur der Drywellisoliationsventile (21XN95S001/003 und 11XN95S002/004) für die Zu- und Rückleitungen der Drywellluft zu den Aktivitätsüberwachungs-Monitoren, die nach einer Dichtheitsprüfung in 1999 notwendig wurde. Beim programmgemäss im Jahr 2005 durchgeführten Dichtheitstest wurden wiederum erheblich höhere Leckraten an den Ventilen 21XN95S001 und 11XN95S002 festgestellt. Die Armaturen sollen in der JHR 2006 gegen Ersatzventile ausgetauscht werden.

Im zweiten Fall wurde der Filterband-Gehäusedeckel des Drywell-Aktivitätsüberwachungs-Monitors XN95R001 durch eine massivere Ausführung ersetzt. Mit dem ursprünglichen Gehäusedeckel kam es nach einem Filterwechsel zu Undichtigkeiten, wodurch Luft von einer falschen Stelle aus dem Containment angesaugt und ins Drywell gepumpt wurde. In Verbindung mit Optimierungen der Befestigungen und der Arbeitsvorschriften hat sich die Änderung bewährt, da seitdem keine Undichtigkeiten mehr festgestellt wurden.

Im Rahmen der Leistungserhöhungen wurden auf der Grundlage von Analyse und Berechnungen des Herstellers der Anlage die Grenzwerte für das Signal „MSL Isolation Flow High“ an die jeweilige Leistungsstufe (1998, 1999, 2002) angepasst. Betroffen war neben der Instrumentierung auch die Anpassung der zugehörigen Dokumente einschliesslich der TSL.

#### TSL-Änderungen

Es wurden sechs Änderungen der TSL im Beurteilungszeitraum für das Teilsystem XN93 (Leckageüberwachung Nuklearteil) durchgeführt. Eine Änderung stand im Zusammenhang mit der Nachrüstung zusätzlicher Instrumentierung in den Notsteuerstellen zur Vorsorge für auslegungsüberschreitende Störfälle. Bei drei weiteren Änderungen wurde im Rahmen der Leistungserhöhung der Trip-Set-Point für die Frischdampfisolierung aufgrund „Durchfluss hoch“ (TSL Tabelle 2.2 Nr. 2d) der jeweils erhöhten Nennleistung angepasst.

Mit der fünften und sechsten Änderung wurden die Intervalle für den Kanalfunktionstest und die Kanalkalibrierung des Drywell-Gebäudesumpfs und des Apparatesumpfs auf 24 Monate verlängert.

Weiterhin wurden drei Änderungen der TSL im Beurteilungszeitraum für das Teilsystem XN95 (Drywell Leckageüberwachung) durchgeführt. Eine Änderung verkürzte das Kanalkalibrierintervall für das Drywell-Spaltprodukt-Überwachungssystem von 18 auf 12 Monate (TSL 4.4.M.1 c). Mit der zweiten Änderung wurde das Kalibrierintervall für die Kondensatablaufrate der Drywellkühler (10XN86F002) von 18 auf 24 Monate (TSL 4.4.M.1 e) verlängert. Mit der dritten Änderung wurde neu die Durchführung eines Systemfunktionstests in einem 18-monatigen Intervall aufgenommen (TSL 4.4.M.1 d).

#### Alterungsüberwachung

Für die Leckageüberwachungssysteme XN93 und XN95 wurden 2005 alterungstechnische Beurteilungen durchgeführt und die Ergebnisse in einem AÜP-Steckbrief Maschinentechnik dokumentiert. Die Bewertung ergab aus Sicht des KKL keine Notwendigkeit, die bisher durchgeführten Instandhaltungs- und Alterungsüberwachungsmassnahmen zu erweitern. Eine Ergänzung betrifft die Inspektion der Rohrleitung XN86Z001 zur Erfassung der tatsächlich auftretenden Korrosion. Ein entsprechender Abklärungsauftrag wurde ausgelöst.

Die alterungstechnische Beurteilung des Systems wird durch den jährlich durchzuführenden Review des AÜP Maschinentechnik ergänzt und aktualisiert.

## Gesamtbewertung

Die Auslegung des Leckageüberwachungssystems wurde im Beurteilungszeitraum nicht geändert. Durch die regelmässige Instandhaltung und die Durchführung der Systemfunktionstests wird sichergestellt, dass die unterschiedlichen Teilsysteme auch in Zukunft auslegungsgemäss funktionieren und bei Bedarf das Schutzziel erfüllen.

Weiterhin ist die Reparatur oder der Ersatz der undichten Drywell-Isolationsventile 21XN95S001 und 11XN95S002 in der JHR 2006 vorgesehen.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Durch die erfolgreiche Durchführung der Funktionstests an den Leckageüberwachungssystemen XN 93 (Nuklearteil) und XN 95 (Drywell) wurde die Einhaltung der Vorgaben aus der TSL nachgewiesen. Vom System wurden im Beurteilungszeitraum keine meldepflichtigen Vorkommnisse, Befunde oder Nichterfüllungen von LCO ausgelöst. Im Verlauf des Vorkommnisses vom April 2002 (Ereignis 2002-28) verursachte das System XN eine Fehlauslösung der Isolation der Zudampfleitung des Kernisolation-Kühlsystems, was zur Unverfügbarkeit wichtiger Sicherheitssysteme führte (Nachwärmeabfuhr, RDB-Füllstandshaltung).

Zwischenzeitlich erfolgten Analysen zur Klärung der Ursache für die Fehlauslösung der Isolation der Zudampfleitung. Letztendlich konnte diese auf einen Lufteintrag während des Ziehens des Kondensatorvakuums zurückgeführt werden. Während dem Abfahren zur Jahresrevision 2007 und dem Wiederanfahren der Anlage erfolgte testweise die kombinierte Fahrweise im Dampfkondensationsbetrieb mit Betrieb des Kernisolation-Kühlsystems. Hierbei wurde gezeigt, dass mit den vom KKL getroffenen Massnahmen die kombinierte Betriebsweise ohne Fehlauslösung erfolgreich durchgeführt werden kann.

### Wiederholungsprüfprogramme

Da für die sicherheitstechnisch klassierten Behälter und Rohrleitungen im System XN nach Aussage vom KKL kein Wiederholungsprüfprogramm besteht, ist entsprechend Forderung 5.5.2-2 in Kapitel 5.5.2 zu überprüfen, mit welchen Massnahmen der Zustand der sicherheitstechnisch klassierten Behälter und Rohrleitungen des Leckageüberwachungssystems zukünftig überwacht wird.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Aufgrund der im Jahr 1999 nötig gewordenen Reparatur an den Drywellisolationsventilen der Zu- und Rückleitungen zu den Aktivitätsüberwachungs-Monitoren und aufgrund der Prüfung im Jahr 2005, bei der gegenüber den KKL-internen Richtwerten zu grosse Leckraten festgestellt wurden, kommt die HSK zur Einschätzung, dass bezüglich Prüfintervall und Massnahmen ein Verbesserungsbedarf besteht. Da die zulässige Gesamtleckrate jedoch eingehalten ist, ist eine Forderung nicht erforderlich.

Die HSK bewertet die Änderung des Filterband-Gehäusedeckels der Aktivitätsüberwachungs-Monitore in Verbindung mit den geänderten Arbeitsvorschriften als eine Verbesserung, die sich bewährt hat. Undichtigkeiten traten nach den Änderungen nicht mehr auf.

### TSL-Änderungen

Die Verlängerung der Intervalle für die Kanalfunktionstests und die Kanalkalibrierungen wie auch deren Verschiebung in den Leistungsbetrieb hatten bisher keinen negativen Einfluss auf den Anlagenbetrieb.

Das Intervall für die Kanalkalibrierung des Drywell Spaltprodukt-Strahlungsmonitors wurde in Übereinstimmung mit dem üblichen Intervall für Strahlenmonitore von 18 Monaten auf 12 Monate verkürzt. Die HSK bewertet die Verkürzung der Intervalle als sicherheitsgerichtet.

Durch die Anpassung der Grenzwerte der Durchflussmengenbegrenzung der Frischdampfleitungen zum Auslösen der Frischdampfisolation blieb die Zuverlässigkeit der Anregung der Frischdampfisolation erhalten.

### Alterungsüberwachung

Im Rahmen der alterungstechnischen Untersuchung wurden verschiedene Korrosionsmechanismen für Teile des Systems XN als potenziell relevant eingestuft. Die HSK bewertet die für den Rohrleitungsteil XN86Z001 (SK 4) eingeleitete Abklärung zur Überprüfung des möglichen Korrosionsfortschritts als sicherheitsgerichtete Massnahme.

### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung bei den Funktionstests zum Ergebnis, dass die Leckageüberwachungssysteme XN 93 (Nuklearteil) und XN 95 (Drywell) im Beurteilungszeitraum uneingeschränkt verfügbar waren und dies auch in Zukunft zu erwarten ist.

## **6.4.3 Systeme zur Wasserstoffbeherrschung**

### **6.4.3.1 Wasserstoff-Rekombinationssystem (XP)**

Bei Auslegungsstörfällen, insbesondere bei Kühlmittelverluststörfällen, kann der im Reaktor vorhandene radiolytisch gebildete Wasserstoff in das Containment freigesetzt werden. Für die Beherrschung der Langzeitphase nach einem LOCA steht im Brennelementlagergebäude ein Rekombinator zur Verfügung. Zur Vermeidung unzulässiger Wasserstoffkonzentrationen im Containment bei Kühlmittelverluststörfällen ist es auslegungsgemäss vorgesehen, innerhalb von zwei Tagen nach Störfalleintritt den Rekombinator in Betrieb zu nehmen.

Das Wasserstoff-Rekombinationssystem dient der Erhaltung der Integrität der dritten Barriere (Containment) und unterstützt damit das Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“. Die Komponenten des Systems sind im Wesentlichen der mechanischen Sicherheitsklasse 2 (SK 2), der elektrischen Sicherheitsklasse 1E und der Erdbebenklasse I (EK I) zugeordnet.

### **Angaben des KKL**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit des Wasserstoff-Rekombinationssystems XP werden im KKL regelmässig wiederkehrend Funktionstests (SFT/IFT) nach 4 Testanweisungen durchgeführt. Im Beurteilungszeitraum wurden diese Funktionstests alle bestanden.

### Wiederholungsprüfprogramme

Das Wasserstoff-Rekombinationssystem unterliegt dem Wiederholungsprüfprogramm nach SVTI-Festlegung NE-14. Im Beurteilungszeitraum wurden insgesamt 84 Prüfungen durchgeführt. Es wurden hierbei keine bewertungspflichtigen Anzeigen festgestellt.

Prüfverfahren, Prüfintervalle und Prüfumfänge werden vom KKL als angemessen betrachtet, da sowohl keine bewertungspflichtigen Anzeigen gefunden als auch die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 vollständig erfüllt wurden.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Im Jahre 2003 wurde der mobile H<sub>2</sub>-Rekombinator in eine feste Installation umgewandelt, wodurch das System auch an die gesicherte Stromversorgung der Division 11 angeschlossen werden konnte.

Im Jahre 2003 und 2004 wurde die Schutz- und Leittechnik saniert. Das KKL bewertet die Anlagenänderungen als Verbesserung der Betriebssicherheit des Rekombinators im Anforderungsfall.

### TSL-Änderungen

Im Beurteilungszeitraum wurden keine Änderungen in der TSL durchgeführt, welche das System XP betrafen.

### Alterungsüberwachung

Die Alterungsüberwachung erfolgte im Beurteilungszeitraum im Rahmen der Wartung und Funktionstests. Nach Inkraftsetzung der Richtlinie HSK-R-51 hat der Betreiber mit der alterungstechnischen Untersuchung für die mechanischen Ausrüstungen des Systems begonnen. Der Steckbrief wurde der HSK nach Ende des Beurteilungszeitraumes vorgelegt.

### Gesamtbewertung

KKL bewertet die Anlagenänderungen als eine Anpassung des Systems an die aktuellen Anforderungen der elektrischen Sicherheitsklasse 1E. Durch die Festinstallation sowie die Ertüchtigung der Leittechnik der Armaturen verbesserte sich die Betriebssicherheit des Systems und so die Zuverlässigkeit für die Erfüllung des Schutzzieles „Einschluss radioaktiver Stoffe“ im Anforderungsfall.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und Betriebserfahrung

Durch die erfolgreiche Durchführung der Funktionstests wurde die Einhaltung der Vorgaben aus der TSL nachgewiesen. Daher wird die Betriebszuverlässigkeit des Wasserstoff-Rekombinationssystem (XP) als gut bewertet.

### Wiederholungsprüfprogramme und Alterungsüberwachung

In der inzwischen vorliegenden alterungstechnischen Untersuchung für das System bestätigt das KKL, dass die Instandhaltungs- und Wiederholungsprüfprogramme geeignet sind, mögliche Alterungsschäden rechtzeitig zu erkennen. Nach den bisher vorliegenden Erkenntnissen kann sich die HSK dieser Meinung anschliessen.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Die HSK bewertet die Festinstallation des Wasserstoff-Rekombinationssystems und des Anschlusses an die gesicherte Stromversorgung der Division 11 sowie die durchgängige Einhaltung der Anforderungen an die elektrische Sicherheitsklasse 1E als Verbesserung der im Anforderungsfall zu erwartenden Verfügbarkeit des Systems.

### TSL-Änderungen

Im Bericht vom KKL wird über keine Änderungen in der TSL berichtet, welche das System XP betreffen.

### Gesamtbeurteilung

Die HSK bewertet das Funktions- und Wiederholungsprüfprogramm im KKL als gut und dem Stand der Technik entsprechend. Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung bei den Funktionstests zum Ergebnis, dass das Wasserstoff-Rekombinationssystem XP im Beurteilungszeitraum uneingeschränkt verfügbar war und dies auch in Zukunft zu erwarten ist.

#### **6.4.3.2 Wasserstoff-Zündsystem (XX)**

Bei auslegungsüberschreitenden Störfällen (Kernschmelzunfällen) und hohen Brennstabhüllrohrtemperaturen ( $> 1000\text{ °C}$ ) kann durch eine Zirkon-Wasserreaktion zusätzlich Wasserstoff gebildet werden. Hierzu ist im Containment ein  $\text{H}_2$ -Zündsystem vorhanden, welches dazu dient, den gegenüber der unteren Zündgrenze überschüssigen Wasserstoff kontrolliert abzubrennen. Das  $\text{H}_2$ -Zündsystem ist batteriegestützt und verfügt über 50 im Containment angeordnete Zünder. Das Zündsystem wird automatisch bei Erreichen des Reaktorfüllstands <sup>75</sup> oder manuell bei Erreichen des Alarmwertes von 0,5 Vol.-%  $\text{H}_2$ -Konzentration fernbedient eingeschaltet.

Das Wasserstoff-Zündsystem dient der Einhaltung des Schutzzieles „Einschluss der radioaktiven Stoffe“. Die Komponenten des Systems sind im Wesentlichen der elektrischen Sicherheitsklasse 1E und der Erdbebenklasse I (EK I) zugeordnet.

### **Angaben des KKL**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit des Wasserstoff-Zündsystems XX werden im KKL regelmäßig wiederkehrend Funktionstests (SFT/IFT) nach 6 Testanweisungen durchgeführt. Im Beurteilungszeitraum wurden diese Funktionstests alle bestanden.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden keine Anlagenänderungen realisiert. In 1999 wurden ein Kabel und ein Tragseil des Wasserstoffzünders 21XX21G035 der Zündergruppe 3 (21ET11) als beschädigt erkannt (Auslösung LCO 1428) und ausgetauscht.

### TSL-Änderungen

Das Intervall für den Systemlogikfunktionstest wurde von 18 auf 24 Monate verlängert.

---

<sup>75</sup> RDB-Füllstand 0,42 m oberhalb Reaktorkern

## Gesamtbewertung

Durch die regelmässige Instandhaltung und die Durchführung der Systemfunktionstests wird sichergestellt, dass das System auslegungsgemäss funktioniert. Es sind keine Fehler aufgetreten, welche im Anforderungsfalle das Durchbrechen einer Schutzebene oder die Verletzung eines Schutzzieles zur Folge gehabt hätten.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Durch die erfolgreiche Durchführung der Funktionstests am Wasserstoff-Zündsystem (XX) wurde die Einhaltung der Vorgaben aus der TSL sowie den technischen Richtlinien und damit die Umsetzung des Standes von Wissenschaft und Technik nachgewiesen. Daher bewertet die HSK die Betriebserfahrung als gut. Der Umfang der Funktionstests erfüllt die Anforderungen.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Die HSK bewertet den Austausch des Tragseils als sicherheitsgerichtete Reparatur.

### TSL-Änderungen

Der Verlängerung des Prüfintervalls von 18 auf 24 Monate wurde von der HSK nach eingehender Prüfung zugestimmt, da alle Logik- und Systemtests der dem Antrag vorangegangenen 5 Jahre erfolgreich durchgeführt worden sind, im Rahmen der Tests keine LCO-Nichterfüllungen festgestellt worden sind und auch als Folge der Tests keine Arbeitsaufträge erstellt worden sind.

Die Zuverlässigkeit des Wasserstoff-Zündsystems (XX) wurde durch die im Rahmen des Antrags auf Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate und dem damit verbundenen verlängerten Durchführungsintervall des Systemlogikfunktionstests nicht negativ beeinflusst.

### Gesamtbeurteilung

Die HSK bewertet das Funktions- und Wiederholungsprüfprogramm im KKL als gut und dem Stand der Technik entsprechend. Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung bei den Funktionstests zum Ergebnis, dass das Wasserstoff-Zündsystem XX im Beurteilungszeitraum uneingeschränkt verfügbar war und dies auch in Zukunft zu erwarten ist.

### **6.4.3.3 Wasserstoff-Vermischungs-System**

Das Wasserstoff (H<sub>2</sub>)-Vermischungs-System sorgt im Falle eines Anstiegs der H<sub>2</sub>-Konzentration innerhalb des Drywells durch Einblasen von Luft in das Drywell, für eine Verringerung der H<sub>2</sub>-Konzentration, sodass die Zündgrenze von H<sub>2</sub>/Luft-Gemischen nicht erreicht wird. Zwei redundante Systeme mit je einem Ventilator sind vorhanden. Das System ist Bestandteil der Lüftungstechnischen Anlage TL.

Das H<sub>2</sub>-Vermischungs-System dient dem Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“. Die Komponenten des Systems sind im Wesentlichen der mechanischen Sicherheitsklasse 2 (SK 2), der elektrischen Sicherheitsklasse 1E und der Erdbebenklasse I (EK I) zugeordnet.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit des H<sub>2</sub>-Vermischungs-Systems werden im KKL regelmässig wiederkehrend Funktionstests (SFT/IFT) nach 2 Testanweisungen durchgeführt. Bei der Durchführung eines Funktionstests im Januar 1997 öffnete ein Isolations-Ventil erst nach mehreren Auf-Befehlen. Das Vorkommnis wurde gemäss Richtlinie HSK-R-15 als Vorkommnis der Kategorie U eingestuft. Die Funktionstests nach der anderen Testanweisung verliefen stets erfolgreich.

### Wiederholungsprüfprogramme

Das H<sub>2</sub>-Vermischungs-System unterliegt dem Wiederholungsprüfprogramm nach SVTI-Festlegung NE-14 im Rahmen des Systems „Lüftungstechnische Anlage Primärteil“. Hierfür wurden im Beurteilungszeitraum insgesamt 65 Prüfungen durchgeführt. Es wurden keine bewertungspflichtigen Anzeigen festgestellt.

Prüfverfahren, Prüfintervalle und Prüfumfänge werden vom KKL als angemessen betrachtet, da keine bewertungspflichtigen Anzeigen auftraten und die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 vollständig erfüllt wurden.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden keine Änderungen oder Reparaturen an mechanischen Komponenten des H<sub>2</sub>-Vermischungs-Systems durchgeführt.

### TSL-Änderungen

Im Beurteilungszeitraum wurden in der TSL die Bedingungen geändert, bei denen die Drywell-Isolationsklappen für die Kontrolle des Druckes oder der H<sub>2</sub>-Vermischung geöffnet werden können.

### Alterungsüberwachung

Die Alterungsüberwachung erfolgte im Beurteilungszeitraum im Rahmen der Wartung und Funktionstests.

### Gesamtbewertung

Durch die regelmässige Instandhaltung und die Durchführung von Funktionstests wird die auslegungsgemässe Funktion des Wasserstoff-Vermischungs-Systems auch in Zukunft sichergestellt. Das System hat sich als zuverlässig erwiesen.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Durch die erfolgreiche Durchführung der Funktionstests wurde die Einhaltung der Vorgaben aus der TSL für das H<sub>2</sub>-Vermischungs-System nachgewiesen. Daher bewertet die HSK die Betriebserfahrung als gut.

### Wiederholungsprüfprogramme und Alterungsüberwachung

Die Wiederholungsprüfprogramme und die Alterungsüberwachung für das H<sub>2</sub>-Vermischungs-System werden gesamthaft im Zusammenhang mit der Bewertung der Lüftungstechnischen Anlage TL im Kapitel 6.9.7 beurteilt.

### TSL-Änderungen

Die Änderung wurde von der HSK geprüft und freigegeben. Hierdurch wurde die beim Anfahren notwendige Druckentlastung des Drywells in der TSL geregelt. Zuvor war die TSL in diesem Punkt unvollständig.

### Gesamtbeurteilung

Die HSK bewertet das Funktions- und Wiederholungsprüfprogramm im KKL als gut und dem Stand der Technik entsprechend. Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung bei den Funktionstests zum Ergebnis, dass das Wasserstoff-Vermischungs-System im Beurteilungszeitraum uneingeschränkt verfügbar war und dies auch in Zukunft zu erwarten ist.

## **6.4.4 Containment-Durchdringungen**

Die sicherheitstechnischen Funktionen der Durchdringungen des Primärcontainments bestehen darin, zum einen im Anforderungsfall ausreichend viel Kühlmittel zu den Systemen innerhalb des Containments zu leiten zum anderen die Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung bei Kühlmittelverluststörfällen durch gezieltes Schliessen von Containment-Isolationsarmaturen innerhalb zulässiger Grenzen zu halten. Die Durchdringungen des Primärcontainments dienen den Schutzziele „Kühlung der Brennelemente“, „Einschluss radioaktiver Stoffe“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“. Die Komponenten des Systems sind im Wesentlichen mindestens der mechanischen Sicherheitsklasse 2 (SK 2), der elektrischen Sicherheitsklasse 1E und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet.

### **Angaben des KKL**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit insbesondere der Containmentisolation werden im KKL regelmässig wiederkehrend Funktionstests (SFT/IFT) nach 48 Testanweisungen durchgeführt. Die Funktionstests sind im Beurteilungszeitraum regelmässig durchgeführt und bestanden worden. In neun Fällen ergaben sich bei der Durchführung Probleme, die korrektive Massnahmen erforderten, bevor die Tests bestanden wurden.

Fünf dieser Tests führten zu Ereignissen, welche gemäss Richtlinie HSK-R-15 als Vorkommnisse der Kategorie U eingestuft wurden. Bei der Durchführung eines Funktionstests erfolgte infolge eines defekten MSIV-Endschalters keine Anregung des Reaktorschutzes. Bei der Durchführung eines anderen Funktionstests erfolgte keine Halb-SCRAM-Auslösung in den Kanälen B und E infolge eines defekten MSIV-Endschalters. Bei einem Funktionstest liess sich der DAK-Saugchieber nicht vom Hauptkommandoraum aus öffnen. Bei der Systembereitstellung in der JHR 2003 wurde bemerkt, dass ein Funktionstest nicht durchgeführt wurde. Aufgrund der guten Werte der vorangegangenen Jahre kam KKL mit der HSK überein, den Dichtheitstest in das Jahr 2004 zu verschieben. Bei einem Funktionstest wurde die Schliesszeit einer Isolationsklappe geringfügig überschritten.

In den anderen vier Fällen traten nicht meldepflichtige Ereignisse auf, die gemäss Beurteilung durch das KKL die Sicherheit der Anlage nicht tangierten.

### Wiederholungsprüfprogramme

Die Containment-Durchdringungen unterliegen dem Wiederholungsprüfprogramm nach SVTI-Festlegung NE-14. Im Beurteilungszeitraum wurden an den Rohrdurchführungen am Reaktorgebäude XF insgesamt 713 Prüfungen durchgeführt. Bei den durchgeführten Prüfungen wurden keine bewertungspflichtigen Anzeigen festgestellt. Das Prüfverfahren, die Prüfintervalle und Prüfumfänge werden vom KKL als angemessen betrachtet, da keine ergänzenden Massnahmen aus dem AÜP-Programm im Bereich Maschinentechnik abgeleitet wurden.

Im Beurteilungszeitraum wurden an den Kabeldurchführungen am Reaktorgebäude insgesamt 160 Prüfungen durchgeführt. Bei den durchgeführten Prüfungen wurden keine bewertungspflichtigen Anzeigen festgestellt. Das Prüfverfahren, die Prüfintervalle und Prüfumfänge werden vom KKL als angemessen betrachtet, da auch hier keine ergänzenden Massnahmen aus dem AÜP-Programm Maschinentechnik abgeleitet wurden.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

In der JHR 1996 wechselte das KKL den Endschalter für das Kriterium „MSIV Stellung kleiner 95 %“ aus, nachdem eine Unzuverlässigkeit in dessen Funktion festgestellt worden war. In der JHR 1999 wurde wiederum ein Endschalter für das Kriterium „MSIV Stellung kleiner 95 %“ ausgewechselt, nachdem er bei einem Test versagt hatte, was ein meldepflichtiges Vorkommnis war. In der JHR 2002 wurden alle Endschalter der MSIV gegen solche mit erhöhter Temperaturbeständigkeit ausgetauscht. Weiterhin wurde festgelegt, dass die Endschalter alle 6 Jahre auszutauschen sind.

Im Beurteilungszeitraum wurde festgestellt, dass ein ungedämpftes Schliessen der Rückschlagklappen in den Speisewasserleitungen im Falle eines Leitungsbruchs im Maschinenhaus zu einer Überlastung der Rohrleitungen und Befestigungspunkte führen würde. Diese Erkenntnis führte zum Austausch dieser Klappen gegen gedämpfte Rückschlagventile.

Für die Stellungsanzeigen der Rückschlagklappen wurden in der JHR 1996 analoge Stellungsfühler vom Typ ILF160c der Firma Sulzer sowie die dazugehörige Elektronik eingesetzt. Dadurch konnten einerseits im Kommandoraumpult die binären Leuchtdiodenanzeigen beibehalten werden, andererseits sind in der Notsteuerstelle für den Störfall die analogen Stellungen der Ventile im Steuer-schrank ablesbar.

In der JHR 1997 wurde die Steuerung des Isolationsventils 21TG30S007 verbessert. Seitdem sind keine Probleme mit der Konstanthaltung des Füllstands in oberen BE-Becken mehr aufgetreten.

Bei Leistungsmessungen am Antrieb eines Frischdampfisolationsventils während der JHR 1998 wurde festgestellt, dass der Schieber nicht korrekt arbeitet. Die anschliessende Revision zeigte Verschleiss im Bereich der Tellerfederführung zwischen den Schieberplatten. In den JHR 2000 – 2004 wurden die baugleichen Schieber generalüberholt, bei den Federn der Werkstoff geändert und die Zahl der 2 Federn auf 3 erhöht, um eine ausreichende Restkraft für die Offenstellung zu erhalten, damit Vibrationen vermieden werden.

Die Stellungsanzeigen an den prüfbareren Sulzer-Rückschlagklappen Typ 280-12, die in den Systemen TH, TF, TJ und TK eingebaut waren, arbeiteten nicht zuverlässig. An zwei Rückschlagklappen des TH-Systems wurden in der JHR 2001 verbesserte Stellungsanzeigen versuchsweise eingebaut. Die-

se Massnahme bewährte sich, sodass in den Jahren 2002 bis 2004 die restlichen Rückschlagklappen umgebaut wurden. Die Stellungsanzeigen arbeiten seither tadellos.

Im Beurteilungszeitraum wurden die elektrisch angetriebenen Armaturen der Abwassersysteme aufgrund innerer Leckagen zusätzlich zu den geplanten Instandhaltungen revidiert.

Im Anschluss an die Sanierung der 1E-klassierten Motorventile (Projekt „1E-MOV-Sanierung“) wurde unter dem Namen ANDIS ein elektrotechnisches Diagnosesystem für 1E-klassierte Motorventile eingeführt (s. Tabelle 6-4). Um zu überprüfen, ob die Armaturen korrekt funktionieren, werden Wirkleistungsaufnahme, Endlagen-/Drehmomentschalterpositionen und Schaltbefehle aufgezeichnet.

System XK:	11XK10S001 und 11XK10S002
System VG:	11VG50S009/012 und 21VG50S011
System UE:	11UE70S001/002, 11UE71S001/003 und 21UE72S001/003
System PX:	11PX55S004
System TG:	11TG30S001/008/014 und 21TG30S007/010/011/013
System TC:	11TC10S005, 11TC10S006, 11TC10S017, 11TC10S020, 11TC20S011, 21TC10S004, 21TC10S007, 21TC10S012, 21TC10S016, 21TC20S010.
System TM:	11TM10S001, 11TM10S005, 11TM10S008, 11TM20S001, 11TM20S002, 11TM20S006, 11TM30S002, 11TM30S006, 11TM30S007, 11TM30S030, 11TM30S037, 21TM30S029, 21TM30S031, 21TM30S034
System TF:	51TF11S001, 51TF11S011, 51TF21S004, 51TF21S010, 61TF12S001, 61TF12S011, 61TF22S004, 61TF22S010, 51/61TF21S008, 51/61TF21S009, 51/61TF22S008, 51/61TF22S009
System TJ:	31TJ10S001, 31TJ10S003, 31TJ10S006, 31TJ20S001, 31TJ20S002, 31TJ20S003, 31TJ20S004.
System TK:	11TK10S001, 11TK10S003, 11TK20S001, 11TK20S002
System TW	11TW11S001, 21TW12S001
System YV	21YV10S002

Tab. 6-4: In das elektronische Diagnosesystem einbezogene Motorventile

### TSL-Änderungen

In der TSL wurden zahlreiche Änderungen im Beurteilungszeitraum vorgenommen, die u. a.

- Änderungen der Schliesszeiten von Isolationsarmaturen im Zusammenhang mit der Einführung des Diagnosesystems;
- Erweiterung des Intervalls für den Typ-A-Test (Integraler Leckratentest Primärcontainment) auf 120 Monate;
- Änderung der Intervalle für die Prüfung der Faltenbälge der Frischdampf- und Speisewasserdurchdringungen von „50 % pro JHR“ auf „alle in 24 Monaten“;
- Verlängerung der Intervalle für Funktionstests der Containment-Isolationsarmaturen von 18 auf 24 Monate im Zusammenhang mit der Änderung des Revisionszyklusses;

- Änderung des Grenzwertes für die Isolation der Zudampfleitung des Kernisolationssystems von 4,1 auf 3,7 bar in Anlehnung an die Auslegungsunterlagen von 1984

umfassen.

### Alterungsüberwachung

Im Beurteilungszeitraum wurde ein Steckbrief für die mechanischen Ausrüstungen des Primärcontainments (einschliesslich der Durchdringungen) erstellt und nach Inkraftsetzung der Richtlinie HSK-R-51 revidiert. Die Isolationsarmaturen des Primärcontainments unterliegen dem Alterungsüberwachungsprogramm des jeweiligen Systems. Für Systeme mit rein betrieblicher Funktion, die nicht im Alterungsüberwachungsprogramm (AÜP) geführt werden, ist ein Steckbrief „Ergänzungen Sicherheitseinschluss Containment“ vorgesehen.

Die detaillierte alterungstechnische Beurteilung wurde für die Komponenten der Containmentdurchdringungen XF und XG, Materialtor und Personenschleusen, sowie die Brennelement-Transport-schleuse (PX) durchgeführt und im AÜP-Steckbrief zum Stahlcontainment zusammenfassend dargestellt. Als potenziell relevante Alterungsmechanismen wurden Korrosion im Bereich der Becken, Ermüdung durch Betriebstransienten, Versprödung von Beschichtungen und mechanische Abnutzung von Schleusen, Toren und Deckeln identifiziert. Es wurden keine spezifischen Massnahmen für die Durchdringungen abgeleitet.

Die Alterungsüberwachung von elektro- und leittechnischen Komponenten erfolgt gemäss den Vorgaben der Richtlinie HSK-R-51 auf Basis von Komponententypen. Komponenten, die 0E-klassifiziert sind, werden durch die geplante Instandhaltung überwacht.

### Gesamtbewertung

Im Beurteilungszeitraum mussten für die Containment-Durchführungen keine besonderen Aktionen durchgeführt werden. Einige Abschlussorgane wurden technisch so modifiziert, dass die langfristige Dichtheit besser gewährleistet wird. Durch die regelmässigen Wiederholungsprüfungen und Tests sowie die vorbeugende Instandhaltung der Isolationsarmaturen wird sichergestellt, dass die Durchführungen und zugehörige Isolationsarmaturen auch in Zukunft bestimmungsgemäss funktionieren.

Innerhalb des gesamten Beurteilungszeitraums erfüllten die Durchführungen und zugeordnete Isolationsarmaturen ihre sicherheitstechnische Aufgabe auslegungsgemäss. Dies wurde durch die guten Prüfergebnisse, die geringe Anzahl meldepflichtiger Ereignisse und durch die Erfahrung bei den periodischen Instandhaltungen gezeigt. Die Instandhaltungsmassnahmen haben über das AÜP gezeigt, dass sie geeignet sind, auch künftig die Sicherheitseigenschaften der bewerteten Systeme gut aufrecht zu erhalten.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und Betriebserfahrung

Die Einrichtungen zur Containmentisolation sind auf eine Vielzahl von Systemen verteilt. Die Funktionsfähigkeit der Einrichtungen zur Containmentisolation wird nach 48 Testanweisungen wiederkehrend geprüft. Bei neun Prüfungen ergaben sich Abweichungen, von denen gemäss Richtlinie HSK-R-15 fünf als Vorkommnisse der Kategorie U eingestuft wurden. Die übrigen vier Abweichungen haben gemäss der Beurteilung durch das KKL die Sicherheit der Anlage nicht tangiert und waren daher nicht meldepflichtig.

Die geringe Anzahl von meldepflichtigen Vorkommnissen, die zudem alle der gemäss Richtlinie HSK-R-15 niedrigsten Kategorie U zuzuordnen waren, wird von der HSK als Kriterium für eine hohe Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit der Einrichtungen zur Containmentisolation angesehen.

#### Wiederholungsprüfprogramme und Alterungsüberwachung

Der Umfang des Wiederholungsprüfprogramms für die Containment-Durchdringungen und Isolationsarmaturen richtet sich für die Dichtheitsprüfungen nach der TSL, für Schweisssnähte und angrenzende Grundmaterialbereiche nach der SVTI-Festlegung NE-14.

Die alterungstechnische Untersuchung der Containment-Durchdringungen ergab keine Lücken in den Wiederholungsprüfprogrammen, jedoch ergaben sich Hinweise, dass die Programme im Beurteilungszeitraum nicht vollständig ausgeführt wurden, z. B. für Teile von Drywell-Durchdringungen oder Kompensatoren. Ein Teil der Containment-Durchdringungen und Isolationsarmaturen unterliegt lediglich einem Stichprobenprogramm. Die unter Wasser liegenden Durchdringungen, die gemäss Angaben des KKL keiner formellen Dichtheitsprüfung gemäss TSL unterliegen, können nur mithilfe eines Tauchers inspiziert werden.

#### **Forderung 6.4.4-1**

*Das KKL hat bis 31. März 2010 zu prüfen und der HSK zu berichten, ob die unter Wasser liegenden Teile von Containment-Durchdringungen, insbesondere die gemäss SVTI-Festlegung NE-14 der Prüfkategorie 2.2 zuzuordnenden Teile, sowie die Durchdringungen mit hohen Ermüdungsausnutzungen ( $U_{eff} > 0,7$ ) im Wiederholungsprüfprogramm hinreichend erfasst sind. Bei Bedarf ist das Wiederholungsprüfprogramm anzupassen.*

#### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Die aufgrund von internen Ereignissen vom KKL vorgenommenen freigabepflichtigen Änderungen und Reparaturen von Komponenten werden als vorausschauende und sicherheitsgerichtete Vorgehensweise bewertet, welche die Sicherheit der Anlage verbessert haben. Hierdurch wurden Schwachstellen behoben, bevor diese zu meldepflichtigen Vorkommnissen geführt haben.

#### TSL-Änderungen

Die HSK bewertet die geringfügige Änderung der Schliesszeiten der Containment-Isolationsventile positiv, die aufgrund des Diagnosesystems ANDIS als Anpassung an die neue Messtechnik möglich wurde.

Die beantragte Änderung der zulässigen Leckrate für die Speisewasserarmaturen wurde von der HSK geprüft und bewertet. KKL hat den Nachweis erbracht, dass für die massgebenden Störfälle die Schutzziele „Gewährleistung der Kernkühlung“ und „Begrenzung der Radioaktivitätsabgaben“ eingehalten werden<sup>76</sup>.

Die vom KKL durchgeführten Änderungen wurden von der HSK nach Prüfung jeweils freigegeben. Durch die Änderungen wurden teilweise auch in der TSL bestehende Fehler korrigiert. Die Verlängerungen der Prüfintervalle haben die Zuverlässigkeit der Komponenten nicht verschlechtert. Die HSK bewertet die Änderungen in der TSL als sicherheitsgerichtet.

---

<sup>76</sup> HSK-Brief vom 5.7.2002, LD/WH/GR/ICH/PW

## Gesamtbeurteilung

Die HSK bewertet das Funktions- und Wiederholungsprüfprogramm im KKL als gut und dem Stand der Technik entsprechend. Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung bei den Funktionstests zum Ergebnis, dass die Containment-Durchführungen mit den zugehörigen Isolationsarmaturen im Beurteilungszeitraum uneingeschränkt verfügbar waren und dies auch in Zukunft zu erwarten ist.

### **6.4.5 Notabluftsystem (XL)**

Das Notabluftsystem XL (SGTS, Standby Gas Treatment System) ist vollständig redundant ausgeführt und vom Hauptkommandoraum und von den Notsteuerstellen aus bedienbar. Die elektrische Spannungsversorgung erfolgt von den Divisionen 11 und 21. Es erfüllt folgende Aufgaben:

- Unterdruckhaltung im Sekundärcontainment bestehend aus dem Reaktorgebäude, dem Reaktorhilfsanlagegebäude (ohne den Teil mit den elektrischen Ausrüstungen), dem Brennelementlagergebäude und dem mittleren Teil des Notstandsgebäudes sowie im Dampftunnel.
- Abscheidung von radioaktivem Iod und Iodverbindungen.
- Rückhaltung von Aerosolen.

Das Notabluftsystem dient dem Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“. Die Komponenten des Systems sind im Wesentlichen der mechanischen Sicherheitsklasse 2, der elektrischen Sicherheitsklasse 1E und der Erdbebenklasse I (EK I) zugeordnet.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit des Notabluftsystems XL werden im KKL regelmässig wiederkehrend Funktionstests (SFT/IFT) nach 10 Testanweisungen durchgeführt. Dabei werden auch Funktionsparameter überprüft, die eine Grundlage für Störfallanalysen bilden. Die Schliesszeiten der Klappen zur Isolierung der Betriebslüftung des Reaktorhilfs- sowie des Brennelementlagergebäudes sind ein in die radiologischen Analysen eingehender Parameter, für dessen Überprüfung es bisher keinen SFT gibt. Der in den Analysen bisher verwendete Wert ist ein Erfahrungswert. Das KKL beabsichtigt zu überprüfen, wie die Schliesszeiten der Isolationsklappen in Zukunft im Rahmen eines Funktionstests überwacht werden können.

Bei der Durchführung der Funktionstests ergaben sich im Beurteilungszeitraum in fünf Fällen Probleme. Alle Funktionstests wurden erfolgreich durchgeführt, wobei in vier Fällen korrektive Massnahmen nötig waren. Dabei wurden drei begrenzende Betriebsbedingungen (LCO, Limited Condition of Operation) ausgelöst. In einem Fall ereignete sich bei den Tests ein meldepflichtiges Vorkommnis.

Bei einem Funktionstest im August 1997 öffnete eine Abluftregelklappe im Strang B sofort auf 100 % und konnte auch von Hand nicht mehr verfahren werden. Hierdurch wäre der Strang B im Anforderungsfalle nicht mehr in der Lage gewesen, den geforderten Unterdruck im Annulus sicherzustellen, und es wäre eine Umschaltung auf Strang A erfolgt.

Bei einem anderen Test im Oktober 1999 öffnete eine Klappe nicht ganz, sodass nicht der volle Durchfluss erreicht werden konnte. Nach der Korrektur betrug der Durchfluss wieder die vollen 8'000 m<sup>3</sup>/h. Im Bedarfsfalle hätte aber Strang A eventuell nicht die geforderten Unterdrücke halten können, sodass eine Umschaltung auf Strang B stattgefunden hätte.

Bei der Durchführung der Funktionstests ergaben sich im Beurteilungszeitraum in fünf Fällen Probleme. Alle Funktionstests wurden erfolgreich durchgeführt, wobei in vier Fällen korrektive Massnahmen nötig waren. Dabei wurden drei begrenzende Betriebsbedingungen (LCO, Limited Condition of Operation) ausgelöst. In einem Fall ereignete sich bei den Tests ein meldepflichtiges Vorkommnis.

Bei einem Funktionstest im August 1997 öffnete eine Abluftregelklappe im Strang B sofort auf 100 % und konnte auch von Hand nicht mehr verfahren werden. Hierdurch wäre der Strang B im Anforderungsfalle nicht mehr in der Lage gewesen, den geforderten Unterdruck im Annulus sicherzustellen, und es wäre eine Umschaltung auf Strang A erfolgt.

Bei einem anderen Test im Oktober 1999 öffnete eine Klappe nicht ganz, sodass nicht der volle Durchfluss erreicht werden konnte. Nach der Korrektur betrug der Durchfluss wieder die vollen 8'000 m<sup>3</sup>/h. Im Bedarfsfalle hätte aber Strang A evtl. nicht den geforderten Unterdruck halten können, sodass eine Umschaltung auf Strang B stattgefunden hätte.

Bei der Durchführung des Funktionstests im Dezember 2000 schaltete der Luffterhitzer des Stranges A infolge eines defekten PI-Reglers nicht ein. Hierdurch wurde die relative Luftfeuchtigkeit nicht auf den erforderlichen Wert abgesenkt. Der Kohlefilter hätte dadurch Wasser aufgenommen und schliesslich wäre eine Umschaltung auf den Strang B erforderlich gewesen. Die defekte Komponente wurde innerhalb von drei Tagen ersetzt.

Bei der Durchführung eines Funktionstests im Oktober 2003 wurde infolge eines defekten Temperaturfühlers eine zu tiefe Differenztemperatur über dem Luffterhitzer des Stranges A angezeigt. Hierdurch wurde die Heizung nicht mehr geregelt und die relative Luftfeuchtigkeit nicht auf den erforderlichen Wert abgesenkt. Der Kohlefilter hätte dadurch Wasser aufgenommen und schliesslich wäre eine Umschaltung auf Strang B erforderlich gewesen. Für die Reparatur wurde ein LCO ausgelöst. Die defekte Komponente wurde nach einem Tag ersetzt.

1999 kam es beim jährlichen Kalibrierungs-/Instrumentierungstest zu einem unbeabsichtigten Start des Notabluftsystems. Die Ursache war ein Kommunikationsfehler zwischen Leittechniker und Strahlenschutz-Personal vor Ort. Als Massnahme wurde ein Testbriefing als Vorbedingung in die Kalibrierungsvorschriften eingefügt.

Beim Systemfunktionstest „Einstellung der Probeabsorber SGTS A/B“ im Jahr 1999 ergab die Laborauswertung einen zu geringen Abscheidegrad für Methyljodid bei einem Probefilter des Stranges B. Dies löste für den Strang A und B jeweils einen LCO (gemäss TSL maximal 10 Tage zulässig) aus. Beide Stränge wurden innerhalb des folgenden Tages neu mit Aktivkohle befüllt. Die nachträgliche Prüfung der Aktivkohle aus den Hauptfiltern ergab einen TSL-konformen Abscheidegrad. Das Ereignis wurde als meldepflichtiges Vorkommnis bewertet.

Beim Anfahren der Anlage nach einer Reaktorschnellabschaltung im Juni 2004 in dessen Folge auch der zulässige Aufheizgradient der Anlage überschritten wurde, waren aufgrund eines Ablesefehlers die Drywell-Isolationsklappen des Notabluftsystems entgegen den Anforderungen der TSL nicht geschlossen. Dies wurde während des Abarbeitens der Gesamtanlagen-Fahrvorschrift entdeckt und korrigiert. Das Ereignis wurde als meldepflichtiges Vorkommnis B eingestuft. Die Sicherheit der Anlage war nicht gefährdet, weil im Anforderungsfalle die Isolationsventile automatisch geschlossen hätten.

### Wiederholungsprüfprogramme

Das Notabluftsystem XL unterliegt dem Wiederholungsprüfprogramm nach SVTI-Festlegung NE-14. Im Beurteilungszeitraum wurden insgesamt 65 Prüfungen durchgeführt. Es wurden hierbei keine bewertungspflichtigen Anzeigen festgestellt.

Prüfverfahren, Prüfintervalle und Prüfumfänge werden vom KKL als angemessen betrachtet, da die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 vollständig erfüllt wurden.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Aufgrund eines Schadens an einem Schwebstofffilter in einer ausländischen Anlage hat die HSK einen Austausch der ursprünglichen Filter durch hochfeste Schwebstofffilter gefordert. Im Strang B fand der Austausch in der JHR 1997, im Strang A in der JHR 1998 statt.

Die Magnetventile, die als Erstausrüstung für die Isolationsarmaturen der Primär-Lüftungsanlage eingesetzt wurden, verursachten vor der Berichtsperiode verschiedentlich Störungen und meldepflichtige Ereignisse, da die Magnetventile im stromlosen Zustand nicht abfielen. Nach diversen Zwischenschritten wurden die Magnetventile in der JHR 2006 durch solche eines neuen Typs ersetzt.

Das Alarmierungssignal 11XL10T041XG52 „Differenz Temperatur über Luftheritzer tief“ war in verschiedenen Vorschriften und auf Alarmkalotten falsch bezeichnet. Dieser Fehler wurde im Jahre 2002 im Hauptkommandoraum, in den Notsteuerstellen und im Simulator korrigiert. Die Dokumentation wurde ebenfalls korrigiert.

Für den Strahlenschutz waren die folgenden Anlagenänderungen von Bedeutung:

- Einbau von hochfesten Filtern im Notabluftsystem (1997).
- Ergänzung des IFT (Instrumentierung- und Funktionstest), um den unbeabsichtigten Start des Notabluftsystems zu verhindern (1999).
- Rütteln der Probenfilter (Aktivkohle) beim Befüllen (1999).
- Verbesserung der Dichtflächen und Einsatz eines neuen Typs von Filterdichtungen zwecks einfacherer Montage der Dichtungen zwischen Aktivkohlefilter und Gehäuse. Dichtheitsprüfung mittels Partikelzählung (2003).
- Änderungen in den Fahrvorschriften für Systeme und Gesamtanlage, um die Limiten der radioaktiven Abgabe an die Umgebung im Falle von offenen Drywell-Isolationsklappen beim Anfahren nicht zu überschreiten (2004).

Ferner wurden mehrere, den Strahlenschutz tangierende Funktionstests, die mit den Anforderungen in den TSL korrelieren, durchgeführt.

### TSL-Änderungen

Im Beurteilungszeitraum wurden 4 Änderungen in der TSL durchgeführt, welche das Notabluftsystem XL betrafen. Die Kalibrierintervalle der Temperaturalarmlarmer und das Intervall der Funktionstests der Temperaturalarmlarmer wurden von R (refueling, wenigstens einmal pro Zyklus während Stillstand) auf R24M (einmal pro 24 Monate während Stillstand) verlängert. Das Testintervall für die „SGTS Secondary Containment Isolation Valves“ wurde mit R24M neu definiert. Das Testintervall für den Funk-

tionstest der Auslösungen durch „Drywelldruck hoch“ und „Reaktorfüllstand 2<sup>77</sup>“ wurde von 18 auf 24 Monate verlängert.

### Alterungsüberwachung

Es wurde eine detaillierte alterungstechnische Beurteilung des Notabluftsystems im Dezember 2005 durchgeführt und in einem Steckbrief zusammengefasst. Es wurde ein AÜP-Abklärungsauftrag ausgelöst, in dessen Rahmen überprüft wird, ob noch zusätzliche Komponenten der Sicherheitsklasse 2 entsprechend der SVTI Festlegung NE-14, Abschnitt C, in das Wiederholungsprüfprogramm aufzunehmen sind. Diese Abklärung wird bis Ende 2006 abgeschlossen.

Weitere Ergänzungen der bestehenden Instandhaltungs- und Wiederholungsprüfprogramme für das Notabluftsystem werden vom KKL als nicht erforderlich angesehen. Die Beurteilung wird durch den jährlich durchzuführenden Review des AÜP Maschinentechnik aktualisiert.

### Gesamtbewertung

Im Beurteilungszeitraum wurden einige Verbesserungen realisiert oder mindestens in die Wege geleitet welche die Betriebssicherheit erhöhen. Durch regelmässige Instandhaltung und die Durchführung der Systemfunktionstests wird sichergestellt, dass das System auch in Zukunft auslegungsgemäss funktioniert. Die Schutzziele werden damit im Anforderungsfall eingehalten.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Anforderungen der TSL an die Funktionstüchtigkeit des Notabluftsystems wurden aus Sicht der HSK in ausreichendem Mass erfüllt, wobei aber Korrekturmassnahmen notwendig waren. Die bei vier Funktionsprüfungen aufgetretenen Störungen hätten voraussichtlich die Funktionstüchtigkeit im Anforderungsfall jeweils eines der beiden Stränge des Notabluftsystems eingeschränkt. Bei zwei Funktionstests waren LCO nicht mehr erfüllt. Die Dauer der Nichterfüllung lag aber innerhalb der gemäss TSL zulässigen Zeitlimite.

Beim meldepflichtigen Vorkommnis zur Iodrückhaltung der Aktivkohlefilter im Jahr 1999 war die Sicherheit nicht betroffen, weil nachträglich gezeigt wurde, dass nur die Testfilter fehlerhaft befüllt waren. Das gemäss Richtlinie HSK-R-15 der Kategorie B zugeordnete Vorkommnis aus dem Jahr 2004 mit fehlerhaft offenen Isolationsklappen zeigte keine Schwächen des Systems. Die Auslegung hätte die fehlerhafte Klappenstellung im Anforderungsfall durch automatisches Schliessen der Klappen kompensiert.

Die bisher nicht überwachten Schliesszeiten der Klappen zur Isolierung der Betriebslüftung des Reaktorhilfs- sowie des Brennelementlagergebäudes stellen wichtige Parameter für die Abschätzung der radiologischen Auswirkungen von Störfällen innerhalb beider Gebäude dar. Solange diese Klappen nicht geschlossen sind, wird in den Analysen von einer weitgehend ungefilterten Freisetzung über den Kamin ausgegangen. Aus diesem Grund erachtet die HSK die periodische Überprüfung der Schliesszeiten im Rahmen eines Funktionstests für erforderlich.

---

<sup>77</sup> RDB-Füllstand 3,29 m oberhalb Reaktorkern

### **Forderung 6.4.5-1**

*Die Schliesszeiten der Klappen zur Isolierung der Betriebslüftung des Reaktorhilfs- sowie des Brennelementlagergebäudes sind vom KKL im Rahmen des Nachweises der Funktionstüchtigkeit des Notabluftsystems zu überprüfen. Die in den radiologischen Analysen unterstellten Schliesszeiten sind als Nachweisziel in die Technische Spezifikation aufzunehmen und die hieraus resultierenden Änderungen in der Technischen Spezifikation sind der HSK bis 31 Dezember 2009 zur Freigabe einzureichen.*

#### Wiederholungsprüfprogramme und Alterungsüberwachung

Im Beurteilungszeitraum wurden sowohl Dichtheitsprüfungen als auch System- und Komponentenbegehungen durchgeführt. Der Betreiber hat im Zuge der alterungstechnischen Untersuchung erkannt, dass eine Ergänzung des Wiederholungsprüfprogramms für die Komponenten der Sicherheitsklasse 2 erforderlich ist. Aus diesem Grund ist das Wiederholungsprüfprogramm für das Notabluftsystem entsprechend Forderung 5.5.2-2 in Kapitel 5.5.2 zu überprüfen und zu ergänzen.

Als potenziell relevante Alterungsmechanismen hat das KKL verschiedene Korrosionsmechanismen identifiziert, die jedoch wegen der geringen Luftfeuchtigkeit, denen das System im Normalfall ausgesetzt ist, nicht zu Schädigungen führen sollten.

#### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Die durchgeführten Anlagenänderungen bewertet die HSK als rechtzeitige Beseitigung von erkannten Schwachstellen am System, bevor diese Auswirkungen bei Vorkommnissen zeigen können.

#### TSL-Änderungen

Der Änderung des Kalibrierintervalls der Temperaturalarmlenken sowie die Verlängerung des Durchführungsintervalls für die Logik- und Funktionstests wurde nach einer Analyse des Driftverhaltens der Transmitter sowie der Auswertung der Betriebserfahrungen von 18 auf 24 Monate bzw. auf 24 Monate im Stillstand durch die HSK freigegeben. Die nach der Änderung der Intervalle gewonnene positive Betriebserfahrung bestätigt das Vorgehen.

#### Gesamtbeurteilung

Die HSK bewertet das Funktions- und Wiederholungsprüfprogramm im KKL als gut. Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung bei den Funktionstests zum Ergebnis, dass das Notabluftsystem XL im Beurteilungszeitraum eine ausreichende Verfügbarkeit zeigte und dies auch in Zukunft zu erwarten ist. Allerdings ist der Umfang der durchzuführenden systemspezifischen Wiederholungsprüfungen zu überprüfen und zu ergänzen.

### **6.4.6 Gefiltertes Containment-Druckentlastungssystem (XK)**

Im Zusammenhang mit den durch die HSK veranlassten Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle wurden alle Schweizer Kernkraftwerksbetreiber aufgefordert, zum Schutz des Containments ein System der gefilterten Druckentlastung (FCVS, Filtered Containment Venting System) nachzurüsten. Das System dient bei auslegungsüberschreitenden Störfällen mit langsamem Druckanstieg im Containment zur Rückhaltung von Iod und von radioaktiven Aerosolen. Im KKL erfolgte der Abschluss dieser Nachrüstung 1993.

Das System besteht im Wesentlichen aus der Schmutzgasleitung mit aktiven und passiven Absperrorganen (Berstscheibe als passives Absperrorgan), den Nasswäscherfiltern und der Reingasleitung. Ein Abblasen aus dem Containment über den aktiven Strang erfolgt auslegungsgemäss bei einem Containmentdifferenzdruck von 1,55 bar, die Berstscheibe im passiven Strang spricht bei einem Differenzdruck von 2,1 bar an. Mithilfe des Systems kann eine thermische Leistung von 37,5 MW abgeführt werden.

Das System zur gefilterten Containmentdruckentlastung dient den Schutzziele „Einschluss radioaktiver Stoffe“ (Erhalten der baulichen Integrität des Containments) und „Begrenzung der Strahlenexposition“ (Minderung der Abgabe von radioaktiven Aerosolen und Iod an die Umwelt).

Die Komponenten des Systems sind im Wesentlichen der mechanischen Sicherheitsklasse 2 (SK 2), der elektrischen Sicherheitsklasse 1E und der Erdbebenklasse I (EK I) zugeordnet.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit des Systems zur gefilterten Containment-Druckentlastung XK werden im KKL regelmässig wiederkehrend Funktionstests (SFT/IFT) nach 5 Testanweisungen durchgeführt.

### Wiederholungsprüfprogramme

Das System zur gefilterten Containment-Druckentlastung unterliegt dem Wiederholungsprüfprogramm nach SVTI-Festlegung NE-14. Im Beurteilungszeitraum wurden insgesamt 43 Prüfungen durchgeführt. Dabei wurden keine bewertungspflichtigen Anzeigen festgestellt.

Prüfverfahren, Prüfintervalle und Prüfumfänge werden vom KKL als angemessen betrachtet, da die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 vollständig erfüllt wurden.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Die in 1998 festgestellte Leckage an der Klappe 11XK10S002 sowie die nachfolgenden Massnahmen wurden bereits im Rahmen der Bewertung der Primärcontainment-Durchdringungen und – Durchdringungsisolationen behandelt.

### TSL-Änderungen

Im Beurteilungszeitraum wurde eine Änderung in der TSL durchgeführt, welche das System XK betraf. Die Durchführung der Kalibrierung wurde von R (refueling, wenigstens einmal pro Zyklus während Stillstand) auf A (annual, wenigstens einmal in 360 Tagen) verändert.

### Alterungsüberwachung

Für das gefilterte Containment-Druckentlastungssystem erfolgte die Alterungsüberwachung im Beurteilungszeitraum im Rahmen der Wartung und der Funktionstests. Die Erstellung eines Steckbriefs für dieses System ist vom KKL bis Ende 2008 vorgesehen.

### Gesamtbewertung

Im Beurteilungszeitraum wurden zwei Anlagenänderungen im System XK durchgeführt, die beide die Ertüchtigung der 1E-klassierten MOV betrafen (Einbau von Messmodulen sowie Verbesserung und

Vereinheitlichung der Leittechnik). Durch die regelmässige Instandhaltung und die Durchführung der Funktionstests wird sichergestellt, dass das System im Anforderungsfall auslegungsgemäss funktioniert und sein Schutzziel erfüllt.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Durch die erfolgreiche Durchführung der Funktionstests am System zur gefilterten Druckentlastung wurde die Einhaltung der Vorgaben aus der TSL sowie den technischen Richtlinien und damit die Umsetzung des Standes von Wissenschaft und Technik nachgewiesen. Daher bewertet die HSK die Betriebserfahrung als gut und den Umfang der Funktionstests als ausreichend.

### Wiederholungsprüfprogramme

Das Wiederholungsprüfprogramm für das System zur gefilterten Containment-Druckentlastung wird von der HSK nach dem bisherigen Kenntnisstand als vollständig und angemessen bewertet.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Die in 1998 festgestellte Leckage an der Klappe 11XK10S002 sowie die nachfolgenden Massnahmen wurden bereits im Kapitel 6.4.4 bewertet.

### TSL-Änderungen

Die Zuverlässigkeit des Systems zur gefilterten Druckentlastung wurde durch die Verlegung der Kalibrierung von der JHR in den Anlagenbetrieb nicht negativ beeinflusst.

### Alterungsüberwachung

Der HSK wurde der AÜP-Steckbrief zum System XK Ende 2008 eingereicht. Demnach wurden auf Basis der Auswertung der anlagenspezifischen wie auch der externen Betriebserfahrung keine Schädigungsmechanismen identifiziert, die zu einer Beeinträchtigung der Sicherheitsfunktion des Systems XK führen können.

### Gesamtbeurteilung

Die HSK bewertet das Funktions- und Wiederholungsprüfprogramm im KKL als gut und dem Stand der Technik entsprechend. Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung bei den Funktionstests zum Ergebnis, dass das System zur gefilterten Containment-Druckentlastung im Beurteilungszeitraum uneingeschränkt verfügbar war und dies auch in Zukunft zu erwarten ist.

## **6.5 Reaktorüberwachung**

Die Reaktorüberwachung umfasst sicherheitsleittechnische Einrichtungen, die bei Erreichen von Sicherheitsgrenzwerten eine automatische Auslösung von Sicherheitssystemen und zugehöriger Hilfssysteme zur Störfallbeherrschung einleiten und die den Reaktoroperatoren die für die Störfallverfolgung wesentlichen Informationen über den Zustand der Anlage übermitteln. Die Leittechnik der Sicherheitssysteme wie auch jene der Hilfssysteme ist mit Ausnahme des Reaktorschutz- und Isolationssystems, deren Ausführung in Relaisstechnik besteht, mit festverdrahteten elektronischen Steuerungssystemen ausgeführt.

## **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die Beurteilung der sicherheitsleittechnischen Einrichtungen erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung innerhalb des Beurteilungszeitraumes und konzentriert sich darauf, inwieweit die praktizierte Überwachung und Prüfung eine vorausschauende Erkennung von Schwachstellen sicherstellt und wie sich Änderungen auf die Verfügbarkeit der leittechnischen Einrichtungen auswirkten.

### **6.5.1 Sicherheitsleittechnik**

#### **6.5.1.1 Reaktorschutz- und Isolationssystem (YZ, YB-NS4)**

Das Reaktorschutzsystem (RPS, Reactor Protection System) überwacht wichtige Anlagen- und Prozessgrößen und leitet beim Überschreiten der vorgegebenen Grenzwerte die Schnellabschaltung des Reaktors ein, um die Anlage vor unzulässigen Transienten zu schützen, die Auswirkungen von Störfällen zu mildern und Schäden an den Brennstoffhüllrohren zu vermeiden. Das Isolationssystem verhindert durch die Anregung der Gebäudeabschlussarmaturen den Austritt radioaktiver Stoffe im Falle von Kühlmittelverluststörfällen.

### **Angaben des KKL**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die gemäss TSL regelmässig durchgeführten Funktionstests zeigten bis auf drei Abweichungen, welche gemäss Richtlinie HSK-R-15 als Vorkommnisse der Kategorie U eingestuft wurden, die zuverlässige Funktion des Reaktorschutz- und Isolationssystems.

Zwei aufgetretene Störungen standen in Zusammenhang mit den Stellungsschaltern der Frischdampfisolationsarmaturen. Als Abhilfemassnahme wurden im Jahre 2002 die 16 MSIV-Stellungsschalter durch einen hinsichtlich Wärmebeständigkeit verbesserten Typ desselben Lieferanten ersetzt.

Die dritte Störung war auf eine im elektrisch nicht klassierten Bereich infolge eines Fabrikationsfehlers aufgetretene Relaisfehlfunktion zurückzuführen und wurde durch einen Relaisaustausch behoben.

#### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Die im Beurteilungszeitraum durchgeführten Änderungen dienten insbesondere der Anpassung an die Leistungserhöhung, der Verbesserung der Betriebssicherheit durch die Implementation zusätzlicher SRI-Auslösekriterien, der Optimierung von Transmitterdämpfungen, dem Ersatz von Komponenten und der Behebung von Schwachstellen bezüglich die Beleuchtung in den MG-Set-Antriebsräumen und der Sammelalarmierung der Bypassventil-Kontaktüberwachungen.

#### TSL-Änderungen

Die TSL erfuhr Änderungen aufgrund der Leistungserhöhung auf 114,7 % der ursprünglichen thermischen Reaktorleistung und aufgrund der Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate. Hiervon betroffen waren die Einstellwerte des prozentualen Leistungssignals zur Überbrückung der OE-SCRAM-Auslösungen, die Grenzwerte „Niveau hoch“ und „DAK-Temperatur hoch“ zur Auslösung der automatischen Reaktorschneellabschaltung sowie diverse Intervalle zur Ausführung von Kanalfunktionstests und Transmitterkalibrierungen.

## Gesamtbewertung

Das KKL bewertet die Funktionstüchtigkeit des Reaktorschutz- und Isolationssystems aufgrund der regelmässig durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und Funktionstests als sichergestellt, so dass die auslegungsgemässe Funktion auch weiterhin gewährleistet werden kann.

Bei den sicherheitsrelevanten Funktionsanforderungswerten besteht eine zu bereinigende Inkonsistenz zwischen der zulässigen Signalverzögerungszeit des Reaktorschutzsystems von 50 ms, wie sie zur Auslösung der Reaktorschnellabschaltung durch das Neutronenflussmesssystem in den Sicherheitsanalysen verwendet wird, und dem in der TSL in Tab. 3.3 A festgelegten Wert von 90 ms. Diese wird im Rahmen des zurzeit laufenden Setpoint Control Programms behoben.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Der Nachweis der auslegungsgemässen Funktionstüchtigkeit des Reaktorschutz- und Isolationssystems wurde durch die geringe, gegenüber der Vorperiode niedrigere Anzahl Störungen erbracht. Dabei war zudem kein Verlust von Sicherheitsfunktionen zu verzeichnen.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Mit den durchgeführten Änderungen wurden Verbesserungen hinsichtlich der Vermeidung einer unerwünschten Systemanregung oder Fehlinterpretationen bei Sammelalarmanregungen erzielt. Mit dem aufgrund von Geräteabkündigungen erfolgenden sukzessiven Ersatz der SCRAM- und SRI-Auslöserelais einer neuen Baureihe wird die zuverlässige Systemfunktion weiterhin gewährleistet und die hohe Systemverfügbarkeit aufrechterhalten.

Die Implementierung zusätzlicher SRI-Auslösungen dienen bei einem Ausfall beider Hochdruckvorwärmerstränge der Beherrschung sehr unwahrscheinlicher Transienten mit langsamer Abnahme der Speisewassertemperatur sowie bei einem Ausfall beider Reaktorumwälzpumpen der Vermeidung von Kerninstabilitäten.

### TSL-Änderungen

Die im Rahmen der Leistungserhöhung und der Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate vorgenommenen Anpassungen von Grenzwerten und Prüfintervallen zeigen keine negativen Auswirkungen auf die Betriebsbereitschaft und Funktion der Messkanäle.

### Gesamtbeurteilung

Das Vorgehen zur Bereinigung der Diskrepanz zwischen den in den Sicherheitsanalysen und in der TSL festgelegten Funktionsanforderungswerten an die Signalverzögerungszeit des Reaktorschutzsystems zur Auslösung der Reaktorschnellabschaltung durch das Neutronenflussmesssystem kann aus Sicht der HSK akzeptiert werden. Die bisher periodisch durchgeführten Antwortzeitmessungen haben gezeigt, dass in Wirklichkeit auch der den Sicherheitsanalysen zugrunde gelegte, in geringem Masse restriktivere Wert nicht überschritten wird.

Aufgrund der dargelegten Betriebserfahrung gelangt die HSK zum Ergebnis, dass das Reaktorschutz- und Isolationssystem eine sehr hohe Verfügbarkeit aufweist, da die Auslösung der SCRAM- und Isolationsfunktionen auch infolge von Komponentenstörungen zu keiner Zeit beeinträchtigt waren. Es kann erwartet werden, dass diese Systemverfügbarkeit auch in Zukunft gewährleistet bleibt.

### 6.5.1.2 Steuerstab-Fahr- und -Anzeigesystem YV00

Das Steuerstab-Fahr- und -Anzeigesystem (RC & IS, Rod Control and Information System) erfüllt eine betriebliche Funktion und mehrere Sicherheitsfunktionen. Im Rahmen seiner betrieblichen Funktion liefert das System dem Reaktoroperator Information über die Stellung der Steuerstäbe, damit dieser die gewünschte Reaktorleistung erreichen und eine sichere Neutronenflussverteilung im Reaktor-Kern gewährleisten kann. Die sicherheitsrelevanten Funktionen dienen dazu, die Steuerstab-Fahrbefehle zu begrenzen. Diese Begrenzungen dienen erstens dazu, im Niedrig-Leistungsbereich die korrekte Anfahr-Sequenz sicherzustellen und dadurch einen Steuerstabausfall (Control Rod Drop Accident) zu verhindern. Zweitens verhindern die Begrenzungen ein Dauer-Ausfahren einzelner Steuerstäbe (Continuous Drive) aus der vorgegebenen Sequenz (Rod Withdrawal Error). Drittens erzeugt das System Fahrverriegelungen (Rod Blocks), um die Einhaltung der Brennelement-Auslegungsgrenzen sicherzustellen und Kernverletzungen sowie Gefahren für Personen und Einrichtungen auszuschliessen, beispielsweise Stabverriegelungen durch Neutronenfluss-Grenzwerte in Abhängigkeit der Reaktorleistung und Verriegelungen aufgrund von Bewegungen der Brennelementwechsellaschine.

#### Angaben des KKL

##### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Im Beurteilungszeitraum trat im Bereich Steuerstab-Fahr- und -Anzeigesystems ein meldepflichtiges Vorkommnis auf. Bei einem in die Kategorie B eingestuften Ereignis fiel am 29. Mai 2001 das Steuerstab-Steuer- und Informationssystem (RC & IS) aus (Ereignis 2001-08). Dieser Ausfall bewirkte, dass einerseits die Steuerstäbe nicht mehr gefahren werden konnten und andererseits deren Positionen nicht mehr angezeigt wurden. Die Störungssuche ergab, dass die Störung durch einen defekten Transformator in der Anspeisung der Transponderkarten verursacht worden war. Der Transformator wurde in der Folge ausgetauscht und das RC & IS konnte wieder eingeschaltet werden. Nach dem Einschalten wurde bemerkt, dass in der Zwischenzeit der Steuerstab 38-35 von Pos. 48 auf Pos. 32 und der Steuerstab 30-31 von Pos. 48 auf Pos. 24 in den Reaktorkern eingefahren waren. Das Einfahren der Steuerstäbe war während der Störungssuche durch eine defekte Transponderkarte ausgelöst worden. Offenbar war diese Transponderkarte zu unbestimmter Zeit mechanisch beschädigt worden. Um dies in Zukunft zu verhindern, wurde das Handling von Karten verbessert. Die Kontrolle des Reaktor-Betriebszustandes durch den Nuklear-Ingenieur zeigte, dass keine Verletzung der thermischen Kernlimiten erfolgt war. Die Schnell-Abschaltfunktion (Scram) war durch das Ereignis nicht betroffen.

Die gemäss TSL regelmässig durchgeführten Funktionstests zeigten bis auf eine Störung, welche jedoch nicht der behördlichen Meldepflicht unterlag, während der gesamten Berichtsperiode kein funktionsbeeinträchtigendes Fehlverhalten. Die hier notwendigen Korrekturmassnahmen, nämlich die Überprüfung und Austausch von insgesamt 12 Transponderkarten wurden gemäss der in der TSL festgelegten Reparaturzeit fristgerecht umgesetzt.

##### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Im Beurteilungszeitraum nahm das KKL infolge sporadisch auftretender Störungen interne Abklärungen zur Verbesserung der sicherheitstechnisch unklassierten Spannungsversorgung der Transponderkarten vor. Im Rahmen der Anlagenänderung AE2005-0033 beschaffte das KKL einen leistungsstärkeren Haupttransformator zur Versorgung des Anspeiseschranke für das Steuerstab-, Fahr- und Anzeigesystem und das Stabantriebsteuersystem, um auf die Stabilisierungstransfor-

matoren verzichten zu können, die zu den genannten Störungen beigetragen hatten. Seit dem Jahr 2004 stehen drei neue, bezüglich Temperaturbeständigkeit höher qualifizierte Transponderkarten des Ursprungslieferanten im Einsatz.

### TSL-Änderungen

Die TSL erfuhr Änderungen aufgrund der Zusammenlegung der Kalibrierarbeiten mit der Durchführung von Kanalfunktionstests und der Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate. Hier-von betroffen waren die in der Tabelle 4.3 H der TSL festgehaltenen Intervalle zur Ausführung von Kanalkalibrierungen, welche die Steuerstabverriegelung durch die APRM-, Umwälzmenge- und SCRAM-Ablassbehälter-Niveau-Messkanäle betreffen.

### Gesamtbewertung

Das KKL bewertet die Funktionstüchtigkeit des Steuerstab-, Fahr- und Anzeigesystems aufgrund der regelmässig durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und Funktionstests als sichergestellt, so-dass die auslegungsgemässe Funktion auch weiterhin gewährleistet werden kann. Die festgestellte Störungsanfälligkeit betreffend die Spannungsversorgung der Transponderkarten wird durch den Er-satz des Haupttransformators verbessert. Ein mit dem Ursprungslieferanten geplantes System-Up-grade dient ebenfalls der Störungsminimierung sowie der Sicherstellung der Ersatzteilhaltung.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die zum Nachweis der auslegungsgemässen Funktionstüchtigkeit des Steuerstab-, Fahr- und Anzei-gesystems durchgeführten Funktionstests bestätigen die hohe Verfügbarkeit des Systems. Hierbei wirkt sich der hohe Selbstüberwachungsgrad des Systems positiv aus.

Die während der Berichtsperiode aufgetretenen Störungen wurden hauptsächlich infolge der bezüg-lich Spannungsversorgung sensiblen Transponderkarten verursacht. Dabei war die Schnellabschalt-funktion stets verfügbar und die thermischen Kernlimiten wurden eingehalten. Dies gilt auch für das Ereignis vom 29. Mai 2001, bei dem während der Störungsbehebung zwei Kontrollstäbe in den Kern einführen.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Mit den drei neu eingesetzten Transponderkarten sind seit deren Einsatzdatum im Jahre 2004 keine Störungen verzeichnet worden.

### TSL-Änderungen

Mit den aus der Zusammenlegung der Kalibrierarbeiten mit der Durchführung von Kanalfunktions-tests und der Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate geänderten Intervallen zur Ausführung von Kanalkalibrierungen wurde keine verminderte Funktionstüchtigkeit in Bezug auf Aus-lösungen von Stabfahrverriegelungen festgestellt.

### Gesamtbeurteilung

Mit den aus der Betriebserfahrung gewonnenen Ergebnissen wird grundsätzlich die gute Verfügbar-keit des Steuerstab-, Fahr- und Anzeigesystems aufgezeigt. Sporadisch aufgetretene Störungen hauptsächlich im Zusammenhang mit den Transponderkarten führten auslegungsgemäss zu einem

Steuerstabbetrieb, sodass das vorgegebene Stabmuster eingehalten wurde. Mit der vom KKL im Jahr 2006 vorgenommenen Verbesserung im Bereich der nichtklassierten Transponderkarten-Spannungsversorgung wie auch der Ersatzteilbeschaffung von Transponderkarten hat das KKL die Voraussetzungen geschaffen, dass ein sicherer Betrieb des Steuerstab-, Fahr- und Anzeigesystems gewährleistet bleibt.

### **6.5.1.3 Steuerung der Kernnotkühlsysteme**

Nachfolgend wird die Betriebserfahrung der sicherheitsleittechnischen Einrichtungen zur Initialisierung der vorhandenen Kernnotkühlsysteme (ECCS, Emergency Core Cooling Systems) mit ihren Notkühlwassersystemen dargelegt und bewertet.

#### 6.5.1.3.1 Hochdruck-Kernsprühsystem TJ

Die Funktionen des Systems TJ (HPCS, High Pressure Core Spray) sind im Kapitel 6.7.2 beschrieben. Im Folgenden werden nur die Aspekte der ECCS-Steuerung behandelt.

### **Angaben des KKL**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die gemäss TSL regelmässig durchgeführten Funktionstests zeigten, bis auf drei Abweichungen, welche zu gemäss Richtlinie HSK-R-15 der Kategorie U zugeordneten Vorkommnissen führten, die zuverlässige Funktion des Hochdruckkernsprüh- inklusive seines zugehörigen Notkühlwassersystems.

Zwei der aufgetretenen Störungen standen ursächlich in Zusammenhang mit einem Verdrahtungsfehler innerhalb der Signalarangierung. Dieser führte zum verfrühten Umschalten auf die Ansaugung von der Druckabbaukammer resp. durch die Zu-Endschalterfehlstellung eines Testschiebers zur Verhinderung des manuellen Öffnungsvorganges zur Laufzeitmessung des DAK-Saugerschiebers. Die dritte Störung wurde durch einen defekten Logikbaustein im Initialisierungspfad des Notkühlwassersystems während dem Test einer manuellen Umschaltung vom Probe- in den Notbetrieb hervorgerufen. Eine Beeinträchtigung der Sicherheitsfunktion lag jedoch bei keiner dieser Störungen vor.

#### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden Änderungen vorgenommen, welche Verbesserungen bezüglich der Systemüberwachung, die konsequente Trennung zwischen elektrisch klassierten und unklassierten Versorgungsschienen, die Sammelalarmbildung sowie die Verminderung von möglichen Fehlanregungen bei der Ausführung von Kanalfunktionstests beinhalteten.

#### TSL-Änderungen

Die TSL erfuhr Änderungen aufgrund der Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate. Hiervon betroffen waren die im Kapitel 3.3.C der TSL festgehaltene Hochdruck-Kernsprühsystem-Ansprechzeit, diverse in den Tabellen 4.3.C und 4.3.J.3 festgehaltenen Kalibrierintervalle, sowie die gemäss Kapitel 4.5.A festgelegten Intervalle zur Ausführung wiederkehrender ECCS-Gesamttests.

#### Gesamtbewertung

Das KKL bewertet die Funktionalität der leittechnischen Einrichtungen zur Steuerung des Hochdruck-Kernsprühsystems – unter Berücksichtigung der im Beurteilungszeitraum durchgeführten Anlagen-

änderungen zur Erhöhung der Zuverlässigkeit – aufgrund der regelmässig durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und Funktionstests als sichergestellt. Die zuverlässige Aufrechterhaltung der leittechnischen Funktionalität wird auch weiterhin erwartet.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit der leittechnischen Einrichtungen des Hochdruck-Kernsprühsystems durchgeführten Funktionstests weisen auf eine hohe Zuverlässigkeit dieser Einrichtungen hin. Die durch Störungen an leittechnischen Geräten aufgetretenen Ereignisse wiesen weder auf Mängel in der Auslegung noch auf eine Beeinträchtigung der in einem Anforderungsfall notwendigen Systemverfügbarkeit zur Erfüllung der auslegungsgemässen Sicherheitsfunktion hin.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Die im leittechnischen Bereich vollzogenen Änderungen dienten nebst der Gewährleistung der Systemfunktion vornehmlich dem Erhalt einer hohen Systemverfügbarkeit ohne Änderung der Systemauslegung.

### TSL-Änderungen

Mit den aus der Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate geänderten Intervallen zur Ausführung von Messkanalkalibrierungen und Systemfunktionstests wurden keine verminderte Funktionstüchtigkeit bei der Instrumentierung und Steuerlogik festgestellt.

### Gesamtbeurteilung

Auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung geht die gewährleistete hohe Zuverlässigkeit der leittechnischen Einrichtungen des Hochdruck-Kernsprühsystems hervor. Infolge der geringen Störanfälligkeit, der sichergestellten Ersatzteilkhaltung und den wiederkehrenden Instandhaltungsmassnahmen ist dies auch für die weitere Berichtsperiode zu erwarten.

#### 6.5.1.3.2 Niederdruck-Kernsprühsystem TK

Die Funktionen des Systems TK (LPCS, Low Pressure Core Spray) sind im Kapitel 6.7.3 beschrieben. Im Folgenden werden nur die Aspekte der ECCS-Steuerung behandelt.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Während des gesamten Berichtszeitraumes wurden bei den gemäss TSL regelmässig durchgeführten Funktionstests keine Unregelmässigkeiten mit sicherheitstechnischer Relevanz festgestellt. Damit ist die uneingeschränkte Funktionstüchtigkeit der leittechnischen Einrichtungen aufgezeigt.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Grundsätzlich wurden im Beurteilungszeitraum keine wesentlichen, die leittechnische Auslegung tangierenden Änderungen vorgenommen.

### TSL-Änderungen

Die TSL erfuhr Änderungen aufgrund der Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate. Hiervon betroffen waren der im Kapitel 2.2.C.1a der TSL festgehaltene Reaktorfülltand-1-Grenzwert zur Systemauslösung, die gemäss Kapitel 4.3.C festgelegte Ansprechzeit, diverse in den Tabellen 4.3.C und 4.3.J.1 festgehaltenen Kalibrierintervalle sowie die gemäss Kapitel 4.5.A aufgeführten Intervalle zur Ausführung wiederkehrender ECCS-Gesamttests.

### Gesamtbewertung

Das KKL bewertet die Funktionalität der leittechnischen Einrichtungen zur Steuerung des Niederdruck-Kernsprühsystems aufgrund der regelmässig durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und Funktionstests als sichergestellt. Die Aufrechterhaltung der zuverlässigen leittechnischen Funktionalität wird auch weiterhin erwartet.

### **Beurteilung der HSK**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit der leittechnischen Einrichtungen des Niederdruck-Kernsprühsystems durchgeführten Funktionstests weisen auf eine hohe Zuverlässigkeit dieser Einrichtungen hin. In der gesamten Bewertungsperiode wurden keine Störungen an leittechnischen Geräten verzeichnet, sodass zu keiner Zeit eine Beeinträchtigung der in einem Anforderungsfall notwendigen Systemverfügbarkeit bestanden hat.

#### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Im leittechnischen Bereich wurden keine sicherheitsrelevanten Änderungen aufgrund von Mängeln in der Systemauslegung vorgenommen.

### TSL-Änderungen

Im Zusammenhang mit den wegen der Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate geänderten Intervallen zur Ausführung von Messkanalkalibrierungen und Systemfunktionstests sind keine Verminderungen der Funktionstüchtigkeit der Instrumentierung und der Steuerlogik festzustellen.

### Gesamtbeurteilung

Aufgrund der dargelegten Betriebserfahrung gibt es unter Berücksichtigung der periodisch ausgeführten Funktionstests und Instandhaltungsmassnahmen keine Hinweise, welche die auch in Zukunft zu erwartende hohe Zuverlässigkeit der leittechnischen Einrichtungen des Niederdruck-Kernsprühsystems in Frage stellen würde.

#### 6.5.1.3.3 Nach- und Notkühlsystem TH

Die Funktionen des Systems TH sind im Kapitel 6.7.4 beschrieben. Im Folgenden werden nur die Aspekte der ECCS-Steuerung behandelt.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Aus den während des gesamten Berichtszeitraumes gemäss TSL regelmässig durchgeführten Funktionstests resultierten keine Beanstandungen.

Am 11. Juni 2005 führte während der Jahresrevision der Defekt einer Grenzwertmeldeeinheit zum etwa 3-stündigen Ausfall des betrieblich zur Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor eingesetzten TH-Strangs der Division 21. Der Sachverhalt war gemäss Richtlinie HSK-R-15 ein Vorkommnis der Kategorie U.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden Änderungen vorgenommen, welche einer verbesserten Systemüberwachung und Alarmierung sowie der Verminderung von möglichen Fehlanregungen bei der Ausführung von Kanalfunktionstests dienten.

In den Jahren 1990-1997 wurde die Druck- und Saugleitung TH24Z001 für die Kühlung des Kompaktlagers installiert. Diese Massnahme dient der Verkürzung der Revisionszeit in Fällen, in denen sich die ganze Kernladung von 648 Brennelementen in den Kompaktlagergestellen befindet. Die Kühlung wurde komplett dem RHR-System übertragen. Diese Änderung stellte eine Auslegungsänderung des Systems TH dar. Sie umfasste einen leittechnischen und einen maschinentechnischen Teil.

### TSL-Änderungen

Die TSL erfuhr Änderungen aufgrund der Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate. Hiervon betroffen waren der im Kapitel 2.2.C der TSL festgehaltene Reaktorfüllstand-1-Grenzwert zur Systemauslösung, Kalibrierintervalle verschiedener Anregekreise (Kapitel 4.3.B und 4.3.C) und Instrumentierungen (Tabellen 4.3.J.1, 4.3.K, 4.6.P).

### Gesamtbewertung

Das KKL bewertet die Funktionalität der leittechnischen Einrichtungen zur Steuerung des Not- und Nachkühlsystems aufgrund der regelmässig durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und Funktionstests als sichergestellt. Die Aufrechterhaltung der zuverlässigen leittechnischen Funktionalität wird auch weiterhin erwartet.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Bei den zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit der leittechnischen Einrichtungen des Not- und Nachkühlsystems durchgeführten Funktionstests traten in keinem Falle Beanstandungen auf. Damit wird die uneingeschränkt hohe Zuverlässigkeit dieser Einrichtungen aufgezeigt.

Der Defekt einer Grenzwertmeldeeinheit wurde gemäss Richtlinie HSK-R-15 als Vorkommnis der Kategorie U eingestuft. Um weiteren Zufallsausfällen vorzubeugen, sind auf allen baugleichen im leittechnisch klassierten Bereich eingesetzten Grenzwertmeldeeinheiten die zugehörigen Eingangskondensatorbauelemente vorbeugend ersetzt worden.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Im leittechnischen Bereich wurden keine sicherheitsrelevanten Änderungen aufgrund von Mängeln in der Systemauslegung vorgenommen.

Bei der Einbindung einer neuen Kühlleitung zur Kühlung des Kompaktlagers im oberen Brennelementbecken innerhalb des Containments sind neue Becken-Niveaumessungen, Alarmmeldungen und Saugdrucküberwachungen aller Niederdruckkernnotkühlpumpen in die strangzugehörigen Mess- und Steuerkreise implementiert worden. Die leittechnischen Verriegelungen und Auslösungen wurden nicht verändert. Zugleich wurde gegenüber der mit den RHR-Strängen A oder B möglichen Beckenkühlfunktion, welche bei der Auslagerung des gesamten Reaktorkerns während eines Brennelementwechsels erforderlich ist, der vorrangigen Auslösung der LPCI-Funktion die notwendige Beachtung geschenkt.

### TSL-Änderungen

Im Zusammenhang mit den wegen der Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate geänderten Intervallen zur Ausführung von Messkanalkalibrierungen und Systemfunktionstests sind keine Verminderungen der Funktionstüchtigkeit der Instrumentierung und der Steuerlogik festzustellen.

### Gesamtbeurteilung

Aufgrund der dargelegten Betriebserfahrung gibt es unter Berücksichtigung der auch in veränderten Intervallen wiederkehrend ausgeführten Logikfunktions-, Kanalfunktions- und Systemfunktionstests keine sicherheitsrelevanten Beanstandungen zu den leittechnischen Einrichtungen. Es sind keine Hinweise aus zwingenden Änderungsbegehren oder Instandhaltungsmassnahmen erkennbar, die gegen eine mögliche Aufrechterhaltung der hohen Zuverlässigkeit dieser Einrichtungen des Not- und Nachkühlsystems spricht.

#### 6.5.1.3.4 Automatisches Druckabbausystem

Das automatische Druckabbausystem (ADS, Automatic Depressurization System) gewährleistet beim Auftreten kleiner Lecks innerhalb des Drywells und nicht auslegungsgemäsem Funktionieren des Hochdruck-Kernsprühsystems das schnelle, kontrollierte Entlasten des Reaktordruckgefässes auf ein Druckniveau, das den Niederdruck-Kernnotkühlssystemen das Einspeisen ermöglicht. Für die automatische Druckabbaufunktion werden acht der sechzehn Sicherheits-/Entlastungsventile geöffnet.

### **Angaben des KKL**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die gemäss TSL regelmässig durchgeführten Funktionstests zeigten mit Ausnahme einer Abweichung, die ein meldepflichtiges Vorkommnis darstellte, die zuverlässige Funktion der den Divisionen 11, 21, 51, und 61 zugeordneten Initialisierungskanäle für die automatische Druckentlastungsfunktion. Die oben erwähnte Störung konnte auf einen defekten Transistor eines Speichergerätes zurückgeführt werden.

#### Anlagenänderungen

Im Beurteilungszeitraum wurden Änderungen vorgenommen, welche der Behebung konzeptioneller Abweichungen oder der Erfüllung von Auflagen im Rahmen der Leistungserhöhung dienten. So wur-

de die manuelle Auslösung der ADS-Funktion mit den Druckwerten der LPCI/LPCS-Pumpen, entsprechend der automatischen Auslösung verriegelt. Eine zweite Anlagenänderung sollte die automatische Verhinderung der ECCS-ADS-Auslösung im Falle einer Natriumpentaborateinspeisung beim auslegungüberschreitenden ATWS-Störfall gewährleisten.

### TSL-Änderungen

Die TSL erfuhr leichte Änderungen aufgrund der Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate. Hiervon betroffen waren die im Kapitel 2.2.G der TSL festgehaltenen Grenzwerte „Reaktorfüllstand 1<sup>78</sup>“ und „DAK-Temperatur zu hoch“ zur Auslösung des automatischen Druckabbausystems, diverse im Kapitel 4.3.G festgelegte Kalibrierintervalle der zugehörigen Messkanalkalibrierungen sowie die im Kapitel 4.5.A festgelegten Intervalle zur Ausführung wiederkehrender Logik- und Systemfunktionstests.

### Gesamtbewertung

Das KKL bewertet die Funktionalität der leittechnischen Einrichtungen zur Initialisierung der automatischen Druckentlastungsfunktion aufgrund der regelmässig durchgeführten wiederkehrenden Prüfungen als sichergestellt.

Bezüglich der sicherheitsrelevanten Funktionsanforderungswerte besteht eine zu bereinigende Inkonsistenz zwischen der in den Sicherheitsanalysen vorausgesetzten Verzögerungszeit der SEHR-ADS-Auslösung ( 110 s) und dem in der TSL unter 2.2.G (120 s  $\pm$ 5 s) festgelegten Wert. Dasselbe trifft für die ECCS-ADS Auslösung zu, wobei hier den Analysen eine Ansprechverzögerung von 105 s zugrunde gelegt wird und der in der TSL gemäss Tabelle 2.2.C erlaubte Wert 117 s beträgt. Diese Inkonsistenzen werden im Rahmen des zurzeit laufenden Setpoint-Control-Programms behoben.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die zum Nachweis der auslegungsgemässen Funktionstüchtigkeit der leittechnischen Einrichtungen des automatischen Druckabbausystems durchgeführten wiederkehrenden Funktionstests zeigen die hohe Zuverlässigkeit dieser Einrichtungen auf. Das in einem Fall durch einen Defekt an einem elektronischen Bauelement aufgetretenen Ereignis wies weder auf Mängel in der Auslegung noch auf eine Beeinträchtigung der in einem Anforderungsfall erforderlichen Sicherheitsfunktion hin.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Die im leittechnischen Bereich vollzogenen Anlagenänderungen dienten insbesondere der Gewährleistung der Systemfunktion und Entlastung des Bedienpersonals bei auslegungüberschreitenden Störfallsituationen.

### TSL-Änderungen

Mit den aus der Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate geänderten Intervallen zur Ausführung von Messkanalkalibrierungen resp. Funktionstests wurde keine verminderte Funktionstüchtigkeit bei der Instrumentierung resp. Steuerlogik festgestellt.

---

<sup>78</sup> RDB-Füllstand 0,42 m oberhalb Reaktorkern

## Gesamtbeurteilung

Das Vorgehen zur Bereinigung der Inkonsistenzen zwischen den in den Sicherheitsanalysen vorausgesetzten und den in der TSL geforderten Signalverzögerungszeiten der ECCS- und SEHR-ADS-Auslösungen kann aus Sicht der HSK akzeptiert werden. Da die eingestellte Verzögerungszeit der ECCS-ADS-Auslösung mit 105 s der Vorgabe entspricht, liegt kein nichtanalysierter Zustand vor.

Auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung geht die gewährleistete hohe Zuverlässigkeit der leittechnischen Einrichtungen hervor. Infolge der geringen Störanfälligkeit, der sichergestellten Ersatzteilhaltung und den wiederkehrenden aber auch vorbeugenden Instandhaltungsmassnahmen wie das „burn-in“, d. h. das zur Verhinderung von Frühausfällen praktizierte Voraltern von neu einzusetzenden Geräten, ist von keiner Verminderung der zuverlässigen Funktionalität der leittechnischen Einrichtungen auszugehen.

### 6.5.1.3.5 Notstandssystem TF

Die Funktionen des Notstandssystems (SEHR, Special Emergency Heat Removal) sind im Kapitel 6.7.5 beschrieben. Im Folgenden werden nur die Aspekte der ECCS-Steuerung behandelt.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die gemäss TSL regelmässig durchgeführten Funktionstests zeigten, bis auf eine Abweichung, welche gemäss Richtlinie HSK-R-15 als meldepflichtiges Vorkommnis der Kategorie B eingestuft wurde, die zuverlässige Funktion der den Divisionen 51 und 61 zugeordneten Initialisierungskanäle für die automatische Auslösung der Containment- bzw. Containment- und Reaktorkernkühlung. Die oben erwähnte, während der Durchführung des 2-monatlichen Systemfunktionstests, zwecks Aufnahme der Grundwasserpumpenfördermenge der Div. 61 aufgetretene Störung führte zum vorbeugenden Austausch einer Antriebssteuerkarte.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden Änderungen vorgenommen, welche grundsätzlich die Systemüberwachung betrafen. Hierzu sind die neu implementierten Saugdrucküberwachungen, sowie die aufgrund unterschiedlicher Umgebungstemperaturen im Bereiche der Messleitungen bei den je SEHR-Division bestehenden vier Reaktorfüllstandsmessungen vorgenommenen Rekalibrierungen der Weitbereichsniveaumessungen zu nennen.

### TSL-Änderungen

Die TSL erfuhr leichte Änderungen aufgrund der Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate. Hiervon betroffen waren die im Kapitel 2.2.G der TSL festgehaltenen Grenzwerte „Reaktorfüllstand 1<sup>79</sup>“, „Reaktorfüllstand 8<sup>80</sup>“ und „DAK-Temperatur hoch“ zur Auslösung der SEHR-Kühlfunktionen, diverse in den Kapiteln 4.3.G, 4.5.A und 4.7.A festgelegte Intervalle der zugehörigen Messkanalkalibrierungen und Durchführung von Logikfunktionstests, sowie die in den Tabellen 4.3.G und

---

<sup>79</sup> RDB-Füllstand 0,42 m oberhalb Reaktorkern

<sup>80</sup> RDB-Füllstand 5,59 m oberhalb Reaktorkern

4.3.J.1 festgelegten Intervalle zur Ausführung wiederkehrender Kalibrierarbeiten für Auslösefunktionen sowie Temperatur- und Durchflussmesskanäle.

#### Gesamtbewertung

Das KKL bewertet die Funktionalität der leittechnischen Einrichtungen zur Initialisierung des Notstandssystems aufgrund der regelmässig durchgeführten wiederkehrenden Prüfungen als sichergestellt.

#### **Beurteilung der HSK**

##### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die zum Nachweis der auslegungsgemässen Funktionstüchtigkeit der leittechnischen Einrichtungen beider SEHR-Divisionen durchgeführten wiederkehrenden Funktionstests zeigen die hohe Zuverlässigkeit dieser Einrichtungen auf. Die im Falle einer Kontrolle der Grundwasserpumpenfördermenge einer Division aufgetretene Störungsursache konnte auch mittels nachfolgender Überprüfungen des Ansteuerungspfades der betroffenen Grundwasserpumpe nicht eruiert werden. Die Störung wies auf keine Mängel weder in der Auslegung noch auf die technische Ausführung des Steuergerätes hin.

##### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Die im leittechnischen Bereich vollzogenen Änderungen dienten insbesondere der Gewährleistung einer zuverlässigen Instrumentierung für die Überwachung des Notstandssystems.

##### TSL-Änderungen

Mit den aus der Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate geänderten Intervallen zur Ausführung von Messkanalkalibrierungen und Funktionstests wurde weder bei der Instrumentierung noch bei der Initialisierungslogik eine verminderte Funktionstüchtigkeit festgestellt.

##### Gesamtbeurteilung

Aus der dargelegten Betriebserfahrung geht die gewährleistete hohe Zuverlässigkeit der leittechnischen Einrichtungen hervor. Infolge der geringen Störanfälligkeit und der sichergestellten Ausführung wiederkehrender Prüfungen und Instandhaltungsmassnahmen ist von keiner Verminderung der zuverlässigen Funktionalität der leittechnischen Einrichtungen des Notstandssystems auszugehen.

#### 6.5.1.3.6 Reaktorkernisolations-Kühlsystem TM

Die Funktionen des Systems TM (RCIC, Reactor Core Isolation Cooling) sind im Kapitel 6.7.1 beschrieben. Im Folgenden werden nur die Aspekte der ECCS-Steuerung behandelt.

#### **Angaben des KKL**

##### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die gemäss TSL regelmässig durchgeführten Funktionstests zeigten mit Ausnahme von sechs Störungen ein korrektes Betriebsverhalten. Die im Rahmen von Funktionstests aufgetretenen Störungen waren meldepflichtige Vorkommnisse. Vier dieser Vorkommnisse wurden gemäss Richtlinie HSK-R-15 als Vorkommnis der Kategorie B zugeordnet, weil das System im Anforderungsfall nicht funktioniert hätte, zwei Vorkommnisse wurden der Kategorie U zugerechnet, weil die betroffenen Aggregateschutzkriterien im Anforderungsfall überbrückt worden wären und das System verfügbar ge-

wesen wäre. Aus den jeweils vorgenommenen Störursachenermittlungen war in vier Fällen das negative Testergebnis auf den Defekt einer leittechnischen Baugruppe zurückzuführen. Betroffen waren Baugruppen einer Logikkarte (Und-Glied), einer Signal-Blocker-Funktionseinheit, einer Armaturen-Antriebsteuerkarte sowie eines für den RCIC-Turbinenhochlauf benötigten Signal-Rampengenerators zur Bildung des Drehzahlollwertes. Zusätzlich zum erwähnten Ausfall der Logikkarte ist der während der diesbezüglichen Störungsabklärungen festgestellte Wendepolwicklungsdefekt beim Antriebsmotor der RCIC-Einspeisearmatur zu nennen. Mittels Austausch der defekten Komponenten wurde die Funktionstüchtigkeit der leittechnischen Komponenten jeweils wiederhergestellt. Dies gilt ebenso für die bei den restlichen zwei Störungen notwendigen Korrekturmassnahmen zur Sicherstellung der im Anforderungsfall wirkenden Überbrückung der Drehmomentabschaltung bei der RCIC-Einspeisearmatur beziehungsweise zur Verminderung des Reibwiderstandes des RCIC-Turbinenregelventils.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Aufgrund der im Beurteilungszeitraum vorgenommenen Testauswertungen oder den vom Systemlieferanten empfohlenen Verbesserungsmassnahmen wurden Änderungen im Bereiche der leittechnischen Einrichtungen vorgenommen, welche insbesondere der Beseitigung von Schwachstellen dienten. Zu erwähnen sind die Nachrüstung einer Differenzdruckmessung zur verbesserten Überwachung des Regelventilzylinders des ölhydraulischen Regelventils während Funktionstests, die Anpassung von Tripsignalen, die Implementation von Zeitverzögerungsgliedern in der Ansteuerungslogik des Mindestmengenventils und eine zusätzliche Turbinendrehzahl-Signal-Verknüpfung mit der Saugdrucküberwachung zur korrekten Alarmierung bei nicht erfüllter Druckhaltung im Bereitschaftsbetrieb.

### TSL-Änderungen

Die TSL erfuhr leichte Änderungen aufgrund der eliminierten RCIC-Trip-Auslösung durch die „Saugdruck tief“-Überwachung. Hiervon betroffen waren die in der Tabelle 2.2.F der TSL festgelegten Einstellwerte „Reaktorfüllstand 2<sup>81</sup>“ und „Reaktorfüllstand 8<sup>82</sup>“ der Instrumentierung der Auslösung des Reaktorkernisoliations-Kühlsystems und die Tabellen 3.3.F und 4.3.F. Die Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate führte zu Anpassungen der in den Tabellen 4.3.B, 4.3.F und 4.3.J.1 festgelegten Intervalle der zugehörigen wiederkehrenden Messkanalkalibrierungen. Aufgrund einer Dokumentenüberprüfung wurde der im Kapitel 2.2.B festgelegte Einstellwert der Reaktorkernisoliations-Kühlsystem-Isolation angepasst.

### Gesamtbewertung

Das KKL bewertet die Funktionalität des RCIC-Systems allgemein aufgrund der durchgeführten Verbesserungsmassnahmen, insbesondere jedoch aufgrund der intensivierten Wartung als zufriedenstellend und rechnet zukünftig mit einer verminderten Störanfälligkeit.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die zum Nachweis der auslegungsgemässen Funktionstüchtigkeit der leittechnischen Einrichtungen des RCIC-Systems durchgeführten wiederkehrenden Funktionstests zeigen aus Sicht der leittechni-

---

<sup>81</sup> RDB-Füllstand 3,29 m oberhalb Reaktorkern

<sup>82</sup> RDB-Füllstand 5,59 m oberhalb Reaktorkern

schen Einrichtungen keine gravierenden Mängel auf. Die im Beurteilungszeitraum durch verschiedenartige leittechnische Baugruppen aufgetretenen Störungen können als Zufallsausfälle gewertet werden.

#### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Die im leittechnischen Bereich vollzogenen Anlagenänderungen dienten allesamt der Erhöhung und Gewährleistung eines zuverlässigen Verhaltens der Instrumentierung für die betriebliche Überwachung wie auch der Gewährleistung einer auslegungsgemässen Systemfunktion.

#### TSL-Änderungen

Aufgrund der im Zusammenhang mit Änderungen oder Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate geänderten Intervallen zur Ausführung von Messkanalkalibrierungen und Funktionstests sind weder bei der Instrumentierung noch bei der Initialisierungslogik Verschlechterungen der Funktionstüchtigkeit festzustellen.

#### Gesamtbeurteilung

Auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung geht die zuverlässige Funktion der leittechnischen Einrichtungen hervor. Unter Berücksichtigung der sichergestellten Ausführung wiederkehrender Prüfungen aber auch intensivierten Instandhaltungsmassnahmen im Bereiche der ölhydraulischen Regelungseinrichtungen ist von einer zuverlässigen Funktionalität der leittechnischen Einrichtungen des Reaktorkernisolations-Kühlsystems auszugehen.

### **6.5.2 Neutronenfluss-Instrumentierung**

Die Neutronenflussinstrumentierung liefert entsprechend den Anlagebetriebsarten kontinuierliche Information über den Neutronenfluss und die Reaktorleistung. Das Überschreiten von Grenzwerten führt zu Steuerstabfahrsperrern durch das Steuerstab-Überwachungssystem oder zu automatischen Reaktorabschaltungen durch das Reaktorschutzsystem, um die Einhaltung eines sicheren Abstandes zu den Belastungsgrenzen der Brennelemente zu gewährleisten.

#### **Angaben des KKL**

##### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die gemäss TSL regelmässig durchgeführten Funktionstests zeigten während der gesamten Berichtsperiode keine Abweichungen, welche als Vorkommnisse meldepflichtig gewesen wären. Somit funktionierte das Neutronenflussmesssystem zuverlässig.

Zwei Betriebssituationen im Bereich der Neutronenfluss-Instrumentierung galten gemäss Richtlinie HSK-R-15 als Vorkommnisse der Kategorie U. Im einen Fall kam es aufgrund einer Fehlbedienung der IRM-Kanal-A-Bereichsanwahl bei unterkritischem Reaktor zu einer SCRAM-Auslösung. Im anderen Fall lag während der JHR 2005 eine Fehlstellung eines IRM-Detektors wegen eines defekten Zahnritzels im Antriebsgetriebe vor.

##### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Der in den Jahren 1994/95 vorgenommene Ersatz von Kabel- und Steckermaterial der LPRM-, SRM- und IRM-Sonden diente der Aufrechterhaltung der Systemverfügbarkeit, sowie der Optimierung der radiologischen Arbeitsbedingungen unter dem Reaktordruckgefäss während einer Revisionsphase.

Im Rahmen einer Evaluation eines anderen Lieferanten zur Beschaffung von LPRM-Detektoren wurden im Jahre 1996 insgesamt drei LPRM-Detektoren eines Zweitlieferanten zur Ermittlung von Erfahrungswerten eingesetzt.

### TSL-Änderungen

Die TSL erfuhr Änderungen aufgrund der Zusammenlegung der Kalibrierarbeiten mit der Durchführung von Kanalfunktionstests und der Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate. Hier von betroffen waren die in der Tabelle 4.3 A der TSL festgehaltenen Intervalle zur Ausführung von Kanalfunktionstests und Kanalkalibrierungen betreffend die APRM-, SRM- und IRM-Messkanäle.

### Gesamtbewertung

Das KKL bewertet die Funktionstüchtigkeit der Neutronenfluss-Instrumentierung aufgrund der regelmässig durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und Funktionstests als sichergestellt, sodass die auslegungsgemässe Funktion auch weiterhin gewährleistet werden kann. Während mit dem Ersatz der Verkabelung unter dem Reaktordruckbehälter bezüglich Wartungsaufwand eindeutige Verbesserungen im Vergleich zur Vorperiode erzielt wurden, zeigte der Betrieb mit den drei eingesetzten LPRM-Detektoren eines anderen Lieferanten bezüglich Minimierung des Instandhaltungsaufwandes und die Verlängerung der Einsatzdauer keinen Erfolg.

Bei der Überprüfung der sicherheitsrelevanten Funktionsanforderungswerte für die geforderte Signalverzögerungszeit von maximal 50 ms des Reaktorschutzsystems, wie sie in den Sicherheitsanalysen verwendet und in der TSL (Tab. 3.3 A) festgelegt ist, wurde gegenüber dem in der TSL festgehaltenen Wertes von maximal 90 s zur Auslösung der Reaktorschnellabschaltung durch das Neutronenflussmesssystem eine zu bereinigende geringfügige Inkonsistenz festgestellt. Dies gilt ebenso für die gemäss Sicherheitsanalyse geforderte Verzögerungszeit von maximal 6 s zur Auslösung des thermischen APRM-Grenzwertes gegenüber dem in der TSL (Tab. 4.3 A, Note i) festgehaltenen Wert von  $6 \text{ s} \pm 1 \text{ s}$ . Diese geringfügigen Inkonsistenzen werden im Rahmen des zurzeit laufenden Setpoint-Control-Programms behoben.

Mittelfristig soll ein Ersatz der SRM- und IRM-Messsysteme erfolgen, da neuere Systeme nicht demselben Instandhaltungsaufwand unterliegen und sich eine höhere Bediensicherheit erreichen lässt. Zudem ist bei einer Systemerneuerung eine durchgängig 1E-klassierte Ausführung des SRM-Bereichs zu realisieren, da gemäss KTA-Regel 3502 die SRM-Anzeige der Störfallinstrumentierung zugeordnet wird.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Der Nachweis zur auslegungsgemässen Funktionstüchtigkeit und hohen Zuverlässigkeit der Neutronenfluss-Instrumentierung lässt sich aus der während der gesamten Berichtsperiode störungsfreien Durchführung der Funktionstests ableiten.

Der während der JHR 2005 aufgetretende Defekt eines Zahnritzels im Antriebsgetriebe eines IRM-Detektors kann aufgrund der Überprüfungen als Zufallsfehler beurteilt werden.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Durch den Ersatz der Verkabelung und der Steckerverbindungen unter dem Reaktordruckbehälter zwischen den Detektoren und dem Verbindungskasten ausserhalb des biologischen Schildes

wirkte sich günstig auf den Instandhaltungsaufwand und damit die radiologische Belastung des Personals aus. Die aus einem Zeitraum von sieben Jahren gewonnenen Erfahrungswerte mit maximal 4 LPRM-Detektoren eines Zweitlieferanten entsprachen bezüglich Messwertschwankungen, Signaldrift, Gasdichtheit oder Nutzungsdauer nicht den Erwartungen. Diese Detektoren waren also qualitativ den Originalkomponenten unterlegen, weshalb auf einen Lieferantenwechsel verzichtet wird.

### TSL-Änderungen

Aus der Zusammenlegung von Messkanalkalibrierungen mit der jeweiligen Durchführung der entsprechenden Kanalfunktionstests resultierten ein vierteljährliches Testintervall der APRM-Messungen und ein jährliches Testintervall für die SRM- bzw. IRM-Messungen. Das geänderte Prüfverfahren hat sich bewährt und zeigt keine negativen Auswirkungen auf die Betriebsbereitschaft und Funktion der Messkanäle.

### Gesamtbeurteilung

Das Vorgehen zur Bereinigung der Inkonsistenz zwischen den in den Sicherheitsanalysen (maximal 50 ms) verwendeten und in der TSL (maximal 90 ms) festgelegten Funktionsanforderungswerten kann aus Sicht der HSK akzeptiert werden, da aufgrund der bisher periodisch durchgeführten Antwortzeitmessungen gezeigt werden kann, dass auch der in geringem Masse restriktivere Wert nicht überschritten wird. Dies gilt ebenso für die gemäss Sicherheitsanalyse geforderte Verzögerungszeit von maximal 6 s zur Auslösung des thermischen APRM-Grenzwertes gegenüber dem in der TSL (Tab. 4.3 A, Note i) festgehaltenen Wert von  $6 \text{ s} \pm 1 \text{ s}$ .

Aufgrund der dargelegten Betriebserfahrung gelangt die HSK zum Ergebnis, dass die Neutronenflussinstrumentierung eine sehr hohe Verfügbarkeit aufweist und damit auch die Bereitschaft zur Auslösung der sicherheitsrelevanten Funktionen gewährleistet werden konnte. Unabhängig vom KKL-Entscheid einer mittelfristig möglichen Systemerneuerung kann erwartet werden, dass die Systemverfügbarkeit auch in Zukunft gewährleistet bleibt.

Die im Zusammenhang mit der Störfallinstrumentierung bestehende Abweichung vom heutigen Stand der Technik, welcher einer durchgängig 1E-klassierte Ausführung der SRM-Messung verlangt, wird im Kapitel 6.5.3 behandelt.

## **6.5.3 Störfall-Instrumentierung**

Die grundsätzlich keinem eigenen System zugeordnete Störfallinstrumentierung, eine gemäss US NRC Regulatory Guide 1.97 getroffene Auswahl festgelegter Messwerte, liefert rechtzeitig die notwendige Information über den Anlagenzustand zur Erkennung einer eventuellen Gefährdung der Kernkühlung oder der Containment-Integrität, zur Einleitung von Massnahmen zum Schutz der Anlage und lässt eine Abschätzung radiologischer Auswirkungen in das Containment und in die Umgebung zu. Im Weiteren dient sie zur nachfolgenden Störfallursachenermittlung und der Rekonstruktion des Störfallablaufes.

### **Angaben des KKL**

Das KKL verweist auf die im Rahmen der Massnahmen gegen schwere Unfälle erweiterte und festgelegte Störfallinstrumentierung. Diese umfasst die in der TSL in der Tabelle 3.3.K aufgeführten Instrumentierungskanäle. Der im Rahmen der Instrumentierungserweiterung zugrunde gelegte interne Bericht BET/91/102 bedarf aus Sicht des KKL einer Aktualisierung.

## Beurteilung der HSK

Die in der TSL festgehaltenen, zur Störfallinstrumentierung ausgewählten Instrumentierungskanäle entstammen aus einer in den Jahren 1983 und 1984 vorgenommenen Überprüfung der im KKL in den Steuerstellen vorhandenen Instrumentierung unter Berücksichtigung des damals gültigen US NRC Regulatory Guides 1.97. Die von der HSK im Jahre 1987 aufgrund des Reaktorunfalls in Tschernobyl veranlasste Vorbereitung anlageninterner Massnahmen gegen schwere Unfälle in den schweizerischen Kernkraftwerken bezweckte, dass alle sinnvollen Massnahmen zur Verhinderung sowie zur Linderung der Folgen schwerer Unfälle getroffen werden. Diesbezügliche Forderungen wurden in der Richtlinie HSK-R-103 zusammengefasst und betrafen auch die Störfallinstrumentierung. Nach einer ersten Nachrüstmassnahme, nämlich der Implementierung zusätzlicher Containmentdruck- und Druckabbaukammer-Niveau-Weitbereichsanzeigen im Hauptkommandoraum und in den Notsteuerstellen, waren zur Erfüllung der Empfehlung HSK-E-04 weitere Nachrüstungen in den Notsteuerstellen des KKL erforderlich. Dieser Forderung ist das KKL mit der Anlagenänderung 93-003 nachgekommen. Die entsprechende Freigabe zur Ausführung der Anlagenänderung wurde von der HSK im Februar 1996 unter Berücksichtigung KKL-spezifischer Gegebenheiten erteilt. Folgende Abweichungen von den Anforderungen in der Empfehlung HSK-E-04 wurden toleriert, da diese sich nicht mit angemessenem Aufwand korrigieren liessen:

- Dosisleistung im Containment (11XU11R001/21XU21R001)

Die am unteren Ende fehlende Dekade bei der existierenden Anzeige wurde von der HSK toleriert (HSK-Memo vom 12.4.1996). Sobald sich eine Erneuerung des Mess-Systems aufdrängt, ist jedoch der gesamte Messbereich anzuzeigen.

- Lufttemperatur Containment (11YY10T010, 21YY20T010)

Gegenüber den früher vorgeschlagenen, jedoch für die Störfallinstrumentierung eher ungeeigneten Messeinrichtungen (XN, TL) wurde die Installation je einer neuen Messeinrichtung pro Notsteuerstelle vorgenommen. Die Empfehlung HSK-E-04 wurde in diesem Punkt nicht voll erfüllt, da keine entsprechende Anzeige im Hauptkommandoraum (HKR) vorhanden ist. Allerdings wird im HKR durch die in den Lüftungskanälen untergebrachten TL-Temperaturmesseinrichtungen die Überschreitung einer Containment-Temperatur von 30 °C alarmiert und auch durch die Schutzzielübersichtsanzeige (SÜA, ehemals SPDS) angezeigt. Da jedoch bei einer Temperatur von über 40 °C die Umlufteinheiten automatisch gestoppt werden, sind danach diese angezeigten Werte wenig aussagekräftig. Unter Berücksichtigung des fehlenden 1E-Kabelweges (vollbesetzte Kabel) und des dem KKL zugrunde gelegten US NRC Regulatory Guides 1.97, welcher diese Anzeige nicht fordert, wurde ausnahmsweise diese Abweichung zur Empfehlung HSK-E-04 toleriert.

- Neutronenfluss (11YX11R001, 12YX14R001, 11YX51R001, 21YX12R001, 22YX13R001, 21YX52R001)

Die Energieversorgung des Messsystems erfolgt ab den von Wechselrichtern gespeisten Schienen 10/20 EN. Für die Anzeigen in den Notsteuerstellen werden die 1E-Signale über bestehende LPRM-Reservetrenglieder (1E/0E) ausgekoppelt (wie für die Anzeigen im HKR), auf die entsprechenden 0E-Signalverteiler und über Foxboro-U/I-Wandler potenzialgetrennt in die Notsteuerstellen geführt. Hierzu werden noch vorhandene Reservebündel der 0E-Kabel zu den GC10-Tafeln benutzt und in flexiblem Stahlpanzerschlauch (gemäss KKL-1E-Installationsvorschrift) auf die Tafel GC11 geführt. Damit befinden sich in der Notsteuerstelle der Division 11 Anzeigen der SRM-Kanäle A und D sowie eine Anzeige des APRM-Kanales A, in

der Notsteuerstelle der Division 21 Anzeigen der SRM-Kanäle B und C sowie eine Anzeige des APRM-Kanales B. Ausserdem werden die SRM-Detektorantriebe von einer nichtnotstromberechtigten 0E-Schiene (20DC) versorgt. Bei einer eventuellen Nachrüstung des SRM-Systems (z. B. WB-Messeinrichtung) wäre dieses durchgehende 1E-klassifiziert auszuführen.

- Füllstand Drywell (Sumpf: 20XN81L112)

Die eine vorhandene Messeinrichtung wird von der 0E-Schiene 20DD versorgt. Für die Anzeige in den Notsteuerstellen wird die bestehende Messeinrichtung via U/I-Wandler potenzialgetrennt über die bestehenden 0E-Kabelwege in die Notsteuerstelle der Divisionen 11 und 21 geführt. Ein Ausfall des Niveautrasmitters führt zum Ausfall aller Anzeigen in den Notsteuerstellen und im HKR. Mit der im Jahre 1992 pro Notsteuerstelle nachgerüsteten unabhängigen Niveau-Flutbereichmesseinrichtung der Druckabbaukammer kommt der Drywell-Niveaumessung als Unfallinstrumentierung weniger Bedeutung zu, sodass man den möglichen Ausfall der Drywell-Sumpfmesseinrichtung tolerieren kann.

- Emission radioaktiver Stoffe mit der Fortluft/Abwasser (10XT73R001, 20XT76R004, 20XT90R001, 20XT74R002, 31XT90R001, 20XT49R001)

Die neuen Anzeigen wurden pro Notsteuerstelle in den 1E-Schränken der Containment-Dosisleistungsmessung installiert. Innerhalb und schrankabgangsseitig wurden 0E-Kabel in einem Stahlpanzerschlauch zu den bestehenden 0E-Kabeltrassen geführt und zu den Signalverteilungen 10/20 gezogen. In den mit 24 V Gleichspannung gespeisten Schränken 10/20HE10 standen die Edelgasaktivitäts- $\beta$ -Messsignale und Iodaktivitätsmesssignale direkt für die Aufschaltung zur Verfügung. Die Edelgasstörfallsignale ( $\gamma$ -Messung) standen in den Signalverteilungen 10/20 ebenfalls potenzialgetrennt zur Aufschaltung zur Verfügung. Das Signal der Nebenkühlwasser-Aktivitätsmessung wurde im Schrank 20HE27 via U/I-Wandler potenzialgetrennt an die 0E-Kabel aufgeschaltet. Damit standen pro Notsteuerstelle zwei Edelgasaktivitätsanzeigen ( $\beta$ - und  $\gamma$ - Störfallmessung), eine Iodaktivitätsanzeige ( $\gamma$ -Messung) und eine Nebenkühlwasseraktivitätsanzeige zur Verfügung. Die Iodabgabemessung und die Nebenkühlwasserabgabemessung werden zugleich in beiden Notsteuerstellen angezeigt, sind somit nicht voneinander unabhängig, was aufgrund der damals vorgegebenen Klassierung der Kamininstrumentierung akzeptiert wurde. Dies aber wiederum mit dem Hinweis, dass bei einer zukünftig notwendigen Erneuerung der Aktivitätsmessungen diese 1E-klassiert, die Spannungsversorgung dementsprechend gewählt und die Signale unabhängig und getrennt voneinander auf die entsprechenden Anzeigen geführt werden.

Die Überprüfung der HSK zeigt, dass die Liste der in der TSL in der Tabelle 3.3.K die für die Störfallinstrumentierung ausgewählten Instrumentierungskanäle nicht vollständig ist. So fehlen die im Rahmen der Massnahmen gegen schwere Unfälle nachgerüsteten Anzeigen zur Erfüllung der damaligen Richtlinie HSK-R-103 und damit der Forderungen aus der Empfehlung HSK-E-04. Die bezüglich Ausfallsicherheit und durchgängig 1E-klassierter Ausführung tolerierten Abweichungen sollen im Rahmen zukünftig geplanter Erneuerungen koordiniert beseitigt werden.

#### **Forderung 6.5.3-1**

*Die als Störfallinstrumentierung zu deklarierenden Instrumentierungskanäle sind vom KKL unter Berücksichtigung der im US NRC Regulatory Guide 1.97 definierten Parameter-Typen (A bis E) und zuzuordnenden Kategorien (1 bis 3) festzulegen und bis 31. Dezember 2009 in die Technische Spezifikation (TSL) aufzunehmen.*

#### **6.5.4 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 1.166 sind die Aufzeichnungen jedes Messkanals hinsichtlich der Antwortspektren und der kumulierten absoluten Geschwindigkeit auszuwerten.

##### **Angaben des KKL**

Aufgrund der technisch veralteten elektronischen Registrier- und Auswerteeinheiten sind die Messwertaufnehmer und die Zentraleinheit der Erdbebeninstrumentierung in der JHR 2004 ersetzt worden. Der Standort des Freifeldaufnehmers wurde verlegt, um die bislang vermuteten topographischen Einflüsse des ursprünglichen Standorts sowie eine mögliche Wechselwirkung mit benachbarten Gebäuden weitestgehend auszuschliessen. Nach Inbetriebnahme der neuen Instrumentierung ist wie von der HSK gefordert halbjährlich ein Erfahrungsbericht zum Verhalten des Freifeldaufnehmers am neuen Standort einzureichen.

Durch den Ersatz wesentlicher elektronischer Bauteile der seismischen Instrumentierung sowie der Verlegung des Freifeldstandortes konnten die Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit der Instrumentierung, Aufzeichnung und Auswertung erheblich verbessert werden.

##### **Beurteilung der HSK**

Im Rahmen des Freigabeverfahrens wurde unter Berücksichtigung der in der Richtlinie HSK-R-16 und im US NRC Regulatory Guide 1.12, Rev.2, und 1.166, March 1997, gestellten Anforderungen die Freigabe für die vom KKL geplante Erneuerung der seismischen Instrumentierung erteilt. Die betriebliche Nutzung des erneuerten Systems erfolgte, nachdem die auslegungsgemässe Systemfunktionalität mittels der während der JHR 2004 durchgeführten Inbetriebnahmetests erbracht werden konnte. Aus der von der HSK geforderten Berichterstattung zum Verhalten des neuen Freifeldstandortes war zu entnehmen, dass die Erwartungen bezüglich Umgebungsruschen und Einflüssen von aussen erfüllt werden konnten und damit der Nachweis zur Standorteignung und Funktionsfähigkeit des Freifeldaufnehmers erbracht wurde.

Die vom KKL erneuerte seismische Instrumentierung erfüllt die genannten Anforderungen. Das neue System gewährleistet eine rasche Beurteilung des aufgezeichneten Ereignisses. Innerhalb weniger Stunden liegen die Auswertungen zum Vergleich mit den kraftwerkspezifischen Auslegungsdaten vor und können als Entscheidungsgrundlage für das weitere Vorgehen benutzt werden.

#### **6.6 Abschaltssysteme**

Das KKL verfügt über zwei voneinander unabhängige Abschaltssysteme. Das Steuerstab-Antriebssystem YV besteht aus 149 kreuzförmigen, von unten in den Kern eintretenden Steuerstäben. Jeder Steuerstab ist an eine hydraulische Antriebseinheit gekuppelt. Das Vergiftungssystem TW ist ein diversitäres Abschaltssystem zum Steuerstab-Antriebssystem. Durch Einspeisen von borhaltigem Kühlmittel in den Kern ist das System in der Lage, den Reaktor von Volllast in den kalten, unterkritischen Zustand zu bringen, ohne dass die Steuerstäbe eingefahren werden.

## Beurteilungsgrundlage der HSK

Die HSK hat geprüft, ob die Verfügbarkeit des Systems im Beurteilungszeitraum gewährleistet war, indem Anzahl und Art von meldepflichtigen Vorkommnissen gemäss Richtlinie HSK-R-15 sowie die Anzahl der beanspruchten begrenzenden Betriebsbedingungen (LCO, Limited Condition of Operation) herangezogen wurden. Sie hat beurteilt, ob die Funktionstests geeignet waren, Mängel am System vor dessen Ausfall zu entdecken und welche Bedeutung die Vorkommnisse auf die Sicherheitsfunktion hatten. Weiterhin wurde beurteilt, ob der Prüfumfang und die Prüfungsdurchführung von Wiederholungsprüfungen und die daraus abgeleiteten Massnahmen der Festlegung NE-14 entsprachen. Hinsichtlich geänderter, ersetzter oder reparierter Komponenten hat die HSK geprüft, ob diese der Aufrechterhaltung oder Verbesserung des Sicherheitsniveaus der Anlage dienten. Die Änderungen der TSL wurden aufgrund der Betriebserfahrung hinsichtlich der Auswirkungen auf das Sicherheitsniveau der Anlage bewertet. Die Beurteilung der Alterungsüberwachung geschah auf Basis der Richtlinie HSK-R-51.

### 6.6.1 Steuerstab-Antriebssystem (YV)

Das Steuerstab-Antriebssysteme YV (CRD, Control Rod Drive) muss in der Lage sein, bei einer SCRAM-Initialisierung die Steuerstäbe innerhalb der vorgegebenen Zeiten in den Reaktorkern einzuschliessen und den Reaktor in jedem Betriebszustand durch Einbringen von ausreichender Abschaltreaktivität abzustellen.

Zu den betrieblichen Funktionen gehört die Kontrolle der Reaktorleistung beim An- und Abfahren sowie im Leistungsbetrieb. Mit dem System ist im Leistungsbetrieb die Einhaltung der Brennstoffgrenzwerte bei optimaler Brennstoffausnutzung durch Einstellen einer entsprechenden radialen und axialen Leistungsverteilung gewährleistet.

Das System YV dient dem Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität“. Die Komponenten des Systems zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktion sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 2, der elektrischen Sicherheitsklasse 1E und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet.

### Angaben des KKL

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Funktionstüchtigkeit des Systems wird mit 16 unterschiedlichen Funktionstests nachgewiesen, wobei vier davon keine TSL-Anforderungen an die Überwachung des Systems enthalten.

Im Beurteilungszeitraum traten bei der Durchführung der Funktionstests zwei gemäss Richtlinie HSK-R-15 der Kategorie U zugeordnete Vorkommnisse auf. In einem Fall war eine Druckanzeige isoliert und dadurch die Überwachung des Drucks in einer hydraulischen Steuereinheit (hydraulic control unit, HCU) nicht mehr möglich. Im zweiten Fall verursachten Späne in einem nicht korrekt schliessenden Ventil das Einfahren eines Steuerstabes während Einzel-SCRAM-Zeitmessungen im Rahmen des Anfahrprogramms. Während der JHR 1999 kam es gemäss Richtlinie HSK-R-15 zu einem meldepflichtigen Vorkommnis der Kategorie B. Ein Teil der Steuerstabdruckbehälter wies nicht den gemäss TSL im Stillstand erforderlichen Druck von 20 bar auf, sondern nur Druckwerte zwischen 10 bar und 16 bar. Die Abschaltfunktion war aber gewährleistet, wie durch einen Test gezeigt werden konnte. Der zu geringe Druck in den Druckbehältern war eine Folge mangelnder Kommunikation zwischen dem Betriebspersonal im HKR und dem Personal vor Ort, der durch eine fälschlich in Betrieb genommene CRD-Pumpe verursacht wurde. Alle Funktionstests des Systems wurden erfolgreich abge-

schlossen, wobei dies in einigen Fällen erst nach Korrekturmassnahmen der Fall war. Die Sicherheitsfunktion des Systems (Reaktorschnellabschaltung) stand zu jedem Zeitpunkt zur Verfügung, jedoch nicht immer unter Einhaltung der Auslegungsanforderungen.

Darüber hinaus traten beim Betrieb (Fehlverhalten einzelner Steuerstäbe) und bei Tests (Überfahren einer Steuerstabposition) mehrere nicht meldepflichtige Ereignisse auf, die gemäss Beurteilung durch das KKL die Sicherheit der Anlage nicht tangierten.

### Wiederholungsprüfprogramme

Im Beurteilungszeitraum führte das KKL Wanddickenmessungen, Dichtheitsprüfungen, Druckproben und System- und Komponentenbegehungen durch. Es wurden keine bewertungspflichtigen Anzeigen gefunden. Das KKL beurteilt die Prüfverfahren, Prüfintervalle und -umfänge als angemessen. Die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 im Beurteilungszeitraum seien vollumfänglich erfüllt.

### Änderungen und Reparaturen von Komponenten

In der Berichtsperiode wurden die folgenden wesentlichen Anlagenänderungen durchgeführt:

- Nach der Feststellung von Rissen an Rohrleitungen hydraulischer Steuereinheiten und deren Reparatur in den Jahren 1989 und 1995 wurden alle betroffenen Rohrleitungspartien durch eine Neukonstruktion von 1996 bis 2000 ersetzt.
- Überprüfung des Isolationsventils 21YV10S002 und Sanierung des elektrischen Antriebs im Rahmen des Projekts „1E-MOV-Sanierung“.
- Anschluss eines 1E-klassierten Motorventils (MOV 21YV10S002) an das Diagnosesystem ANDIS im Jahre 2000.
- In der JHR 1999 wurden zunächst 96 von 596 Fahrwasserventilen durch Ventile eines anderen Herstellers ersetzt. Bei den anschliessenden Steuerstabfahrzeitenmessungen (Reibtests) trat an einem Ventil eine Funktionsstörung aufgrund, die auf fertigungsbedingte Verunreinigungen zurückgeführt werden konnte. Als Folge wurden die betroffenen Ventile ein zweites Mal ausgetauscht und die Qualitätssicherung verbessert.
- In der JHR 2003 wurden weitere 156 Fahrwasserventile ersetzt, wobei bei den anschliessenden Reibtests an mehreren Ventilen aufgrund überschüssigen Klebstoffs Funktionsstörungen auftraten. Daraufhin wurde der Fertigungsprozess geändert.
- Verbesserung der Armaturenordnung auf der Druckseite der CRD-Pumpen durch Einbau von zwei automatischen Mindestmengen-Rückschlagventilen: In der Folge verbesserte sich die Zuverlässigkeit des Systems und der Wartungsaufwand wurde kleiner.
- Ersatz aller sechs 1E-Niveaumessungen der zwei SCRAM-Ablassbehälter im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms.

### TSL-Änderungen

Im Jahre 2003 wurden im Rahmen des Antrags zur Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate das bisherige Testintervall und die Kalibrierungsintervalle vom Rod Block Monitor und von der Niveaumessung des SCRAM-Ablassbehälters auf einmal alle 24 Monate während des Stillstands verlängert.

### Alterungsüberwachung

Für die Alterungsüberwachung der mechanischen Komponenten des Steuerstab-Antriebs-Systems wurde im Beurteilungszeitraum ein aktuelles Programm erstellt und die in Frage kommenden Alterungsmechanismen beurteilt. Aus Sicht des KKL ist derzeit keine Ergänzung des bestehenden Instandhaltungs- und Wiederholungsprüfprogramms erforderlich. Diese Beurteilung wird jährlich überprüft.

### Gesamtbewertung

Mit den im Berichtszeitraum durchgeführten Anlagenänderungen wurden Schwachstellen behoben, wodurch die Zuverlässigkeit verbessert wurde. Die Auslegung des Systems wurde dabei aber nicht verändert. Bei einem Ereignis wurde die TSL verletzt, die Sicherheit der Anlage war aber auch in diesem Fall nicht gefährdet. Der grösste Teil der aufgetretenen Störungen, die Verbesserungsmassnahmen zur Folge hatten, war auf Fehlhandlungen bei der Bedienung und Wartung zurückzuführen. Für die Zukunft ist daher ein zuverlässiger Betrieb des Steuerstab-Antriebssystem YV zu erwarten.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die HSK stellt fest, dass die bei den Funktionstests aufgetretenen meldepflichtigen Befunde in zwei Fällen ohne Auswirkungen auf die Sicherheitsfunktion der Steuerstäbe waren. Beim Vorkommnis der Kategorie B gemäss Richtlinie HSK-R-15 entsprach die Systemkonfiguration nicht der TSL. Die Abschaltfunktion war aber dennoch gegeben, wie durch einen Test gezeigt wurde. Die bei den Funktionstests entdeckten Befunde wurden zum grossen Teil auf Bedienungsfehler zurückgeführt. Wiederholungen der Bedienungsfehler wurden durch Verbesserungen der Betriebsvorschriften verhindert. Die bei den Funktionstests aufgetretenen Störungen der neuen Fahrwasserventile zeigen, dass die Tests geeignet waren, Mängel der Herstellung oder Qualitätssicherung rechtzeitig zu entdecken.

Dass das Steuerstabssystem die LCO stets erfüllte und dass nur eine geringe Anzahl von meldepflichtigen Vorkommnissen auftrat, sind Kriterien für eine hohe Verfügbarkeit der Funktion des Systems. Die Reaktorschnellabschaltfunktion stand in der gesamten Berichtsperiode zur Verfügung.

### Wiederholungsprüfprogramme

Das durchgeführte Wiederholungsprüfprogramm für das System YV erfüllt die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14. Es wurden diverse zerstörungsfreie Prüfungen (WM, LT, SKB), sowie Funktionsprüfungen an Armaturen durchgeführt. Dabei festgestellte Abweichungen wurden behoben oder mittels Abweichungsmeldungen behandelt. Das Wiederholungsprüfprogramm wird als angemessen beurteilt.

### Änderungen und Reparaturen von Komponenten

Den Austausch rissanfälliger Rohrleitungspartien der hydraulischen Steuereinheiten durch eine Neukonstruktion (1996 bis 2000) sowie die Überprüfung und anschliessende Sanierung des elektrischen Antriebs des untersuchten 1E-klassierten MOV bewertet die HSK als rechtzeitige Instandhaltungsmassnahme zur Gewährleistung einer hohen Verfügbarkeit.

Die Überwachung des Ventils 21YV10S002 mit dem Diagnosesystem ANDIS bewertet die HSK als Verbesserung der Verfügbarkeit, die das Erkennen von Schäden am Ventil verbessert, bevor ein Ausfall auftritt.

Die HSK beurteilt die Funktionsstörungen der neuen Fahrwasserventile als Mangel bei der Herstellung, der auf fertigungsbedingte Verunreinigungen zurückgeführt werden konnte. Die Auswirkung war auf die ausgetauschten Ventile begrenzt, die ein zweites Mal ersetzt werden mussten. Die ergriffenen Massnahmen zur Verbesserung der Qualität waren ausreichend, da in der Folge diese Fehlerursache nicht mehr auftrat.

Die Fehlfunktionen der Fahrwasserventile in 2003 aufgrund überschüssigen Klebstoffs waren mit der Änderung des Herstellungsprozesses ebenfalls behoben, wodurch die auslegungsgemässe Funktion der Ventile sichergestellt wurde.

Die Verbesserung der Armaturenanzahl der CRD-Pumpen und der Ersatz der 1E-Niveaumess-einrichtungen der zwei SCRAM-Ablassbehälter werden von der HSK als Massnahmen zur Aufrechterhaltung des Sicherheitsniveaus bewertet.

### TSL-Änderungen

Für die von einem auf zwei Jahre verlängerten Intervalle der Kalibrier- und Funktionstests während der JHR liegt noch keine ausreichende Betriebserfahrung vor, da die TSL-Änderung in der Betriebsvorschrift erst im Jahr 2005 umgesetzt wurde (s. weitere Ausführungen in Kapitel 6.7.1).

### Alterungsüberwachung

Der Aufbau und Umfang des Alterungsüberwachungsprogramms für die mechanischen Komponenten des hydraulischen Steuerstabsystems entspricht den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51. Als potenziell relevante Alterungsmechanismen wurden Korrosionsmechanismen sowie für einige Rohrleitungen Ermüdung identifiziert. Konkrete Befunde, die auf Ermüdung zurückzuführen waren, gab es an Rohrleitungen einer hydraulischen Steuereinheit. Die entsprechenden Teile wurden zu Beginn des Beurteilungszeitraums durch solche mit optimiertem Design ausgetauscht. Die derzeitige Alterungsüberwachung erscheint ausreichend.

### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass die Sicherheitsfunktion des Steuerstabsystems im Beurteilungszeitraum immer verfügbar war, wobei während eines Stillstands in einem Fall eine schwerwiegende Abweichung von der TSL vorlag. Die Funktionstests haben sich bewährt, weil damit mehrfach Störungen der betrieblichen Funktionen entdeckt wurden und fehlerhafte Komponenten noch vor dem Anfahren ausgetauscht werden konnten. In allen Fällen haben die durchgeführten Verbesserungen eine Wiederholung eines ähnlichen Vorkommnisses verhindert. Die HSK erwartet, dass sich das mit Ausnahme der genannten Abweichung gute Betriebsverhalten des Steuerstabsystems auch in Zukunft fortsetzt.

## **6.6.2 Vergiftungssystem (TW)**

Das Vergiftungssystem TW (SBLC, Standby Liquid Control) besteht aus einem elektrisch beheizten Vorratsbehälter, gefüllt mit einer Lösung aus mindestens 15,7 % Natrium-Pentaborat, zwei redundanten Einspeisesträngen mit je einer Kolbenpumpe, einem Explosionsventil und einem Ansaugventil. Über eine Sammelleitung, die an die Hochdruck-Kernsprühsystem-Einspeiseleitung angeschlossen ist, speist das System in den RDB. Elektrisch sind die Komponenten der Stränge über die Notstromversorgung der Divisionen 11 und 21 versorgt.

Das Vergiftungssystem ist ein Sicherheitssystem im Dienste des Schutzziels „Kontrolle der Reaktivität“.

Die Komponenten des Systems sind im Wesentlichen der mechanischen Sicherheitsklasse SK 2, der elektrischen Sicherheitsklasse 1E und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Entsprechend der Richtlinie HSK-R-06 sind die Komponenten des Systems zwischen RDB, Drywelldurchdringung und äusserer Isolation in SK 1 klassiert.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Funktionstüchtigkeit des Systems wird mit fünf unterschiedlichen Funktionstests nachgewiesen. Im Beurteilungszeitraum wurden alle Funktionstests ohne Beanstandungen bestanden. Vorkommnisse oder Nichterfüllungen von LCO im Zusammenhang mit dem System wurden keine gemeldet.

### Wiederholungsprüfprogramme

Im Beurteilungszeitraum wurden visuelle Prüfungen, Begehungen und Funktionsprüfungen von Sicherheitsventilen durchgeführt. Das KKL beurteilt die Prüfverfahren, Prüfintervalle und -umfänge als angemessen. Es wurden keine bewertungspflichtigen Anzeigen gefunden. Die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 im Beurteilungszeitraum seien erfüllt worden. Sicherheitsventile werden gemäss SVTI-Festlegung NE-14 jährlich überprüft.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden die folgenden wesentlichen Arbeiten am Vergiftungssystem durchgeführt:

- Aufhebung der SEHR-ADS-Blockierung bei Betrieb des Vergiftungssystems im Jahre 1998.
- Analyse und Ersatz von zwei elektrischen Antrieben für die saugseitigen Armaturen im Rahmen des Projekts „1E-MOV-Sanierung“ im Jahr 1998.
- Anschluss von zwei 1E-MOV-Ventilen des Systems an das Diagnosesystem ANDIS in den Jahren 2000 und 2001.
- Einbau genauerer Thermostaten zur Temperaturregelung der Natrium-Pentaborat-Lösung im Bortank.

### TSL-Änderungen

Für das System wurde die TSL im Berichtszeitraum dreimal geändert. In einem Fall wurde ein unterer Grenzwert für das Ansprechen eines Sicherheitsventils in die TSL aufgenommen. Bei einer weiteren Änderung wurde die Funktionsbereitschaft des Systems für die Betriebsart 5 gestrichen. Im Rahmen des Antrags zur Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate, wurden 2003 das bisherige 18-monatige Testintervall und die Kalibrierungsintervalle der Transmitter für einen 24-monatigen Betriebszyklus angepasst.

### Alterungsüberwachung

Für die Alterungsüberwachung der mechanischen Komponenten des Vergiftungssystems wurde im Beurteilungszeitraum ein aktuelles Programm erstellt und die in Frage kommenden Alterungsmecha-

nismen beurteilt. Aus Sicht des KKL ist derzeit keine Ergänzung des bestehenden Instandhaltungs- und Wiederholungsprüfprogramms erforderlich. Diese Beurteilung wird jährlich überprüft.

### Gesamtbewertung

Das KKL bewertet die Anlagenänderungen und durchgeführten Arbeiten als Massnahmen zur Ertüchtigung und Verbesserung des Vergiftungssystems. Das KKL erwartet, dass das System wie in der Vergangenheit auch in der Zukunft ohne Störungen zur Verfügung steht.

### **Beurteilung der HSK**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Anforderung der TSL an die Funktionstüchtigkeit des Vergiftungssystems wurde aus Sicht der HSK nachgewiesen, wobei mit der störungsfreien Durchführung aller Funktionstests eine sehr gute Verfügbarkeit des Systems demonstriert wurde.

#### Wiederholungsprüfprogramme

Das durchgeführte Wiederholungsprüfprogramm für das System TW erfüllt weitgehend die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14. Es wurden diverse zerstörungsfreie Prüfungen sowie Funktionsprüfungen an Armaturen durchgeführt. Dabei festgestellte Abweichungen wurden behoben oder mittels Abweichungsmeldungen behandelt. Die HSK hat festgestellt, dass der Borsäurevorratsstank TW10B001 nicht im Wiederholungsprüfprogramm erfasst ist, obwohl er gemäss SVTI-Festlegung NE-14 prüfpflichtig ist. Aus diesem Grund ist das Wiederholungsprüfprogramm für das Vergiftungssystem entsprechend Forderung 5.5.2-2 in Kapitel 5.5.2 zu überprüfen und zu ergänzen.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Nach der Realisierung der Blockierung der SEHR-ADS und ECCS-ADS bei ATWS war die Blockierung des SEHR-ADS beim Betrieb des Vergiftungssystems überflüssig. Mit deren Aufhebung stellte die HSK fest, dass die aktuellen Analysen zur Leistungserhöhung in diesem Punkt dem realisierten Stand der Anlage entsprechen.

Mit der Analysierung und Sanierung der Antriebe der zwei 1E-klassierten MOVs wurde der auslegungsgemässe Zustand wieder hergestellt. Die weiteren Anlagenänderungen werden von der HSK als Massnahme zur Erhöhung der Verfügbarkeit des Systems bewertet.

#### TSL-Änderungen

Die HSK beurteilt die Berücksichtigung eines unteren Grenzwertes für das Ansprechen des Sicherheitsventils in der TSL und dessen Prüfung in einem Funktionstest als weitere Massnahme zur Gewährleistung der Boreinspeisung im Anforderungsfall. Die Funktionsbereitschaft der Boreinspeisung hinsichtlich Druck und Menge wird mit einem anderen Funktionstest nachgewiesen.

Die Streichung der Funktionsbereitschaft des Systems in der Betriebsart 5 ist in Übereinstimmung mit NUREG 1434<sup>83</sup>.

---

<sup>83</sup> Standard Technical Specifications General Electric Plants, BWR/6, NUREG-1434 Vol 1, Rev. 3.0, June 2004

Auf der Basis der Betriebserfahrung bei Funktionstests und vertieften Analysen hat die HSK den Anpassungen der TSL an einen 24-monatigen Betriebszyklus zugestimmt. Für die von 18 auf 24 Monate verlängerten Intervalle der Kalibrierung und Verlängerung der Intervalle für Funktionstests auf alle zwei Jahre während der Revision liegt noch keine ausreichende Betriebserfahrung vor, da die TSL-Änderung in der Betriebsvorschrift erst im Jahr 2005 umgesetzt wurde (s. weitere Ausführungen in Kapitel 6.7.1).

#### Alterungsüberwachung

Der Aufbau des Alterungsüberwachungsprogramms für die mechanischen Komponenten des Vergiftungssystems entspricht im Wesentlichen den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51. Der AÜP-Steckbrief wurde vor Herausgabe der Richtlinie HSK-R-51 erstellt. Als potenziell relevante Alterungsmechanismen wurden Korrosionsmechanismen identifiziert. Konkrete Befunde, die auf diese Mechanismen zurückzuführen waren, werden nicht genannt. Die Alterungsüberwachung erscheint auf dem gegenwärtigen Stand ausreichend.

#### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass die auslegungsgemäße Funktion des Vergiftungssystems im Beurteilungszeitraum bei sehr hoher Verfügbarkeit gewährleistet war und dies auch in Zukunft zu erwarten ist. Allerdings ist der Umfang der durchzuführenden systemspezifischen Wiederholungsprüfungen zu überprüfen.

### **6.7 Systeme zur Kernnotkühlung und Nachwärmeabfuhr**

Für die Kernnotkühlung und die Nachwärmeabfuhr stehen im KKL folgende Systeme zur Verfügung:

- Das einsträngige, dampfgetriebene Reaktorkernisolations-Kühlsystem TM.
- Das einsträngige, Hochdruck-Kernsprühsystem TJ.
- Das einsträngige Niederdruck-Kernsprühsystem TK.
- Das je nach Funktion zwei- oder dreisträngige Nach- und Notkühlsystem TH.
- Das bezüglich aktiver Komponenten zweisträngige Notstandssystem TF.

Die Systeme sind entsprechend ihrer Funktion unterschiedlichen Divisionen zugeteilt und räumlich voneinander getrennt.

#### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Seit der letzten Sicherheitsüberprüfung des KKL ist die Verordnung über sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen in Kernanlagen (VBRK) in Kraft gesetzt worden. Die Richtlinie HSK-R-51 ist neu erstellt und die SVTI-Festlegung NE-14 geändert worden. Die Richtlinie HSK-R-51 beinhaltet Anforderungen an das Alterungsüberwachungsprogramm für Kernkraftwerke, die SVTI-Festlegung NE-14 enthält Anforderungen an die Wiederholungsprüfungen nuklear abnahmepflichtiger mechanischer Komponenten.

Die Alterungsüberwachung, die Wiederholungsprüfungen und die Funktionstests stellen die wesentlichen Informationsquellen für die Beurteilung des Zustands der Sicherheitssysteme dar.

Die Beurteilung der Betriebserfahrung mit den Systemen zur Kernnotkühlung und Nachkühlung konzentriert sich darauf, inwieweit die praktizierte Überwachung und Prüfung eine vorausschauende Erkennung von Schwachstellen sicherstellt und welche Auswirkungen Änderungen auf die Verfügbar-

keit der Systeme zur Kernnotkühlung und Nachkühlung hatten. Hierzu werden die nachfolgenden Beurteilungskriterien herangezogen:

- Einhaltung der Anforderungen der TSL.
- Anzahl und Einstufung meldepflichtiger Vorkommnisse.
- Einhaltung der Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14.
- Einhaltung der Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51.
- Anzahl Änderungen.
- Vermeidung von Ausfällen durch vorbeugende Instandhaltung.
- Auswirkungen der TSL-Änderungen auf die Zuverlässigkeit von Komponenten.
- Vermeidung systematischer Fehler.

### **6.7.1 Reaktorkernisolations-Kühlsystem (TM)**

Das Reaktorkernisolations-Kühlsystem TM (RCIC, Reactor Core Isolation Cooling) dient bei abgeschaltetem, isoliertem Reaktor und Ausfall des Speisewassersystems als System zur Hochdrucknot-einspeisung. Diese Sicherheitsfunktion gewährleistet die Niveauhaltung im RDB beim Abkühlen der Anlage bis zum Abfahren durch die Nachkühlfunktion des TH-Systems. Betrieblich dient das Reaktorkernisolations-Kühlsystem der Niveauhaltung im Reaktor in den Betriebsarten „Hot Standby“ und „Kaltfahren des Reaktors ohne Speisewasser“.

Das System besteht im Wesentlichen aus einer Dampfturbine, die mit Dampf aus dem RDB versorgt wird und einer von ihr angetriebenen Hochdruckpumpe sowie aus Leitungen und Armaturen. Die Energieversorgung des Systems erfolgt neben dem Dampf mit batteriegepuffertem Gleichstrom der Notstromschienen ES11/21.

Das Reaktorkernisolations-Kühlsystem ist ein Sicherheitssystem im Dienste des Schutzziels „Kühlung der Brennelemente“ im RDB, ist aber im KKL nicht der Kernnotkühlung zugeordnet. Die Komponenten des Systems sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 2, der elektrischen Sicherheitsklasse 1E und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Abweichend davon gehören die Komponenten des Systems zwischen RDB und der zweiten Isolationsvorrichtung zur mechanischen Sicherheitsklasse SK 1.

### **Angaben des KKL**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Der Nachweis der Funktionstüchtigkeit des Systems gemäss TSL wird mittels 15 verschiedener Funktionstests nachgewiesen. Im Beurteilungszeitraum traten bei der Durchführung der Funktionstests mehrere Funktionsstörungen auf, von denen ein Ereignis als KKL-internes Vorkommnis und sechs als meldepflichtige Vorkommnisse bearbeitet wurden. Von den meldpflichtigen Vorkommnissen gehörten vier Vorkommnisse gemäss Richtlinie HSK-R-15 zur Kategorie B und zwei zur Kategorie U.

In vier Fällen liess sich der Einspeiseschieber bei den Funktionstests nicht öffnen, wobei er in drei Fällen im Anforderungsfall versagt hätte (Vorkommnis Kategorie B klassiert und Nichterfüllung einer LCO). In einem weiteren Fall erfüllte das System während eines Funktionstests die Anforderung der TSL wegen einer Fehlfunktion einer elektrischen Komponente nicht (Vorkommnis der Kategorie B

klassiert und Nichterfüllung einer LCO). Darüber hinaus funktionierte das RCIC-Turbinenregelventil in einem Fall wegen erhöhter Reibung nicht auslegungsgemäss. Nach der Reparatur reduzierte das KKL die Wartungsintervalle am Regelventil von vier auf zwei Jahre. Insgesamt traten bei 6 Funktionstests Probleme auf, die zur Nichterfüllung von sieben LCO führten. Nach der Reparatur wurden die Tests jeweils erfolgreich abgeschlossen.

Neben den Funktionsprüfungen wurde das System zur Beherrschung von Ereignissen zweimal automatisch über das Kriterium „Reaktorfüllstand 2<sup>84</sup>“ und zweimal manuell zur Niveauhaltung gestartet. Das System hat bei den Anforderungen auslegungsgemäss seine Sicherheitsfunktion erfüllt.

### Wiederholungsprüfprogramme

Im Beurteilungszeitraum wurden verschiedene zerstörungsfreie Prüfungen, Begehungen und Funktionsprüfungen von Sicherheitsventilen durchgeführt. Das KKL beurteilt die Prüfverfahren, Prüfintervalle und -umfänge als angemessen. Es wurden keine bewertungspflichtigen Anzeigen gefunden. Die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 im Beurteilungszeitraum sind vollumfänglich erfüllt worden.

### Änderungen und Reparaturen von Komponenten

In der Berichtsperiode wurden die folgenden wesentlichen Anlagenänderungen durchgeführt:

- Ersatz der durch Erosion geschädigten ferritischen Frischdampfentwässerungsleitung (TM30Z007) durch eine Leitung aus austenitischem Material in der JHR 1995.
- Analysierung und Sanierung von 9 Ventilen im Rahmen des Projekts 1E-MOV-Sanierung in den Jahren 1996 bis 2000.
- Reparatur und Modifizierung der Rückschlagklappe TM30S0013, nachdem bei Instandhaltungsarbeiten im Jahre 1996 eine Blockierung durch eine Feder festgestellt wurde.
- Installation einer zusätzlichen Druckmessung über das TM-Regelventil im Jahre 1997 als Massnahme zur verbesserten Drucküberwachung während des Betriebes.
- Massnahmen zur Reduktion des Auftretens von RCIC-Turbinentripsignalen und Änderung von Grenzwerten auf der Basis einer vom Hersteller empfohlenen Verbesserung der Verfügbarkeit auf der Basis des Berichtes NUREG/CR-5474<sup>85</sup> im Jahre 1998.
- Anschluss von vierzehn 1E-klassierten Motorventilen des Systems TM an das Diagnosesystem ANDIS in den Jahren 2000 und 2001.
- Ersatz von Magnetventilen durch einen anderen Typ, weil für die ursprünglichen Armaturen keine Ersatzteile mehr verfügbar sind.

### TSL-Änderungen

In 2003 wurde die gesamte TSL überarbeitet. Die Auslösegrenzwerte des Reaktorkernisoliationskühlsystems „Reaktorfüllstand 2<sup>86</sup>“ und „Reaktorfüllstand 8<sup>87</sup>“ wurden geändert. Die jährlichen Test-

---

<sup>84</sup> RDB-Füllstand 3,29 m oberhalb Reaktorkern

<sup>85</sup> NUREG/CR-5474, Assessment of Candidate Accident Management Strategies

<sup>86</sup> RDB-Füllstand 3,29 m oberhalb Reaktorkern

<sup>87</sup> RDB-Füllstand 5,59 m oberhalb Reaktorkern

und Kalibrierungsintervalle während der Revisionen wurden auf zwei Jahre verlängert. Entsprechend der Auslegungsspezifikation wurde der untere Betriebsgrenzwert für den Frischdampfdruck der Turbine von 4,1 bar auf den Wert von 3,7 bar in der TSL reduziert.

### Alterungsüberwachung

Für die Alterungsüberwachung der mechanischen Komponenten des RCIC-Systems wurde im Beurteilungszeitraum ein Programm erstellt und nach Erscheinen der Richtlinie HSK-R-51 noch einmal revidiert. Die in Frage kommenden Alterungsmechanismen wurden beurteilt. Aus Sicht des KKL ist derzeit keine Ergänzung des bestehenden Instandhaltungs- und Wiederholungsprüfprogramms erforderlich. Diese Beurteilung wird jährlich überprüft.

### Gesamtbewertung

KKL bewertet die Anlagenänderungen als Massnahmen zur Ertüchtigung und Verbesserung der Zuverlässigkeit des Systems, wobei auch einzelne Komponententypen, die nicht mehr gefertigt werden, durch neuere Typen ersetzt werden mussten. Das KKL erwartet, dass die durchgeführten Massnahmen, die auch aufgrund der aufgetretenen Defekte ergriffen wurden, die Zuverlässigkeit des Systems verbessern.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Anforderungen der TSL an die Funktionstüchtigkeit des Reaktorkernisoliations-Kühlsystems wurden aus Sicht der HSK in ausreichendem Mass erfüllt, wobei aber Korrekturmassnahmen notwendig waren. Bei den vier der Kategorie B gemäss Richtlinie HSK-R-15 zugeordneten Vorkommnissen wurden Fehler während der Funktionstests am System entdeckt, die im Falle einer Anforderung die Einspeisung von Kühlmittel in den RDB verhindert hätten. Eine Gefahr für die Anlage bestand zu keinem Zeitpunkt, da genügend redundante Systeme die Funktion übernehmen konnten. Obwohl der Einspeiseschieber in vier Fällen nicht öffnete, waren jeweils andere Komponenten für das Nichtöffnen ursächlich. Ein generischer Fehler lag nicht vor. Die gesamte Zahl von 7 LCO-Nichterfüllungen zeigt im Vergleich zu anderen Systemen eine eingeschränkte Verfügbarkeit. Die HSK bewertet diese Tatsache für den Beurteilungszeitraum von 10 Jahren als akzeptabel, weil jeweils Massnahmen zur Verbesserung der Verfügbarkeit ergriffen wurden.

Während der je zwei automatischen und manuellen Anforderungen hat das System seine auslegungsgemässe Funktion erfüllt.

### Wiederholungsprüfprogramme

Das durchgeführte Wiederholungsprüfprogramm für das System TM erfüllt die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14. Es wurden diverse zerstörungsfreie Prüfungen sowie Funktionsprüfungen an Armaturen durchgeführt. Dabei festgestellte Abweichungen wurden behoben oder mittels Abweichungsmeldungen behandelt.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die HSK beurteilt den Ersatz einer geschädigten ferritischen Frischdampfentwässerungsleitung sowie die Reparatur und Modifizierung der Rückschlagklappe TM30S0013 als Massnahmen zur Aufrecht-

erhaltung des auslegungsgemässen Zustands des Systems. Die Instandhaltungsmassnahmen waren ausreichend, um rechtzeitig Schwachstellen zu erkennen und zu beheben.

Die Analyse und Sanierung von 9 Ventilen des Systems und die Modifizierung der Rückschlagklappe bewertet die HSK als eine Massnahme um den auslegungsgemässen Zustand des Systems wieder herzustellen.

Die weiteren Anlagenänderungen wie die zusätzliche Druckmessung über das TM-Regelventil, die Überwachung von vierzehn Armaturen mit ANDIS, die Massnahmen zur Reduktion des Auftretens von RCIC-Turbinentripsignalen und die Änderung von Grenzwerten beurteilt die HSK als Verbesserungen der Verfügbarkeit. Mit dem rechtzeitigen Ersatz von Komponenten durch Komponenten neuen Typs wird die Ersatzteilversorgung für eine Instandhaltung für die Zukunft gesichert.

### TSL-Änderungen

Die im Rahmen des Projekts „Modifikation der TSL“ im Jahre 2003 geänderten Intervalle für die Systemfunktionstests und die Kalibrierung der Instrumentierung wurden nach einem Verfahren freigegeben, bei dem die damals vorliegende Betriebserfahrung der Systeme eine wesentliche Basis der Bewertung darstellte. Um den bei verlängerten Prüfintervallen möglichen Drift von Messwerten ausreichend zu berücksichtigen, wurden auch Auslösegrenzwerte angepasst. Die HSK hat anhand der Prüfung einzelner Betriebs- bzw. Prüfvorschriften festgestellt, dass nicht alle vom KKL im Rahmen des Projektes „Modifikation der TSL“ beantragten TSL-Änderungen in den Betriebs- bzw. Prüfvorschriften vom KKL umgesetzt wurden. Aus diesem Grund wurde das KKL aufgefordert, darzulegen, welche beantragten Änderungen konkret nicht umgesetzt wurden und worin dies begründet ist.

Die bisher durchgeführten Intervallverlängerungen für den Test des Systems TM und die Kalibrierung der zugehörigen Instrumentierung haben sich bisher nicht negativ auf die Zuverlässigkeit des Systems ausgewirkt. Die Anpassung des unteren Betriebsgrenzwertes für den Frischdampfdruck der Turbine in der TSL an die Auslegungsspezifikation des Systems TM stellen eine sicherheitsgerichtete Massnahme für die Funktion der Füllstandshaltung dar.

### Alterungsüberwachung

Der Aufbau und Umfang des Alterungsüberwachungsprogramms für die mechanischen Komponenten des TM-Systems entsprechen den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51. Als potenziell relevante Alterungsmechanismen wurden Korrosionsmechanismen, Erosion sowie Ermüdung identifiziert. Es gab einige Befunde, die insbesondere auf Erosion zurückzuführen waren und durch die Instandhaltung beseitigt wurden. Zur Überwachung der Ermüdung durch Betriebstransienten wurden mehrere Stellen der Rohrleitung TM10Z003 in die Transientenbuchhaltung aufgenommen.

### **Forderung 6.7.1-1**

*Das KKL hat zu prüfen, ob die Wiederholungsprüfprogramme für die mechanischen Komponenten des Reaktorkernisolations-Kühlsystems TM über die Grundanforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 hinaus erweitert werden müssen, um das Auftreten von Schäden (z. B. durch Erosion, Ermüdung) früher zu erkennen und Instandsetzungsmassnahmen rechtzeitig einleiten zu können. Die Prüfungsergebnisse sind in der nächsten jährlichen AÜP-Nachführungsdokumentation (30. Juni 2010) darzulegen.*

## Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass die auslegungsgemässe Funktion des Reaktorkernisolations-Kühlsystems im Beurteilungszeitraum bei ausreichender Verfügbarkeit gewährleistet war. In Verbindung mit den durchgeführten Massnahmen erwartet die HSK in der Zukunft eine Verbesserung der Verfügbarkeit.

### **6.7.2 Hochdruck-Kernsprühsystem (TJ)**

Das Hochdruck-Kernsprühsystem TJ (HPCS, High Pressure Core Spray) gehört zu den Kernnotkühlsystemen. Es ist der Division 31 zugeordnet und besitzt eine eigene Notstrom- und Kühlwasserversorgung. Das System ist unabhängig von den anderen Kernnotkühlsystemen. Bei Ausfall des Speisewassersystems und Ausfall des RCIC-Systems erfüllt das Hochdruck-Kernsprühsystem nach einer Abschaltung der Anlage die Funktion der Notspeisewasserversorgung. Zusammen mit den anderen Kernnotkühlsystemen dient es der Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen.

Das Hochdruck-Kernsprühsystem dient bei Störfällen dem Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“. Die Komponenten des Systems sind im Wesentlichen der mechanischen Sicherheitsklasse SK 2, der elektrischen Sicherheitsklasse 1E und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Die Komponenten zwischen RDB und äusserer Containmentisolation gehören zur mechanischen Sicherheitsklasse SK 1.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit des Hochdruck-Kernsprühsystems werden im KKL insgesamt 10 verschiedene Funktionstests durchgeführt. Im Beurteilungszeitraum traten hierbei zwei meldepflichtige Ereignisse der Kategorie U gemäss Richtlinie HSK-R-15 auf, die auf Installationsfehler zurückzuführen waren. Im Anforderungsfall hätte das Hochdruck-Kernsprühsystem in beiden Fällen aber seine Sicherheitsfunktion erfüllt. Im Zusammenhang mit den Ereignissen waren die LCO stets erfüllt. Das KKL bestätigt, dass bei allen Funktionstests die sicherheitsrelevanten Systemparameter, die eine Basis für die Sicherheitsanalysen darstellen, eingehalten wurden.

Während der Ereignisse vom 23. April 2002 und 1. Oktober 2004 wurde das Hochdruck-Kernsprühsystem automatisch ausgelöst, wobei jeweils auch der Notstromdiesel der Division 31 gestartet wurde. Das System hat bei diesen Anforderungen seine Sicherheitsfunktion auslegungsgemäss erfüllt.

Im Beurteilungszeitraum wurden zusätzlich zu den oben genannten Ereignissen drei meldepflichtige Vorkommnisse bei der Durchführung von Funktionstests der Division 31 registriert, deren Ursache Störungen leittechnischer oder schutztechnischer Geräte der Notstrom- oder der Kühlwasserversorgung waren. Es handelte sich gemäss der Richtlinie HSK-R-15 um ein Vorkommnis der Kategorie B und zwei Vorkommnisse der Kategorie U.

### Wiederholungsprüfprogramme

Im Rahmen der Wiederholungsprüfprogramme nach SVTI-Festlegung NE-14 wurden im Beurteilungszeitraum eine Druckprüfung sowie zahlreiche zerstörungsfreie Prüfungen, Dichtheitsprüfungen, System- und Komponentenbegehungen und Funktionsprüfungen von Sicherheitsventilen durchgeführt. Dabei wurden bewertungspflichtige Anzeigen an ausgebauten Verbindungsschrauben der TJ-Pumpe festgestellt. Das KKL beurteilt im Beurteilungszeitraum Prüfverfahren, Prüfintervalle und Prüf-

umfänge als angemessen und die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 als vollumfänglich erfüllt. Es ist geplant, das manuelle Ultraschallprüfverfahren bis 2007 zu qualifizieren.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden folgende freigabepflichtige Änderungen an mechanischen Komponenten des Hochdruck-Kernsprühsystems durchgeführt:

- In den Jahren 1996 bis 2000 wurden im Rahmen des Projekts „1E-MOV-Sanierung“ alle sicherheitsrelevanten Motorarmaturen analysiert und wo nötig saniert.
- Nachdem bei zwei Armaturen (TJ10S006, TJ20S004) im Rahmen der Sanierung gravierende Überschreitungen der zulässigen Spannungen beim Schliessen festgestellt wurden, erfolgte 1996 eine temporäre Sanierung. 1998 wurden diese Armaturen durch neue ersetzt.

Im elektro- und leittechnischen Bereich wurden die Systemüberwachung, die konsequente Trennung zwischen elektrisch klassierten und unklassierten Versorgungsschienen sowie die Summenalarmbildung verbessert. Darüber hinaus wurde die Möglichkeit einer 2-kanaligen Fehlanregung des Systems bei der Ausführung von Kanalfunktionstests verringert.

Neben dem Ersatz der Antriebsmotoren bei den Armaturen TJ10S006 und TJ20S004 wurden an fünf weiteren Hochdruck-Kernsprühsystem-Motorarmaturen die Abschaltstellwerte für die auslegungsgemässen Abschaltmodi korrigiert. Mit dem neu installierten Diagnosesystem ANDIS wird die Funktionstüchtigkeit der sicherheitsrelevanten Motorarmaturen während einer Anforderung laufend überwacht.

### TSL-Änderungen

1996 wurde die Zeit für die Auslösung des Hochdruck-Kernsprühsystems zunächst von 27 s auf 45 s geändert und nach der Sanierung der Motorarmaturen wieder auf den ursprünglichen Wert gesetzt. Als weitere Folge der Sanierung wurde 1999 die Schliesszeit der Armatur 31TJ20S001 von 45 auf 30 s reduziert. Nach der Einführung des Diagnosesystems ANDIS konnten die Schliesszeiten genauer bestimmt und nach einer sicherheitstechnischen Bewertung angepasst werden.

Im Jahr 2003 wurden im Rahmen des Antrags zur Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate die Auslösegrenzwerte sowie die Test- und Kalibrierungsintervalle des Hochdruck-Kernsprühsystems geändert.

### Alterungsüberwachung

Für die Alterungsüberwachung der mechanischen Komponenten des Hochdruck-Kernsprühsystems wurde im Beurteilungszeitraum ein aktuelles Programm erstellt und die in Frage kommenden Alterungsmechanismen beurteilt. Aus Sicht des KKL ist derzeit keine Ergänzung des bestehenden Instandhaltungs- und Wiederholungsprüfprogramms erforderlich. Diese Beurteilung wird jährlich überprüft.

### Gesamtbewertung

Das KKL stellt fest, dass mit den durchgeführten Anlagenänderungen die beim Hochdruck-Kernsprühsystem bestehenden Probleme behoben wurden. Durch die Installation des Diagnosesystems ANDIS wird die Überwachung der Funktionalität der sicherheitsrelevanten Motorarmaturen sicher gewährleistet. Die Anlagenänderungen führten nicht zu einer Änderung der Auslegung des Hochdruck-Kernsprühsystems.

Das KKL stellt fest, dass durch die regelmässige Instandhaltung und durch die Systemfunktionstests sichergestellt ist, dass das System auslegungsgemäss funktioniert. Bei den wenigen aufgetretenen Störungen wurden die Anforderungen der TSL für das System im Beurteilungszeitraum eingehalten.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Erfüllung der Anforderungen der TSL an die Funktionstüchtigkeit des Hochdruck-Kernsprühsystems wurde aus Sicht der HSK ohne Einschränkung nachgewiesen, da bei den Funktionsprüfungen aufgetretene Störungen die Funktionstüchtigkeit im Anforderungsfall nicht beeinträchtigt hätten und die LCO stets erfüllt waren. Die Verfügbarkeit des Hochdruck-Kernsprühsystems war nur in einem Fall durch eine beim Funktionstest des Notstromdiesels der Division 31 festgestellte Störung eingeschränkt. Diese Störung hätte aber nur dann zum Funktionsausfall geführt, wenn im Anforderungsfall gleichzeitig die elektrische Eigenbedarfsversorgung ausgefallen wäre. Der störungsfreie Betrieb des Hochdruck-Kernsprühsystems bei den Anforderungen in den Jahren 2002 und 2004 bestätigt die hohe Zuverlässigkeit des Hochdruck-Kernsprühsystems ebenfalls. Die HSK bewertet auf der Basis der dargelegten Betriebserfahrung Art und Umfang der Funktionstests als ausreichend.

### Wiederholungsprüfprogramme

Das durchgeführte Wiederholungsprüfprogramm für das System TJ erfüllt die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14. Es wurden diverse zerstörungsfreie Prüfungen sowie eine Druckprüfung und Funktionsprüfungen an Armaturen durchgeführt. Dabei festgestellte Abweichungen wurden behoben oder mittels Abweichungsmeldungen bewertet.

### Änderungen und Reparaturen von Komponenten

Die im Beurteilungszeitraum durchgeführten Änderungen an Motorarmaturen des Hochdruck-Kernsprühsystems weisen auf zum Teil schwerwiegende Mängel bei der Auslegung hin. Mithilfe des aufwändigen Sanierungsprogramms wurden diese Mängel aber behoben und die Überwachung der Armaturen wurde deutlich verbessert. Die weiteren Anlagenänderungen dienten vornehmlich der Verbesserung der bereits hohen Systemverfügbarkeit.

### TSL-Änderungen

Die im Beurteilungszeitraum vorübergehend verlängerten Zeiten für die Anregung des Hochdruck-Kernsprühsystems waren von der HSK als zulässig bewertet worden, da nach dem Öffnen des Einspeiseschiebers bereits bei einem Drittel des Ventilhubes die den Sicherheitsanalysen zugrunde liegende Fördermenge erreicht wurde. Die Verringerung der Schliesszeiten der Containmentisolutions-Armatur im Jahr 1999 war sicherheitsgerichtet. Einer weiteren geringfügigen Anpassung der Schliesszeiten der Isolationsarmaturen aufgrund eines neuen Messverfahrens wurde von der HSK nach einer sicherheitstechnischen Prüfung zugestimmt.

Die im Jahr 2003 durchgeführte Verlängerung der Test- und Kalibrierungsintervalle des Hochdruck-Kernsprühsystems und zugehöriger Instrumentierung sowie die damit verbundene Änderung der Auslösegrenzwerte haben sich bisher nicht negativ auf die Zuverlässigkeit des Systems und den Anlagenbetrieb ausgewirkt.

### Alterungsüberwachung

Der Aufbau und Umfang des Alterungsüberwachungsprogramms für die mechanischen Komponenten des Hochdruck-Kernsprühsystems entspricht den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51. Als potenziell relevante Alterungsmechanismen wurden Korrosionsmechanismen sowie für die Rohrleitung der mechanischen Sicherheitsklasse SK 1 Ermüdung identifiziert. Konkrete Befunde, die auf diese Mechanismen zurückzuführen waren, gab es nur an Verbindungsschrauben der TJ-Pumpe, die wieder in Stand gesetzt werden konnten. Die aktuelle Ermüdungsausnutzung für die Rohrleitung der mechanischen Sicherheitsklasse SK 1 des TJ-Systems beträgt  $U = 0,505$ . Da gemäss SVTI-Festlegung NE-14 bei einer Ermüdung von  $U \geq 0,4$  zusätzliche Prüfungen erforderlich sind, hat das KKL zwischenzeitlich das Programm für die systemspezifischen Wiederholungsprüfungen um mehrere Schweissnähte erweitert. Dieses Prüfprogramm wird der HSK noch zur Stellungnahme vorgelegt.

### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass das Hochdruck-Kernsprühsystem im Beurteilungszeitraum eine hohe Zuverlässigkeit aufwies und dessen auslegungsgemässe Funktion bei Komponentenstörungen innerhalb der gemäss TSL zulässigen Zeiten wieder hergestellt werden konnte. Es ist zu erwarten, dass die hohe Systemzuverlässigkeit auch in Zukunft gewährleistet bleibt.

### **6.7.3 Niederdruck-Kernsprühsystem (TK)**

Das Niederdruck-Kernsprühsystem TK (LPCS, Low Pressure Core Spray) gehört zu den Kernnotkühlsystemen. Das einsträngige System gewährleistet in Verbindung mit dem automatischen Druckentlastungssystem (ADS) bei einem Kühlmittelverluststörfall die Kühlung der Brennstäbe im Kern unabhängig von anderen Kernnotkühlsystemen. Das Niederdruck-Kernsprühsystem ist der Division 11 zugeordnet und über diese mit Kühlwasser und elektrischer Energie versorgt, einschliesslich Notstromversorgung.

Das Niederdruck-Kernsprühsystem dient bei Störfällen dem Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“. Die Komponenten des Systems mit Sicherheitsfunktionen sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 2, der elektrischen Sicherheitsklasse 1E und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Die Komponenten des Systems zwischen RDB und der zweiten Isolation gehören zur mechanischen Sicherheitsklasse SK 1.

### **Angaben des KKL**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Der Nachweis der Funktionstüchtigkeit des Systems wird mittels 9 verschiedener Funktionstests nachgewiesen. Alle Tests wurden im Beurteilungszeitraum erfolgreich bestanden, wobei alle sicherheitsrelevanten Systemparameter, die eine Basis für die Sicherheitsanalysen darstellen, eingehalten wurden.

#### Wiederholungsprüfprogramme

Im Beurteilungszeitraum wurden zahlreiche zerstörungsfreie Prüfungen, Begehungen, Prüfungen von Sicherheitsventilen und eine Druckprobe durchgeführt. Es ergaben sich Befunde von Korrosion an Verbindungsschrauben, Lochkorrosion an einem Gleitringdichtungsgehäuse und eine Abweichung bei der Prüfung eines Sicherheitsventils. Die Prüfverfahren, Prüfintervalle und -umfänge werden als

angemessen, die Massnahmen bei bewertungspflichtigen Anzeigen werden als ausreichend bewertet. Da in ähnlichen Systemen keine weiteren Befunde aufgetreten sind, wird ein systematisches Problem ausgeschlossen. Die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 im Beurteilungszeitraum sind vollumfänglich erfüllt worden.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden am TK-System folgende sicherheitstechnisch wichtigen Änderungen, Ersatz oder Reparaturen an mechanischen Komponenten durchgeführt:

- Sanierung von vier Ventilen in den Jahren 1997 und 1998 im Rahmen des Projekts „1E-MOV-Sanierung“, wobei bei drei Ventilen der Antrieb saniert bzw. die Motoren ersetzt wurden.
- Austausch von störanfälligen Stellungsanzeigen der Rückschlagklappen vom TYP 280-12 in den JHR 2001 und 2004 solche eines neuen Typs.
- Nach Feststellung von Lochkorrosion am Gleitringdichtungsgehäuse der Hauptpumpe bei Wartungsarbeiten in der Revision 2004 wurde dieses durch Auftragschweissung repariert.
- Nachrüstung einer Saugdrucküberwachung für den TK-Saugkorb im Jahre 1995 analog zu den anderen Kernnotkühlsystemen (TJ, TH, TF).
- Anschluss von vier 1E-klassierten Motorventilen des Systems an das Diagnosesystem ANDIS in den Jahren 2000 und 2001.

### TSL-Änderungen

Im Jahr 2003 wurde die gesamte TSL überarbeitet. Die Auslösegrenzwerte des Niederdruck-Kernsprühsystems für die „Reaktorfüllstand 1<sup>88</sup>“-Anregung wurden geändert. Die 18-monatigen Testintervalle während der Revisionen wurden auf Intervalle von 24 Monaten während der Revisionen verlängert. Das jährliche Kalibrierungsintervall wurde beibehalten, die Kalibrierung wurde aber aus dem Stillstand in den Leistungsbetrieb verschoben.

### Alterungsüberwachung

Für die Alterungsüberwachung der mechanischen Komponenten des Niederdruck-Kernsprühsystems wurde im Beurteilungszeitraum ein Programm erstellt und nach Erscheinen der Richtlinie HSK-R-51 noch einmal revidiert. Die in Frage kommenden Alterungsmechanismen wurden beurteilt. Aus Sicht des KKL ist derzeit keine Ergänzung des bestehenden Instandhaltungs- und Wiederholungsprüfprogramms erforderlich. Diese Beurteilung wird jährlich überprüft.

### Gesamtbewertung

Die durchgeführten Massnahmen dienen der Ertüchtigung des Systems. Durch die regelmässige Instandhaltung konnten Fehler rechtzeitig entdeckt und Massnahmen ergriffen werden, sodass das System alle Funktionstests bestand. Der Austausch von Stellungsanzeigen der Rückschlagklappen im Drywell und der anschliessend störungsfreie Betrieb dienen dem Schutzziel „Begrenzung der Strahlenexposition“. Es ist davon auszugehen, dass das Niederdruck-Kernsprühsystem auch in der Zukunft störungsfrei funktioniert.

---

<sup>88</sup> RDB-Füllstand 0,42 m oberhalb Reaktorkern

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Anforderung der TSL an die Funktionstüchtigkeit des Niederdruck-Kernsprühsystems wurde aus Sicht der HSK ohne Einschränkung nachgewiesen. Die HSK bewertet die mit den Funktionstests gezeigte Betriebserfahrung des Systems als sehr gut, da das System ohne Störungen (keine LCO-Nichterfüllungen oder Vorkommnisse) im gesamten Beurteilungszeitraum verfügbar war.

### Wiederholungsprüfprogramme

Das durchgeführte Wiederholungsprüfprogramm für das System TK erfüllt die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14. Es wurden diverse zerstörungsfreie Prüfungen sowie eine Druckprüfung und Funktionsprüfungen an Armaturen durchgeführt. Dabei festgestellte Abweichungen wurden behoben oder mittels Abweichungsmeldungen behandelt.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Mit der Überprüfung und Sanierung von vier Motorventilen wurde eine der Forderungen aus dem HSK-Gutachten vom März 1996 zur Betriebsbewilligung erfüllt.

Der Austausch der Stellungsanzeigen der Rückschlagklappen im Drywell hat sich aus Sicht der HSK bewährt, weil danach keine Störungen mehr auftraten. Ebenso wie das KKL bewertet die HSK den Austausch als eine Verbesserung zur Reduzierung der Strahlenexposition der Mitarbeiter.

Die Entdeckung von Lochkorrosion am Gleitringdichtungsgehäuse der Hauptpumpe bei Wartungsarbeiten, ohne dass das System ausgefallen ist, zeigt, dass die Instandhaltungsintervalle ausreichend gewählt wurden.

Mit der Nachrüstung einer Saugdrucküberwachung wurden dem Betriebspersonal eindeutige Messsignale bei einer Verstopfung des LPCS-Saugkorbes während eines Störfalls zur Verfügung gestellt, um entsprechend der Störfallvorschrift SFA-1704-14 ein Rückspülen des Saugkorbes einzuleiten. Die Verfügbarkeit des Systems bei Störfällen ist mit der Anlagenänderung wesentlich verbessert worden.

Der Anschluss von vier 1E-klassierten Motorventilen an das Diagnosesystem ANDIS wird von der HSK als Massnahme zur Verbesserung der Zuverlässigkeit gewertet, da Schäden an den Armaturen bereits vor dem Ausfall erkannt werden können.

### TSL-Änderungen

Die im Jahr 2003 durchgeführte Verlängerung der Testintervalle des Niederdruck-Kernsprühsystems sowie die Verschiebung der Kalibrierung der Instrumentierung in den Leistungsbetrieb und die damit verbundene Änderung der Auslösegrenzwerte haben sich bisher nicht negativ auf die Zuverlässigkeit des Systems und die Gesamtanlage ausgewirkt.

### Alterungsüberwachung

Der Aufbau und Umfang des Alterungsüberwachungsprogramms für die mechanischen Komponenten des Systems TK entspricht den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51. Als potenziell relevante Alterungsmechanismen wurden Korrosionsmechanismen und Erosion identifiziert. Es gab einige Befunde, die auf Korrosion zurückzuführen waren und rechtzeitig durch die Instandhaltung beseitigt wurden, zum Beispiel Korrosion an Verbindungsschrauben. Unter der Voraussetzung, dass die In-

standhaltung des Systems auf mindestens gleich hohem Niveau weitergeführt wird, beurteilt die HSK die derzeitige Alterungsüberwachung als ausreichend.

### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass die auslegungsgemäße Funktion des Niederdruck-Kernsprühsystems im Beurteilungszeitraum zuverlässig gewährleistet war. Die Anlagenänderungen waren Massnahmen, mit der die Verfügbarkeit des Systems verbessert wurde. Es ist zu erwarten, dass die hohe Verfügbarkeit des Systems auch in Zukunft gewährleistet bleibt.

## **6.7.4 Nach- und Notkühlsystem (TH)**

Das Nach- und Notkühlsystem (TH) erfüllt im KKL Betriebs- und Sicherheitsfunktionen. Das System ist je nach Funktion zwei- oder dreisträngig aufgebaut. Die einzelnen Stränge mit einer Sicherheitsfunktion sind den Divisionen 11 und 21 zugeordnet, wobei die Wärmeabfuhr aus dem System über die nuklearen Zwischenkühlkreisläufe (VG) auch mit dem Notkühlwassersystem (VE) erfolgen kann. Die Notstromversorgung der einzelnen Divisionen ist durch jeweils einen Diesel gesichert.

Die betrieblichen Funktionen des Systems sind die Nachwärmeabfuhr nach Abschaltung des Reaktors (Abfahrkühlung) und die Nachwärmeabfuhr mittels Dampfkondensation bei isoliertem Reaktor. Des Weiteren dient das System als Redundanz zum Brennelementlagerbecken-Kühlsystem TG sowie der Kühlung und Niveauabsenkung der DAK.

Die Niederdruckkernflutung (LPCI, Low Pressure Coolant Injection) wie auch die Kühlung der Druckabbaukammer (DAK) stellen Sicherheitsfunktionen bei Störfällen dar. Die Kühlung der Druckabbaukammer verhindert einen Druckanstieg im Containment und gewährleistet damit die Integrität des Containments bei Störfällen. Das Nach- und Notkühlsystem dient somit der Einhaltung des Schutzzieles „Kühlung der Brennelemente“ im RDB und des Schutzzieles „Einschluss radioaktiver Stoffe“.

Die Komponenten des Druckabbaukammer-Zusatzwassersystems gehören entsprechend der Anlagenkennzeichnung TH31/32 zum Nach- und Notkühlsystem. Das Zusatzwassersystem besteht aus Ventilen und Rohrleitungen, die die Containmentbecken mit der DAK verbinden. Nach einem Kühlmittelverluststörfall wird Wasser aus dem oberen Containmentbecken in die DAK geleitet, um eine ausreichende Überdeckung der horizontalen Durchführungen (Kondensationsrohre) vom Drywell zur DAK zu gewährleisten. Das Wasservolumen in der DAK dient neben seiner Funktion für die Dampfkondensation auch als Wasserreservoir für die Notkühl- und Nachwärmeabfuhrsysteme und als Waschvorlage für während eines Störfalls freigesetzte Aerosole.

Die Komponenten des Systems mit Sicherheitsfunktionen sind im Wesentlichen der mechanischen Sicherheitsklasse SK 2, der elektrischen Sicherheitsklasse 1E und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Die Komponenten des Systems zwischen RDB und der zweiten Isolationsvorrichtung gehören zur mechanischen Sicherheitsklasse SK 1.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Der Nachweis der Funktionstüchtigkeit des Systems wird mittels 36 Funktionstests nachgewiesen. Alle Tests wurden im Beurteilungszeitraum erfolgreich bestanden, wobei alle sicherheitsrelevanten Systemparameter, die eine Basis für die Sicherheitsanalysen darstellen, eingehalten wurden.

Für den Beurteilungszeitraum berichtet das KKL von drei meldepflichtigen und vier nicht meldepflichtigen Vorkommnissen beim Betrieb des TH-Systems. Ein Vorkommnis wurde der Kategorie B gemäss Richtlinie HSK-R-15 zugeordnet, die zwei anderen der Kategorie U.

Beim der Kategorie B zugeordneten Vorkommnis handelte es sich um die Überfüllung des Containment-Beckens aufgrund ungenügender Prozeduren. Bei der Wiederinbetriebnahme der Abfahrkühlung am 24. April 2005 wurde das Containmentbecken überfüllt. Das anfallende Wasser überflutete einen Rohrkanal, in welchem die Bodenabläufe den kurzzeitig hohen Wasseranfall nicht ableiten konnten. Als Folge dieses Wasserrückstaus wurden die angeschlossenen Lüftungskanäle der Containment-Lüftung überflutet und das leicht radioaktive Wasser des Beckens lief über die Lüftungskanäle ins Containment. Weite Teile des Containments wurden dadurch temporär leicht kontaminiert.

Im Rahmen der beiden Ereignisse der Kategorie U wurden insgesamt 3 begrenzende Betriebsbedingungen (LCO) erreicht, die innerhalb der gemäss TSL zulässigen Zeit wieder verlassen wurden. Bei diesen Vorkommnissen fiel in einem Fall die Nachwärmeabfuhr aufgrund eines Fehlers in einer Grenzwertkarte für etwa 3 h aus. In einem anderen Fall kam es nach dem Ausbau eines Sicherheitsventils zu einer irrtümlichen Schalthandlung mit Wasseraustritt an einer nicht verschlossenen Leitung. Als Folge wurden die Instandhaltungsvorschriften geändert. Seither sind beim Ausbau von Sicherheitsventilen alle Leitungen mit Blindflanschen zu versehen.

Aus den nicht meldepflichtigen Vorkommnissen wurden Änderungen der Betriebsvorschriften als Massnahmen abgeleitet, um Wiederholungen zu vermeiden.

#### Wiederholungsprüfprogramme

Bei den durchgeführten Wiederholungsprüfungen wurde eine Reihe von Befunden festgestellt, die vom KKL bewertet wurden. Die Ergebnisse der Ultraschallprüfungen an zwölf Schweißnähten wurden einer vertieften Beurteilung unterzogen, deuten aber nicht auf Schäden hin. Aus der Prüfung der Sicherheitsventile ergaben sich mehrere Prüfindervallverkürzungen, in zwei Fällen wurden weitergehende Instandsetzungsmassnahmen eingeleitet. Das KKL beurteilt die Prüfverfahren, Prüfindervalle und -umfänge als angemessen und die aufgrund bewertungspflichtiger Anzeigen getroffenen Massnahmen als ausreichend. Da in ähnlichen Systemen keine weiteren Befunde aufgetreten sind, wird ein systematisches Problem ausgeschlossen. Die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 seien im Beurteilungszeitraum erfüllt worden.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Zwischen 1990 und 1997 wurde das TH-System um die Funktion Containment-Brennelementlagerbecken-Kühlung (TH24) erweitert. Die zusätzliche Funktion wurde durch Installation einer Druck- und Saugleitung einschliesslich notwendiger Armaturen zum Containment-Brennelementlagerbecken und deren zugehöriger Leittechnik realisiert. Damit wurde die Lagerung von Brennelementen einer vollständigen Kernbeladung (648 BE) im Containment-Brennelementlagerbecken bei geschlossener Verbindung zum RDB ermöglicht.

Darüber hinaus wurden im Beurteilungszeitraum am TH-System folgende sicherheitstechnisch wichtigen Änderungen an mechanischen Komponenten durchgeführt:

- Überprüfung von 43 Ventilen und Sanierung in den Jahren 1996-2000 im Rahmen des Projekts „1E-MOV-Sanierung“. Als Massnahmen wurden bei einer grossen Anzahl der Ventile die elektrischen und mechanischen Einstellungen geändert: Bei 19 Ventilen wurde der elektrische

Antrieb saniert oder der Stellmotor ersetzt und bei 17 Ventilen wurden mechanische Teile ausgetauscht.

- Installation einer Radiolysegas-Überwachung und verbesserte Isolation für die Zudampfleitung zu den Wärmetauschern A und B in den JHR 2002 und 2003.
- Austausch von störanfälligen Stellungsanzeigen in die Rückschlagklappen vom TYP 280-12 in den JHR 2001 und 2004 durch solche eines neuen Typs, die seit dem Einbau störungsfrei funktionieren.

Bei den elektrischen Komponenten wurden die folgenden wesentlichen Änderungen am System durchgeführt:

- Anschluss von 53 1E-klassierten Motorventilen des Systems an das Diagnosesystem ANDIS im Jahr 2001.
- Ersatz von Magnetventilen durch solche eines neueren Typs.
- Nachrüstung von Druckmessungen zur Überwachung des Druckabfalls über dem Saugkorb im Jahr 1995.
- Nachrüstung der Verriegelung der Testschieber 11TH21S001/21TH22S001 im Jahr 1996, um eine Entleerung des Reaktordruckbehälters und Überflutung des Annulus über das TH24-Kühlsystem zu verhindern.

### TSL-Änderungen

In 2003 wurde die gesamte TSL überarbeitet. Der Auslösegrenzwert für die „Reaktorfüllstand 1<sup>89</sup>“-Anregung der Niederdruckkernflutfunktion wurde geändert. Die Test- und Kalibrierungsintervalle des Nach- und Notkühlsystems wurden entweder auf 24 Monate verlängert oder von der JHR in den Leistungsbetrieb verschoben.

### Alterungsüberwachung

Für die Alterungsüberwachung der mechanischen Komponenten des Nach- und Notkühlsystems wurde im Beurteilungszeitraum ein Programm erstellt und nach Erscheinen der Richtlinie HSK-R-51 noch einmal revidiert. Die in Frage kommenden Alterungsmechanismen wurden beurteilt. KKL hat infolge der Analyse der Ermüdung durch Betriebstransienten zwei Ergänzungsmassnahmen definiert:

- Das Wiederholungsprüfprogramm wird um eine Ultraschallprüfung an der Schweissnaht FW16 an der Rohrleitung TH11Z011 ergänzt.
- Für die Wärmetauscher wird eine Ermüdungsanalyse durchgeführt, auf deren Grundlage dann weitere Massnahmen festgelegt werden.

Die Umsetzung dieser Massnahmen sowie die Beurteilung der Alterungsüberwachung für das ganze System werden jährlich überprüft.

### Gesamtbewertung

Das KKL stellt fest, dass durch die regelmässige Instandhaltung, durch die Durchführung der Systemfunktionstests und durch Massnahmen zur Ertüchtigung des Systems sichergestellt war, dass

---

<sup>89</sup> RDB-Füllstand 0,42 m oberhalb Reaktorkern

Schwachstellen behoben wurden und das System auslegungsgemäss funktionierte. Dies ist auch in Zukunft zu erwarten.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Mit der erfolgreichen und fehlerfreien Durchführung aller Funktionstests wurde eine hohe Zuverlässigkeit des Systems gezeigt und die Einhaltung der Vorgaben aus der TSL nachgewiesen. Die wenigen Ereignisse beeinträchtigten die Sicherheitsfunktionen des Systems nicht. Die geringe Anzahl von LCO-Nichterfüllungen und der geringe Ausschöpfungsgrad der zulässigen LCO-Nichterfüllungszeiten sind Indikatoren für den guten Zustand des Systems und für eine zeitgerechte Instandsetzung. Die aus den Vorkommnissen resultierenden Massnahmen waren im Wesentlichen Überarbeitungen der Betriebsvorschriften. Änderungen am System waren nicht notwendig. Die Auslegung des Systems war nicht betroffen. Die aufgetretenen Ereignisse zeigten Schwächen bei der Arbeitsvorbereitung.

### Wiederholungsprüfprogramme

Das durchgeführte Wiederholungsprüfprogramm für das System TH erfüllt die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14. Es wurden diverse zerstörungsfreie Prüfungen sowie 6 Druckprüfungen und Funktionsprüfungen an Armaturen durchgeführt. Dabei festgestellte Abweichungen wurden behoben oder mittels Abweichungsmeldungen behandelt. Zusammen mit den Ergänzungen, die sich aus dem Alterungsüberwachungsprogramm ergeben, wird das Wiederholungsprüfprogramm als angemessen beurteilt.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Mit der Erweiterung der Funktion des Systems TH um die Funktion der Containment-Brennelementlagerbecken-Kühlung während des Stillstands kann diese Funktion durch ein Sicherheitssystem gewährleistet werden. Damit ist die Auslegung der Anlage verbessert worden. Die Komponenten zur Sicherstellung der Containment-Brennelementlagerbecken-Kühlung (TH24) sind entsprechend der Richtlinie HSK-R-06 mindestens den Sicherheitsklassen SK 3, EK I und 1E zuzuordnen. Die in der KKL-Komponentenliste (Stand August 2007) festgehaltenen Komponenten sind aus Sicht der HSK unter Berücksichtigung der Vorgaben in der Systemspezifikation nicht vollständig. So müsste z. B. die Leitung TH24Z001 einschliesslich der Armaturen der mechanischen Sicherheitsklasse SK 3 und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet sein, diese finden sich aber nicht in der Komponentenliste wieder.

### **Forderung 6.7.4-1**

*Das KKL hat bis 31. Dezember 2009 zu überprüfen, inwieweit die in der Komponentenliste festgehaltene Klassierung der Komponenten der Containment-Brennelementlagerbecken-Kühlung (TH24) der Systemspezifikation entspricht und hat gegebenenfalls die Komponentenliste zu ergänzen und der HSK einzureichen.*

Mit der Überprüfung und anschliessenden Sanierung der 1E-klassierten Motorventile ist der auslegungsgemässe Zustand des Systems wieder hergestellt. Mit der Installation der Radiolysegas-Überwachung und der Verbesserung der Isolation der Zudampfleitung werden geeignete Vorsorgemassnahmen umgesetzt, um detonationsfähige Radiolysegasansammlungen zu verhindern oder ggf zu detektieren und rechtzeitig geeignete Massnahmen einzuleiten. Der Austausch der Stellungsan-

zeigen wird von der HSK ebenso wie vom KKL als eine Massnahme bewertet, die Arbeiten im Drywell reduziert und die Verfügbarkeit der Anzeigen verbessert.

Die elektrotechnischen Anlagenänderungen werden von der HSK als Verbesserung der Überwachung bzw. Erhöhung der Systemverfügbarkeit bewertet. Mit der Verriegelung der Testschieber 11TH21S001/21TH22S001 wurde die Wahrscheinlichkeit für die Entleerung des RDB im Stillstand über das TH24-Kühlsystem aufgrund einer fehlerhaften Armaturenstellung deutlich reduziert. Die Überwachung des Druckabfalls über dem Saugkorb ist Bestandteil einer Störfallprozedur um die Einspeisung bei einem LOCA zu gewährleisten. Die beiden letztgenannten Anlagenänderungen dienen damit dem Erhalt oder der Erhöhung der Sicherheit der Anlage.

### TSL-Änderungen

Im Jahr 2003 wurde die gesamte TSL überarbeitet. Die Verlängerung der Intervalle für die Instrumenten- und Kanalkalibrierungen sowie die damit verbundene Änderung der Auslösekriterien des Nach- und Notkühlsystems haben sich bisher nicht negativ auf die Zuverlässigkeit des Systems und den Anlagenbetrieb ausgewirkt.

### Alterungsüberwachung

Der Aufbau und Umfang des Alterungsüberwachungsprogramms für die mechanischen Komponenten des TH-Systems entspricht den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51. Als potenziell relevante Alterungsmechanismen wurden Korrosionsmechanismen, Erosion und Erosionskorrosion sowie Ermüdung identifiziert. Es gab einige Befunde, die auf diese Mechanismen zurückzuführen waren und rechtzeitig durch die Instandhaltung beseitigt wurden, zum Beispiel mehrfach Korrosion an Verbindungsschrauben. Unter der Voraussetzung, dass die Instandhaltung des Systems auf mindestens gleich hohem Niveau weitergeführt wird die angekündigten Massnahmen umgesetzt werden, beurteilt die HSK die derzeitige Alterungsüberwachung als ausreichend.

### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass die auslegungsgemässe Funktion des Nach- und Notkühlsystems im Beurteilungszeitraum bei hoher Verfügbarkeit gewährleistet war und dies auch in Zukunft zu erwarten ist.

## **6.7.5 Notstandssystem (TF)**

Das Notstandssystem TF (SEHR, Special Emergency Heat Removal) gewährleistet die Abschaltung des Reaktors und die anschliessende Reaktorkern- und Containment-Kühlung für mindestens 10 Stunden ohne Eingriff des Betriebspersonals und unter Notstandsbedingungen. Die Niederdruck-Kernflutfunktion im Zusammenwirken mit der automatischen Druckentlastung (SEHR-ADS) des Systems führen bei Auslegungsstörfällen (z. B. Kühlmittelverluststörfall) die gespeicherte Wärme und die Nachzerfallsleistung aus dem Kern in die Druckabbaukammer (DAK) ab. Aus der DAK wird die Wärme über die systemeigene DAK-Kühlung mittels Brunnenwasser an den Rhein abgegeben. Das Notstandssystem ist ein autonomes System mit eigener Kühlwasserversorgung (Brunnenwasser), Eigenbedarfsnetz mit Notstromdieselaggregaten und Batterien, sowie eigener Instrumentierung. Alle aktiven Komponenten sind redundant vorhanden.

Das Notstandssystem im Zusammenwirken mit der SEHR-ADS dient den Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“ und „Kühlung der Brennelemente“ im RDB. Die Sicherheitsfunktion „Kühlung der Druckabbaukammer“ führt bei Störfällen Wärme aus dem Containment ab und verhindert damit einen

Druckanstieg im Containment. Sie gewährleistet damit die Integrität des Containments (3. Barriere). Die HSK ordnet deshalb das System auch dem Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“ zu.

Die Komponenten des Systems sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 2, der elektrischen Sicherheitsklasse 1E und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Die Komponenten zwischen Reaktor-druckbehälter und der zweiten Isolationsvorrichtung gehören zur mechanischen Sicherheitsklasse SK 1. Die Komponenten des Systems, die eine Versorgungs- oder Hilfsfunktion erfüllen, sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 3 zugeordnet.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Der Nachweis der Funktionstüchtigkeit des Systems gemäss TSL wird mittels 20 verschiedener Funktionstests nachgewiesen. Im Beurteilungszeitraum traten bei der Durchführung der Funktionstests sechs Störungen an elektrischen Komponenten auf, die als meldepflichtige Vorkommnisse bearbeitet wurden. Von den meldpflichtigen Vorkommnissen wurden drei gemäss Richtlinie HSK-R-15 der Kategorie B und drei der Kategorie U zugeordnet. In vier Fällen gab es Probleme beim Start und einmal beim Abstellen der Grundwasserpumpe, wobei der Leittechnik-Einschub 61CM05J22 betroffen war. In einem Fall konnten zwei Schalter der Niederspannungsversorgung nicht geschaltet werden, sodass die 61CM-Schiene stromlos blieb.

Darüber hinaus traten bei den SEHR-Notstromdieseln vier gemäss Richtlinie HSK-R-15 der Kategorie B zugeordnete Vorkommnisse auf und eines der Kategorie U. Die Vorkommnisse der Kategorie B waren mit Ausfällen einzelner Redundanzen der Notstromversorgung verbunden. Im Zusammenhang mit den Vorkommnissen wurden acht LCO vorübergehend nicht erfüllt, wobei die zulässigen Reparaturzeiten eingehalten wurden.

### Wiederholungsprüfprogramme

Bei den im Beurteilungszeitraum durchgeführten Wiederholungsprüfungen wurden bewertungspflichtige Befunde festgestellt. Es handelte sich um Korrosionsspuren auf Verbindungsschrauben an Pumpen und Abweichungen in den Ansprechüberdrücken von Sicherheitsventilen. Das KKL beurteilt die Prüfverfahren, Prüfintervalle und -umfänge als angemessen, die Massnahmen bei bewertungspflichtigen Anzeigen als ausreichend. Da in ähnlichen Systemen keine weiteren Befunde aufgetreten sind, wird ein systematisches Problem ausgeschlossen. Die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 im Beurteilungszeitraum seien vollumfänglich erfüllt worden.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

In der Berichtsperiode wurden die folgenden wesentlichen Änderungen durchgeführt und Komponenten ersetzt:

- 1995 Neubau des Brunnens SEHR-A und Austausch der Grundwasserpumpen SEHR-A und SEHR-B mit grösserer Fördermenge zur Anpassung des Systems an die Leistungserhöhung.
- Nachrüstung einer ECCS- und SEHR-ADS Blockierung bei ATWS und Aufhebung der SEHR-ADS-Blockierung beim Betrieb des Vergiftungssystems.
- Überprüfung von 14 Ventilen im Rahmen des Projekts „1E-MOV-Sanierung“ und daraus folgende Sanierung in den Jahren 1996 bis 2000: In allen Fällen wurden die Einstellungen ver-

ändert, in zwei Fällen erfolgte der Austausch der Elektromotoren für den Stellantrieb und in vier Fällen wurde das Anzugsmoment der Gehäuseschrauben erhöht.

- Austausch von störanfälligen Stellungsanzeigen in den Rückschlagklappen vom TYP 280-12 in den JHR 2001 und 2004 durch solche eines neuen Typs. Stellungsanzeigen dieses neuen Typs wurden auch in den Systemen TH, TJ und TK eingebaut und funktionieren seit dem Einbau störungsfrei.
- Nachrüstung einer Saugdrucküberwachung der SEHR-Kernflutpumpen mit Anzeigen im Hauptkommandoraum analog zu den anderen Kernnotkühlsystemen.
- Revision der elektro- und leittechnischen Dokumentation in den Jahren 2003 und 2004.
- Anschluss von sechzehn 1E-klassierten MOV-Armaturantrieben des Systems an das Diagnosesystem ANDIS in den Jahren 2000 und 2001.

### TSL-Änderungen

Im Rahmen der Leistungserhöhung wurden die Kühlwassermengenströme des Brunnenwassers in zwei Schritten von 125 kg/s auf 165 kg/s erhöht.

Im Jahr 2003 wurde die TSL im Rahmen des Antrags zur Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate überarbeitet. Dazu wurden für das SEHR die Auslösegrenzwerte („Reaktorfüllstand 1<sup>90</sup>“, „Reaktorfüllstand 8<sup>91</sup>“ und „DAK-Temperatur hoch“) sowie Test- und Kalibrierungsintervalle geändert.

### Alterungsüberwachung

Für die Alterungsüberwachung der mechanischen Komponenten des SEHR-Systems wurde im Beurteilungszeitraum ein aktuelles Programm erstellt, in dem die in Frage kommenden Alterungsmechanismen beurteilt werden. Aus Sicht des KKL ist derzeit keine Ergänzung des bestehenden Instandhaltungs- und Wiederholungsprüfprogramms erforderlich. Diese Beurteilung wird jährlich überprüft.

### Gesamtbewertung

Die aufgeführten Anlagenänderungen bewertet das KKL als Ertüchtigung und Verbesserung des Systems, wobei auch die Verfügbarkeit für den Anforderungsfall erhöht wurde.

Aufgrund der geplanten Leistungserhöhung hat das KKL im Beurteilungszeitraum die notwendigen Änderungen am System zur Erfüllung seiner Sicherheitsfunktionen durchgeführt. Die Auslegung des Systems wurde durch eine Erhöhung der Grundwasserpumpenkapazität und der ECCS- und SEHR-ADS-Blockierung den neuen Erfordernissen angepasst. Für die Probleme mit den Abgangsschaltern der Grundwasserpumpe, die mehrfach Auslöser von Vorkommnissen war, ist eine Lösung in Vorbereitung, mit der die Verfügbarkeit des Systems verbessert werden soll. Darüber hinaus traten im Beurteilungszeitraum keine unerwarteten Auswirkungen der Leistungserhöhung auf das System auf.

Bei der Überprüfung der sicherheitsrelevanten Funktionsparameter wurden für die Verzögerung der ADS-Auslösung Unterschiede zwischen den TSL-Anforderungen (110 s) und den Sicherheitsanalysen (105 s) festgestellt, die bereinigt werden sollen. Durch die Funktionstests und durch die regel-

---

<sup>90</sup> RDB-Füllstand 0,42 m oberhalb Reaktorkern

<sup>91</sup> RDB-Füllstand 5,59 m oberhalb Reaktorkern

mässige Instandhaltung ist sichergestellt ist, dass das Notstandssystem auslegungsgemäss funktioniert.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Anforderung der TSL an die Funktionstüchtigkeit des SEHR-Systems wurde aus Sicht der HSK nachgewiesen, wobei nur die während der Funktionsprüfungen aufgetretenen Störungen die Funktionstüchtigkeit im Anforderungsfall beeinträchtigt hätten und gemäss Richtlinie HSK-R-15 als Vorkommnisse der Kategorie B eingestuft wurden. Bei den drei Vorkommnissen, die das System betrafen, und den vier Vorkommnissen, die die Notstromdiesel betrafen, war jeweils nur eine Redundanz betroffen. Die Sicherheitsfunktion des Systems war damit immer gewährleistet.

Die HSK erachtet es als notwendig, Massnahmen zur Verbesserung der Verfügbarkeit des Abgangsschalters für die Grundwasserpumpe zu treffen, dessen Fehlfunktion Ursache mehrerer Vorkommnisse war. Das KKL hat entsprechende Abklärungen eingeleitet.

Am 6. März 2007, ausserhalb des Beurteilungszeitraums der PSÜ, kam es aufgrund eines Funktionstests zum Blitzschutz, der nicht im Rahmen der TSL gefordert ist, zu einer Fehlauslösung der SEHR-ADS während des Leistungsbetriebs. Der Funktionstest wurde vom Stillstand in den Leistungsbetrieb verschoben, wie es auch nach den TSL-Änderungen von 2003 für einige Systeme zulässig wurde. Es stellte sich heraus, dass das Vorgehen bei der Freischaltung nicht den Vorgaben entsprach. Aber auch die Prozesse bei Arbeitsplanung und die Vorschriften waren verbesserungsbedürftig. Das KKL hat organisatorische Verbesserungsmassnahmen getroffen. Der Funktionstest wird seither wieder im Stillstand durchgeführt. Die Vorgaben für eine Reihe weiterer Tests und die Divisionsrevisionen wurden überprüft und wo nötig angepasst.

### Wiederholungsprüfprogramme

Das durchgeführte Wiederholungsprüfprogramm für das System TF erfüllt die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14. Es wurden diverse zerstörungsfreie Prüfungen sowie eine Druckprüfung und Funktionsprüfungen an Armaturen durchgeführt. Dabei festgestellte Abweichungen wurden behoben oder mittels Abweichungsmeldungen behandelt. Die Programme für die zerstörungsfreien Prüfungen werden von der HSK auch unter Berücksichtigung des Alterungsüberwachungsprogramms als angemessen beurteilt.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Der Neubau des SEHR-A-Brunnens und die Erhöhung der Fördermenge sowie die Nachrüstung der automatischen ECCS- und SEHR-ADS Blockierung bei ATWS im Rahmen der Leistungserhöhung sind Änderungen der Auslegung zur Verbesserung der Störfallbeherrschung.

Die Überprüfung der 1E-klassierten MOV zeigten nur geringe Mängel, die durch Austausch von zwei Elektromotoren der Stellantriebe und neue Einstellungen behoben werden konnten. Der Austausch der Stellungsanzeigen wird von der HSK als eine Massnahme bewertet, die Arbeiten im Drywell reduziert und damit die Mitarbeiter einer geringeren Strahlenexposition aussetzt, sowie die Zuverlässigkeit der Stellanzeige verbessert.

Mit der Nachrüstung einer Saugdrucküberwachung wurden dem Betriebspersonal eindeutige Messsignale bei einer Verstopfung des SEHR-Saugkorbes während eines Störfalls zur Verfügung gestellt,

um entsprechend der Störfallvorschrift SFA-1704-14 ein Rückspülen des Saugkorbes einzuleiten. Die Verfügbarkeit des Systems bei Störfällen ist mit der Anlagenänderung wesentlich verbessert worden.

Die Revision der elektro- und leittechnischen Dokumentation der 1E-klassierten Motorventile bewertet die HSK als Massnahme zur Reduzierung von Fehlerquellen. Der Anschluss von 16 1E-klassierten Motorventilen an das Diagnosesystem ANDIS wird von der HSK als Massnahme zur Erhöhung der Zuverlässigkeit gewertet, da Schäden an den Armaturen bereits vor dem Ausfall erkannt werden können.

### TSL-Änderungen

Die Erhöhung der Kühlwassermengenströme des Brunnenwassers auf 165 kg/s entspricht nicht den Randbedingungen für die neueren Analysen im Sicherheitsbericht, der einen Wert von 170 kg/s voraussetzt. Diese Inkonsistenz wird vom KKL im Rahmen des selbst auferlegten Set Point Control Programms überprüft.

Die bisher durchgeführten Intervallverlängerungen für den Systemtest sowie die Kalibrierung der Instrumentierung und die damit verbundene Änderung der Auslösegrenzwerte haben sich bisher nicht negativ auf die Zuverlässigkeit des Systems TF und den Anlagenbetrieb ausgewirkt.

### Alterungsüberwachung

Der Aufbau des Alterungsüberwachungsprogramms für die mechanischen Komponenten des SEHR-Systems entspricht im Wesentlichen den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51. Der AÜP-Steckbrief wurde vor Herausgabe der Richtlinie HSK-R-51 erstellt. Als potenziell relevante Alterungsmechanismen wurden Korrosionsmechanismen identifiziert. Konkrete Befunde, die auf diese Mechanismen zurückzuführen waren, liegen bisher nicht vor. Die Alterungsüberwachung wird auf dem gegenwärtigen Stand als ausreichend beurteilt.

### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass das Notstandssystem im Beurteilungszeitraum eine hohe Verfügbarkeit aufweist und dessen auslegungsgemässe Funktion bei Komponentenstörungen innerhalb der gemäss TSL zulässigen Zeiten wieder hergestellt werden konnte. Es ist zu erwarten, dass die hohe Systemverfügbarkeit auch in Zukunft gewährleistet bleibt.

## **6.8 Mensch-Maschine Schnittstelle**

Leitstände sind Bindeglieder zwischen Mensch und Anlage und dienen der Steuerung und Überwachung des Kraftwerkbetriebes. Das KKL verfügt über mehrere Leitstände – den Hauptkommandoraum, die Notsteuerstellen und Notstandsteuerstellen – sowie über Leit- und Steuerstellen zur lokalen Bedienung und Überwachung von Nebensystemen und Durchführung von Instandhaltungsmassnahmen und Prüfungen. In den bestehenden Mensch-Maschine-Schnittstellen wurden seit der Betriebsaufnahme für die direkte Prozessbedienung keine wesentlichen Änderungen vorgenommen.

Innerhalb des Beurteilungszeitraums befanden sich die leittechnischen Einrichtungen im KKL und deren Mensch-Maschine-Schnittstellen, insbesondere jener zur Prozessbeobachtung im Hauptkommandoraum, aufgrund der Implementierung der ersten Phasen des Projekts ANIS+ (Ertüchtigung des Anlageninformationssystem) in einer Umbruchphase. Die im Rahmen des Projekts ANIS+ geplante und schrittweise erfolgende Modernisierung des Kommandoraums, welche über mehrere Jahre fort-

dauern wird, führt zu nachhaltigen Veränderungen. Aus diesem Grunde stellen das Projekt ANIS+ und dessen Implikationen für den Kommandoraum, die übrigen Leitstellen sowie für das Personal einen Beurteilungsschwerpunkt dar. Der erste, unter der Bezeichnung ANIS+ PROMOD bereits realisierte Modernisierungsschritt umfasst den Ersatz der veralteten Prozessrechnereinrichtungen durch ein integriertes Prozessleitsystem mit einheitlicher Bedienoberfläche. Dieser Schritt enthält noch keine Prozessbedienfunktionen.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Grundsätzlich bestehen aufgrund der neu geschaffenen rechtlichen Grundlagen (KEG, KEV) keine spezifischen neuen Anforderungen an die Auslegung der Leitstände. Allerdings verlangt Art. 7 Bst. a KEV explizit eine ergonomische Gestaltung von Kernanlagen. Die weitere Beurteilung der Leitstände erfolgt anhand der Anforderungen 5.48 bis 5.56 der IAEA Requirements NS-R-1<sup>92</sup>.

Den oben erwähnten ersten Modernisierungsschritt (ANIS+ PROMOD) beurteilte die HSK auf Basis folgender zusätzlicher Grundlagen:

- Richtlinien HSK-R-30, HSK-R-35 und HSK-R-46
- IEC-60960 Functional design criteria for a safety parameter display system for nuclear power stations (1988)
- IEC-61226 Nuclear power plants-Instrumentation and control systems important to safety, second edition (2005)
- IEC-61513 Nuclear power plants-Instrumentation and control systems important to safety, general requirements for systems (2001)
- IAEA NS-G-1.3 Instrumentation and Control Systems Important to Safety in NPP (2002)

### **6.8.1 Hauptkommandoraum**

Mit Ausnahme der Eingriffsmöglichkeiten in das Notstandssystem befinden sich im Hauptkommandoraum die Einrichtungen zur Bedienung und Überwachung der Anlage im Normalbetrieb und bei Störfällen sowie die zur Sicherstellung dieser Aufgaben benötigten Kommunikationsmittel.

#### **Angaben des KKL**

Der Hauptkommandoraum ist grosszügig ausgelegt und weist im Groben eine funktionsgerechte und übersichtliche Gliederung nach Systemen und Anlagenteilen auf. Vor dem Beurteilungszeitraum wurden bereits umfangreiche ergonomische Verbesserungen im Hauptkommandoraum vorgenommen, insbesondere durch die Neugestaltung der Arbeitsplätze für die Schichtchefs und die Operateure. Diese Änderungen, welche den Aufbau eines neuen Sicherheitsparameter-Anzeigesystems, die Überarbeitung der konventionellen Gefahrenmeldeanlage (inklusive Aufschaltung von Sammelmeldungen auf das bildschirmgestützte Zeitfolge-Meldesystem), und die Nachrüstung fehlender Anzeigen der Störfallinstrumentierung in den Notsteuerstellen umfassten, wurden im Rahmen des HSK-Gutachtens zur Leistungserhöhung 1996 als wesentliche Verbesserungen bewertet. In diese Bewertung eingeschlossen war auch der Einbau einer gefilterten Überdruckhaltung im Hauptkommandoraum.

---

<sup>92</sup> IAEA Safety Standard NS-R-1, Safety of Nuclear Power Plants, 2000

Einzelne, innerhalb des Beurteilungszeitraumes vorgenommene, Anlagenänderungen bestanden in der Erweiterung der bestehenden Energieversorgung diverser Pultabschnitte ab den unterbrechungsfreien 220-V-Wechselstromversorgungen der Divisionen 10 und 20 und im Einbau eines Mehrkanalschreibers zur Überwachung der wichtigsten Prozessparameter der Kühlturmzusatzwasseranlage. Im Weiteren wurde die ehemalige Synoptiktafel der Brandmeldeanlage durch eine Bedien- und Anzeigestation des neuen Brandmeldeanlageleitsystems auf dem Arbeitsplatz des Turbinen-Operators ersetzt.

Die wesentlichste Änderung im Rahmen des ersten Modernisierungsschrittes (ANIS+ PROMOD) ist die erfolgte Ablösung der bestehenden Prozessrechner-Systeme, Zeitfolge-Melde-Systeme und Sicherheitsparameter-Anzeigesysteme durch das auf einer einheitlichen Plattform aufgebaute Anlageninformationssystem zu nennen. Hierzu wurden im Hauptkommandoraum sechs Prozessbedienstationen und zwei Grossbildanzeigen eingebaut. Die bildschirmgestützten Prozessbedienstationen dienen vorerst nur der Prozessbeobachtung. Entsprechend der heutigen Prozessbedienung ab den Bedienpulten wurden die Bildschirme der den Operateurarbeitsplätzen zugeordneten Prozessbedienstationen an den entsprechenden Bedienpulten aufgestellt. Bei der Umgestaltung des dem Kommandoraum angegliederten Notfallraumes in einen Notfallraum und Besprechungsraum für das Schichtpersonal und einen Arbeitsraum für den diensttuenden Schichtchef und Pikettingenieur wurde die neue Prozessbedienstation für die Notfallunterstützungsgruppe vom Computerraum in den Notfallraum verlegt. Unabhängig vom Modernisierungsschritt ANIS+ PROMOD baute das KKL folgende Bedienstationen ein: Am Arbeitsplatz des Hilfsanlagen-Operators installierte es eine Station zur Bedienung und Überwachung der Heizungs-, Lüftungs- und Klima-Systeme der Aktivwerkstatt und des Ausbildungs- und Informationszentrums. Am Arbeitsplatz des Turbinenoperators wurde eine neue Videozentrale eingerichtet. An den Schichtchefarbeitsplätzen wurden zusätzliche Bildschirme für das integrierte Betriebsführungssystem (IBIS) und für Applikationen wie das elektronische Schichtbuch installiert. Die Personensuchanlage wurde durch schnurlose Telefone ersetzt.

Die im Hauptkommandoraum verfügbaren Arbeitsmittel gewährleisten aus Sicht des KKL eine sichere Bedienung und Überwachung der Anlage im Normalbetrieb und bei Störfällen trotz punktuell bestehender ergonomischer Mängel, namentlich hinsichtlich Form- und Farbcodierung der Anzeigeelemente und der Anordnung von Anzeige- und Bedienungselementen. Mit den vorgenommenen Änderungen insbesondere mit dem Einbau des neuen Anlageinformationssystems wurden jedoch wesentliche Verbesserungen in der Informationspräsentation und der Bedienung des Informationssystems selbst gegenüber den früheren mittels Insellösungen aufgebauten Betriebsunterstützungssystemen realisiert. Die mangelhafte Farbcodierung wird jedoch durch das KKL aktuell korrigiert. Positiv wirkt sich die Einführung der schnurlosen Telefone einschliesslich Headsets auf den Bewegungsspielraum aus insbesondere bei der Durchführung wiederkehrender Prüfungen oder allfälliger Störungsbehebungen. Insgesamt stellt das KKL fest, dass der Hauptkommandoraum den ergonomischen Anforderungen genügt. Durch die periodische Simulatorschulung werde sichergestellt, dass das Kommandoraumpersonal auch in aussergewöhnlichen Fällen in der Lage ist, die Anlage sicher zu überwachen und zu bedienen. Mit dem neuen Anlageinformationssystem sei die Basis gelegt worden, um die noch verbliebenen ergonomischen Mängel zu beseitigen.

### **Beurteilung der HSK**

Im Hauptkommandoraum wurden durch den ersten Modernisierungsschritt ANIS+ PROMOD wesentliche ergonomische Verbesserungen erreicht. Das KKL konnte trotz der noch relativ kurzen Betriebs Erfahrung mit den neuen ANIS-Installationen bereits positive Auswirkungen der neuen Systeme feststellen, wobei sich die noch ausstehenden Verbesserungen insbesondere bezüglich der Gestaltung

der Bedienpulte beim geplanten Ersatz der betrieblichen Leittechnik und der damit erfolgenden Umstellung auf eine bildschirmgestützte Bedienung und Beobachtung realisieren lassen. Grundsätzlich ist der Kommandoraum auch weiterhin geeignet, um die sichere Steuerung und Überwachung des Kraftwerkbetriebes während des Normalbetriebs wie auch bei ausserordentlichen Betriebszuständen der Kraftwerksanlage zu gewährleisten.

### **6.8.2 Notsteuerstellen**

Für den Fall eines Verlustes des Hauptkommandoraumes stehen den Divisionen 1 und 2 zugeordnete, gegen äussere Einwirkungen geschützte Notsteuerstellen einschliesslich der notwendigen Kommunikationsmittel zur Verfügung, welche einzeln ein Abfahren und Nachkühlen der Reaktoranlage gewährleisten. Demselben Zweck dient eine weitere im geschützten Bereich vorhandene Notsteuerstelle (Division 3), welche die Steuerung des Hochdruckkernsprühsystems gestattet.

#### **Angaben des KKL**

Die mit Leuchttastern, Schaltern, Rundinstrumenten und vereinfachten Blindschaltbildern auf vertikalen Bedientafeln angeordnete Mensch-Maschine-Schnittstelle zur Bedienung und Überwachung der Sicherheitssysteme erfuhr abgesehen vom Einbau eines Terminals des Zeitfolge-Meldesystems gegenüber der letzten Bewertungsperiode keine wesentlichen Änderungen. Allerdings wurde im Rahmen von ANIS+ PROMOD eine neue Prozessbedienstation installiert, die ausschliesslich der Prozessbeobachtung dient.

Die Notsteuerstellen weisen bezüglich ergonomischer Gesichtspunkte gewisse Mängel auf. Insbesondere nennt das KKL die aufgrund der konsequenten räumlichen Trennung bestehende örtliche Aufteilung auf drei Räume und die engen Platzverhältnisse, welche einen ganzheitlichen Überblick über die Bedientafel verhindern. Das KKL sieht jedoch keinen Handlungsbedarf und weist darauf hin, dass bezüglich Ergonomie nur minimale Verbesserungsmassnahmen durchgeführt wurden, da die Notsteuerstellen lediglich für den Fall der Nichtverfügbarkeit des Hauptkommandoraumes zum sicheren Abfahren und Unterkritisch-Halten der Anlage, sowie für Instandhaltungsmassnahmen und Prüfungen dienen. Eine Verbesserung sei jedoch durch den Einbau einer Prozessbedienstation des neuen Informationssystems erzielt worden, welche die gesamte bezüglich Prozessfliessbilder, Kurvenbilder, Alarm- und Ereignislisten im Kommandoraum verfügbare Information auch in den Notsteuerstellen verfügbar macht. Zudem sind heute die Notsteuerstellen am Simulator abgebildet. Das KKL ist der Ansicht, trotz der ergonomischen Mängel seien die Notsteuerstellen den darin zu erfüllenden Aufgaben des Bedienpersonals angemessen.

Das KKL ist überzeugt, dass alle vorgenommenen Änderungen der Erhöhung der Sicherheit dienen. Es wurden keine nachteiligen Einflüsse in Bezug auf die Bedienung und Überwachung der Anlage festgestellt.

#### **Beurteilung der HSK**

Eine wesentliche Verbesserung wurde in den Notsteuerstellen mit dem Einbau einer Prozessbedienstation des neuen Anlage- und Informationssystems erreicht. Diese bietet dem Betriebspersonal insbesondere bei den im Normalbetrieb auszuführenden wiederkehrenden Funktionsprüfungen eine geeignete Unterstützung. Die bestehenden ergonomischen Mängel bezüglich der engen Platzverhältnisse lassen sich beim geplanten Ersatz der Sicherheitsleittechnik beseitigen, wobei gemäss Planung die heute bestehenden konventionellen Bedienfelder bestehen bleiben. Grundsätzlich sind die Not-

steuerstellen jedoch geeignet, im Anforderungsfall das sichere Abfahren und Unterkritisch-Halten der Anlage, sowie die ordentliche Durchführung von Instandhaltungsmassnahmen zu gewährleisten.

### **6.8.3 Notstandsteuerstellen**

Die den beiden Notstanddivisionen zugeordneten, gegen äussere Einwirkungen geschützten Steuerstellen einschliesslich der notwendigen Kommunikationsmittel dienen der vorsorglichen Inbetriebnahme des Notstandsystems als Not- und Nachkühlkette und in Notstandssituationen zur langfristigen Überwachung und Steuerung der Notstandssysteme.

#### **Angaben des KKL**

Die Notstandsteuerstellen haben die gleichen Änderungen im Beurteilungszeitraum erfahren wie die Notsteuerstellen. Das KKL ist auch hier überzeugt, dass alle vorgenommenen Änderungen der Erhöhung der Sicherheit dienen. Es wurden keine nachteiligen Einflüsse in Bezug auf die Bedienung und Überwachung der Anlage festgestellt.

#### **Beurteilung der HSK**

Es gilt für die Notstandsteuerstellen dieselbe Beurteilung wie für die Notsteuerstellen. Grundsätzlich sind die Notstandsteuerstellen geeignet, im Anforderungsfall das sichere Abfahren und Unterkritisch-Halten der Anlage, sowie die ordentliche Durchführung von Instandhaltungsmassnahmen zu gewährleisten.

## **6.9 Versorgungs- und Hilfssysteme**

Die in Kapitel 6.7 bewerteten Sicherheitssysteme benötigen für ihre auslegungsgemässe Funktion zahlreiche Versorgungs- und Hilfssysteme, die nachfolgend bewertet werden. Neben diesen indirekt einer Sicherheitsfunktion dienenden Systemen werden auch die im Zusammenhang mit der Kühlung der ausserhalb des Reaktordruckbehälters gelagerten Brennelemente und mit der Handhabung von Brennelementen erforderlichen sicherheitsrelevanten Systeme bewertet.

#### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Seit der letzten Sicherheitsüberprüfung des KKL ist die Verordnung über sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen in Kernanlagen (VBRK) in Kraft gesetzt worden. Die Richtlinie HSK-R-51 ist neu erstellt und die SVTI-Festlegung NE-14 geändert worden. Die Richtlinie HSK-R-51 beinhaltet Anforderungen an das Alterungsüberwachungsprogramm für Kernkraftwerke, die SVTI-Festlegung NE-14 enthält Anforderungen an die Wiederholungsprüfungen nuklear abnahmepflichtiger mechanischer Komponenten.

Die Alterungsüberwachung, die Wiederholungsprüfungen und die Funktionstests stellen die wesentlichen Informationsquellen für die Beurteilung des Zustands der Sicherheitssysteme dar.

Die Beurteilung der Betriebserfahrung mit den Hilfs- und Versorgungssystemen zur Kernnotkühlung und Nachkühlung konzentriert sich darauf, inwieweit die praktizierte Überwachung und Prüfung eine vorausschauende Erkennung von Schwachstellen sicherstellt und welche Auswirkungen Änderungen auf die Verfügbarkeit der Systeme zur Kernnotkühlung und Nachkühlung hatten. Hierzu werden die nachfolgenden Beurteilungskriterien herangezogen:

- Einhaltung der Anforderungen der TSL;

- Anzahl und Einstufung meldepflichtiger Vorkommnisse;
- Einhaltung der Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14;
- Einhaltung der Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51;
- Anzahl Änderungen;
- Vermeidung von Ausfällen durch vorbeugende Instandhaltung;
- Auswirkungen der TSL-Änderungen auf die Zuverlässigkeit von Komponenten;
- Vermeidung systematischer Fehler.

Für die Beurteilung der Lüftungsanlagen und Hebezeuge werden weitere spezifische Grundlagen herangezogen, auf die in den jeweiligen Kapiteln explizit verwiesen wird.

### **6.9.1 Lagerbeckenwasser Kühl- und Reinigungssystem (TG)**

Das Lagerbeckenwasser Kühl- und Reinigungssystem dient der Kühlung der Brennelemente in den Lagerbecken im Containment und im Brennelementlagergebäude. Die Wärmetauscher, Filter und aktiven Komponenten sind je nach Betriebsweise redundant vorhanden. Die Pumpen und dazugehörigen Ventile werden nur über die betrieblichen Schienen mit elektrischer Energie versorgt. Im Brennelementbecken des Containments kann das System maximal 190 Brennelemente kühlen. Zusätzlich besitzt das System zwei Filterstränge zur Reinigung des Wassers in den Lagerbecken.

Bei einem Ausfall des Systems TG kann diese Funktion auch von der Nachkühlfunktion des TH-Systems und des Teilsystems TH-24 übernommen werden. Eine ausreichende Überdeckung der Brennelemente mit Wasser dient der Abschirmung von ionisierender Strahlung. Das System ist damit auch dem Schutzziel „Begrenzung der Strahlenexposition“ der Bevölkerung und des Betriebspersonals zuzuordnen.

Zu den betrieblichen Funktionen gehört die Kühlung und Reinigung des Kühlmittels in den Lagerbecken.

Die Leitung und Ventile des Systems zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktion zusammen mit der Nachwärmeabfuhr (TH) sind mindestens der mechanischen Sicherheitsklasse SK 3, der elektrischen Sicherheitsklasse 1E und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Das Kühlsystem mit seinen Pumpen und Wärmetauschern ist der mechanischen Sicherheitsklasse SK 3 und der Erdbebenklasse EK II zugeordnet und elektrisch unklassiert (0E), wobei die Filter der Reinigungsstränge TG41/42 entsprechend den Anforderungen der mechanischen Sicherheitsklasse SK 4 und der Erdbebenklasse EK II ausgeführt sind. Die Containmentdurchdringungen und entsprechenden Isolationsarmaturen des Systems entsprechen den Anforderungen der mechanischen Sicherheitsklasse SK 2, der elektrischen Sicherheitsklasse 1E und der Erdbebenklasse EK I.

### **Angaben des KKL**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit des Brennelementbecken-Kühlsystems werden im KKL insgesamt 7 verschiedene Funktionstests durchgeführt.

Im Beurteilungszeitraum kam es bei einem nicht meldepflichtigen Ereignis im Jahr 2004 nach Ausfall einer Niveaumessung eines Reinigungsfilters zu einem fehlerhaften Öffnen eines Entlüftungsventils bei laufendem System. Als Folge sank der Füllstand in der Druckabbaukammer (DAK) unter die in

der TSL festgelegte Betriebsgrenze, was zu einer Alarmierung im Hauptkommandoraum und zur Nichterfüllung einer LCO (begrenzende Betriebsbedingung) führte. Das Schichtpersonal hob daraufhin den DAK-Füllstand innerhalb von sieben Minuten wieder an. Da das Auslösesignal zu diesem Zeitpunkt nur einkanalig anstand, kam es zu keiner automatischen Containmentisolation. Das KKL führte das Ereignis auf einen Auslegungsfehler in der Steuerung zurück. Die Steuerung wurde entsprechend geändert, um eine Wiederholung auszuschliessen.

Im September 2001 trat bei einem Funktionstest ein nicht meldepflichtiges Ereignis auf, bei dem das Niveau im Brennelementlagerbecken aufgrund eines Fehlers an einer Rückschlagklappe um 10 bis 15 cm fiel. Ein ähnlicher Vorfall mit gleicher Ursache ereignete sich im Dezember 2004, bei dem eine LCO-Nichterfüllung vorlag. Als Massnahme wurde das Instandhaltungsintervall der Rückschlagklappen verkürzt. Die gemäss TSL geforderte Überdeckung der Brennelemente von 7 m war in beiden Fällen immer mit ausreichender Marge erfüllt. Die TSL-Bedingung zur Betriebsbereitschaft des Brennelementlagerbeckens fordert einen minimalen Füllstand von +5,69 m, was einer Überdeckung der Brennelemente von 7,69 m entspricht. Diese TSL-Bedingung war für 15 Minuten nicht erfüllt.

Alle LCO-Nichterfüllungen konnten innerhalb der gemäss TSL zulässigen Frist beendet werden. Alle Funktionstests erfüllten nach Beseitigung aufgetretener Störungen die Anforderungen der TSL.

Während der JHR 2001 wurden im Rahmen von Systemchecks Ventilchecklisten nur teilweise abgearbeitet. Dieser Vorfall wurde gemäss Richtlinie HSK-R-15 als Vorkommnis der Kategorie B eingestuft. Die Ursachen lagen jeweils im Bereich menschlichen Verhaltens.

#### Wiederholungsprüfprogramme

Das KKL beurteilt die Prüfverfahren, Prüfintervalle und -umfänge als angemessen. Die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 im Beurteilungszeitraum seien mit Ausnahme der Durchführung der visuellen Prüfungen an Filterbehältergehäusen im zweiten Prüfintervall erfüllt worden. Bei der Prüfung eines Sicherheitsventils führte ein Befund zur Verkürzung des Prüfintervalls.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden die folgenden wesentlichen Arbeiten am System TG durchgeführt:

- In den Jahren 1996 bis 2000 wurden im Rahmen der Projektes „1E-MOV-Sanierung“ fünf sicherheitsrelevante Motorarmaturen analysiert, Einstellungen geändert, und in einem Fall der Antrieb saniert.
- Anschluss von zwei 1E-klassierten Motorventilen (MOV) des Systems an das Diagnosesystem ANDIS in den Jahren 2000 und 2001.
- Optimierung der Schaltung des Isolationsventils 21TG30S007 mittels einer Zweipunkt-Regelung zur besseren Niveauhaltung des Brennelementbeckens im Containment.

#### TSL-Änderungen

Im Jahr 2003 wurde im Rahmen des Antrags zur Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate die Durchführung der Funktionstests und Kalibrierungen für diverse Temperaturüberwachungen geändert, sodass die bisherigen jährlichen Arbeiten vom Stillstand in den Leistungsbetrieb gelegt werden konnten.

### Alterungsüberwachung

Für die Alterungsüberwachung der mechanischen Komponenten des Brennelementbecken-Kühlsystems wurde im Beurteilungszeitraum ein Programm erstellt und einmal revidiert. Die in Frage kommenden Alterungsmechanismen wurden beurteilt. Eine Abklärung zur Korrosion an ferritischen Leitungen wurde durchgeführt. Aus Sicht des KKL ist derzeit keine Ergänzung des bestehenden Instandhaltungs- und Wiederholungsprüfprogramms erforderlich. Diese Beurteilung wird jährlich überprüft.

### Gesamtbewertung

Das KKL bewertet die Anlagenänderungen als Ertüchtigungen und Verbesserungen. Weiterhin kommt das KKL zum Schluss, dass durch die regelmässige und vorausschauende Instandhaltung sowie die periodischen Überprüfungen die Funktionsbereitschaft des Systems TG auf einem hohen Niveau gehalten wurde, und dies auch für die Zukunft zu erwarten ist.

### **Beurteilung der HSK**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Erfüllung der Anforderungen der TSL an die Funktionstüchtigkeit der Sicherheitsfunktionen des Brennelementbecken-Kühlsystems wurde im Beurteilungszeitraum durch die Funktionstests nachgewiesen.

Das Absinken des Füllstandes in der DAK im Jahre 2004, verursacht durch einen Ausfall einer Messung des Brennelementbecken-Kühlsystems, bewertet die HSK im Gegensatz zum KKL als ein Vorkommnis, welches der HSK wegen seiner Bedeutung für die behördliche Aufsicht gemäss Richtlinie HSK-R-15 Tabelle T3-3 hätte gemeldet werden müssen. Dass eine Einstiegsbedingung in die Störfallanweisung „Primärcontainment-Überwachung“ zur Anhebung des DAK-Füllstands vorlag und eine LCO nicht mehr erfüllt war, zeigt die Bedeutung des Ereignisses für die behördliche Aufsicht. Da der Füllstand innerhalb von sieben Minuten angehoben und damit die Betriebsbereitschaft der DAK wieder hergestellt wurde, wäre das Ereignis aus Sicht der HSK nur als Vorkommnis der Kategorie U einzustufen gewesen.

Bei zwei weiteren internen Ereignissen, bei denen ebenfalls LCO nicht erfüllt waren, sank der Füllstand im Brennelementlagerbecken um maximal 17 cm ab. Hinsichtlich Abschirmung vor ionisierender Strahlung und Kühlung der Brennelemente war die Sicherheit gewährleistet, weil immer eine gemäss TSL ausreichende Überdeckung der Brennelemente von mehr als 7 m gegeben war.

Das unvollständige Abarbeiten von Ventilchecklisten im August 2001 (Ereignis 2001-21) hatte für den konkreten Fall aus Sicht der HSK keinen Einfluss auf die Verfügbarkeit des Systems, da es sich um eine Nachkontrolle handelte und eine anschliessende Wiederholung der Kontrolle keine Befunde zeigte.

Die Verfügbarkeit der Sicherheitsfunktionen des Systems wird von der HSK als hoch bewertet, da bis auf die genannten Ereignisse keine Störungen auftraten und die zulässigen LCO-Nichterfüllungszeiten jeweils nur in einem geringen Mass ausgeschöpft wurden. Die ergriffenen Massnahmen wurden als ausreichend beurteilt, um Wiederholungen der Ereignisse auszuschliessen.

### Wiederholungsprüfprogramme

Das durchgeführte Wiederholungsprüfprogramm für das System TG erfüllt die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14. Es wurden diverse zerstörungsfreie Prüfungen sowie Funktionsprüfungen an Armaturen durchgeführt. Dabei festgestellte Abweichungen wurden behoben oder mittels Abweichungsmeldungen behandelt. Die HSK geht davon aus, dass die Ursachen, die zur einmaligen Unterlassung einer visuellen Prüfung führten, heute nicht mehr bestehen.

Die Abweichung bei der Prüfung des Ansprechüberdrucks an einem Sicherheitsventil trat nach den Ergebnissen der Überwachung im Beurteilungszeitraum mehrfach auf, sodass das Prüfintervall mittlerweile auf ein Jahr verkürzt wurde.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die im Beurteilungszeitraum durchgeführten Änderungen an Motorarmaturen zeigen, dass diese schon weitgehend den neuen Anforderungen entsprachen. Die weiteren Anlagenänderungen dienen vornehmlich der Verbesserung der bereits hohen Systemverfügbarkeit und Verbesserung der Überwachung und Steuerung der Armaturen.

### TSL-Änderungen

Die Verschiebung der Kalibrierung von Temperaturmessstellen vom Stillstand in den Leistungsbetrieb stellt keine wesentliche Änderung dar, da der Betrieb des Brennelement-Kühlsystems keinen Einfluss auf den Betriebszustand des Reaktors hat.

### Alterungsüberwachung

Das Alterungsüberwachungsprogramm für die mechanischen Komponenten des TG-Systems entspricht im Wesentlichen den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51. Der AÜP-Steckbrief wurde vor Herausgabe der Richtlinie HSK-R-51 erstellt. Als potenziell relevante Alterungsmechanismen wurden Korrosionsmechanismen identifiziert. Konkrete Befunde, die auf diese Mechanismen zurückzuführen waren, werden nicht genannt. Die gezielte Abklärung mit Wandstärkemessungen führte zum Ergebnis, dass noch keine Effekte einer fortschreitenden Korrosion zu beobachten sind. Unter der Voraussetzung, dass in Zukunft auch alle Wiederholungsprüfungen programmgemäss durchgeführt werden, erscheint die Alterungsüberwachung auf dem gegenwärtigen Stand ausreichend.

### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass die betrieblichen und sicherheitsrelevanten Funktionen des Lagerbeckenwasser Kühl- und Reinigungssystems im Beurteilungszeitraum mit hoher Zuverlässigkeit gewährleistet waren und dies auch in Zukunft zu erwarten ist.

## **6.9.2 Nukleares Zwischenkühlwassersystem (VG)**

Das nukleare Zwischenkühlwassersystem (NICCW, Nuclear Island Closed Cooling Water) übernimmt die in der Reaktoranlage anfallende Abwärme in allen normalen und anormalen Betriebszuständen sowie bei Auslegungsstörfällen und gibt sie über das Nebenkühlwassersystem(VF) an den Rhein ab.

Das nukleare Zwischenkühlwassersystem besteht aus zwei Kühlkreisläufen (A und B), die einer Sicherheitsfunktion zugeordnet sind, und einem betrieblichen Kühlkreislauf (0). Der betriebliche Kreis-

lauf 0 besitzt keine eigenen Pumpen und wird entweder vom Kreislauf A oder B mit Kühlwasser versorgt.

Während des Leistungsbetriebs müssen die Kühlkreisläufe A und B betriebsbereit sein, wobei abwechselnd nur ein Kreislauf in Betrieb ist. Während der JHR ist der Betrieb mit nur einem betriebsbereiten Kühlkreislauf (A oder B) zulässig.

Das nukleare Zwischenkühlwassersystem bildet eine Aktivitätsbarriere zwischen dem Primärwasser des Reaktors und dem Nebenkühlwasser. Eine weitere Sicherheitsfunktion ist die Abfuhr der anfallenden Wärme über die Kreisläufe A oder B beim störfallbedingten Betrieb der Sicherheitssysteme. Bei Ausfall der Pumpen des nuklearen Zwischenkühlwassersystems speist das Notkühlwassersystem (VE) Kühlwasser in die Kühler des Zwischenkühlwassersystems und gewährleistet die Kühlung der Sicherheitssysteme. Beim Betrieb mit dem Notkühlwassersystem geht dann allerdings eine Barriere verloren. Aufgrund seiner Sicherheitsfunktionen werden dem nuklearen Zwischenkühlwassersystem die Schutzziele „Kühlung der Brennelemente“ und „Einschluss radioaktiver Stoffe“ zugeordnet.

Die Leitungen und Ventile der Kühlkreisläufe A und B des Systems zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktion erfüllen die Anforderungen der mechanischen Sicherheitsklasse SK 2 und SK 3, der elektrischen Sicherheitsklasse 1E und der Erdbebenklasse EK I. Die Teile des Systems, die die betrieblichen und sicherheitsrelevanten Funktionen erfüllen, wie der Kühlkreislauf 0 sowie die Pumpen sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 3 und der Erdbebenklasse EK II zugeordnet. Die zugehörigen elektrischen Komponenten sind unklassiert (0E).

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit des nuklearen Zwischenkühlwassersystems werden im KKL insgesamt 11 verschiedene Funktionstests durchgeführt, wovon bei vier Funktionstests andere Systeme mitgetestet werden. Bei den Funktionstests traten im Beurteilungszeitraum zwei meldepflichtige Ereignisse auf. Im ersten Fall wurde eine Armatur beim Öffnen über ein zu hohes Drehmoment abgeschaltet. Beim nochmaligen Ansteuern der Armatur öffnete diese. Als Massnahme wurden die Wartungsvorschriften für die Armaturen geändert. Im zweiten Fall erfolgte im Jahre 2003 eine Abschaltung der NICCW-Pumpe aufgrund eines kurzzeitigen Überschreitens des Durchflussgrenzwertes im zugehörigen Strang des Nebenkühlwassersystems. Das Vorkommnis wurde gemäss Richtlinie HSK-R-15 der Kategorie B zugeordnet. Im Anforderungsfall hätte die automatische Umschaltung nicht funktioniert, eine manuelle Umschaltung wäre aber jederzeit möglich gewesen. Die Ursache konnte erst im Jahre 2006 bei einem ähnlichen Vorkommnis geklärt werden. Mit den durchgeführten Massnahmen konnten auch Probleme gelöst werden, die bei betrieblichen Umschaltungen zwischen den Kühlkreisläufen auftraten. Im Januar 2003 musste die Umwälzpumpe des Kühlkreislaufs B aufgrund eines Lagerschadens mehrere Tage ausser Betrieb genommen und generalüberholt werden.

Bei beiden Ereignissen und beim Lagerschaden an einer Umwälzpumpe lag je eine LCO-Nichterfüllung vor, welche innerhalb der zulässigen Frist beendet werden konnte. Alle Funktionstests konnten nach der Störungsbehebung erfolgreich abgeschlossen werden.

### Wiederholungsprüfprogramme

Im Beurteilungszeitraum wurden im Rahmen der Wiederholungsprüfprogramme visuelle Prüfungen, System- und Komponentenbegehungen, Dichtheitsprüfungen und Funktionsprüfungen von Sicher-

heitsventilen durchgeführt. Der Betreiber hat keine bewertungspflichtigen Befunde festgestellt und beurteilt die Wiederholungsprüfprogramme als angemessen.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden die folgenden wesentlichen Arbeiten am nuklearen Zwischenkühlwassersystem durchgeführt:

- In den Jahren 1996 bis 2000 wurden im Rahmen des Projektes „1E-MOV-Sanierung“ zehn sicherheitsrelevante Motorarmaturen analysiert, von denen bei sechs Armaturen die Sanierung der Antriebe notwendig war.
- Anschluss von zwei 1E-klassierten Motorventilen (MOV) des Systems an das Diagnosesystem ANDIS in den Jahren 2000 und 2001.
- Beschaffung von Reserveklappen für die 52 Absperrklappen des Systems, wodurch eine ausreichende Anzahl Absperrklappen zum Austausch während der Jahresstillstände zur Verfügung steht: Die Instandsetzung der ausgetauschten Armaturen kann jetzt ausserhalb der Jahresstillstände durchgeführt werden, wodurch die Verfügbarkeit verbessert wird.
- Reparatur der NICCW-Umwälzpumpe B innerhalb von 7 Tagen nach Feststellung eines Lagerschadens mittels Stossimpulsmessung.
- Signalisierung für den gesperrten Schaltzustand der OE-Komponenten des Systems im Kommandoraum.

### TSL-Änderungen

In 2003 wurde im Rahmen des Antrags zur Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate die jährliche Durchführung der Funktionstests und Kalibrierungen der Instrumentierung vom Stillstand in den Leistungsbetrieb gelegt.

### Alterungsüberwachung

Der Betreiber hat gegen Ende des Beurteilungszeitraumes eine alterungstechnische Beurteilung des Systems durchgeführt und einen AÜP-Steckbrief erstellt. Aus der Beurteilung ergaben sich keine Ergänzungen für die Instandhaltungs- und Wiederholungsprüfprogramme.

### Gesamtbewertung

Im Beurteilungszeitraum wurden am nuklearen Zwischenkühlwassersystem durch Austausch von Komponenten und durch Änderungen von Einstellwerten Verbesserungen durchgeführt, die Störungen verhindern und die Zuverlässigkeit des Systems weiter erhöhen.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die HSK bewertet die Funktionstüchtigkeit des nuklearen Zwischenkühlwassersystems entsprechend den Anforderungen der TSL als nachgewiesen. Bei der Behebung der aufgetretenen Störungen wurden die zulässigen Reparaturzeiten nur zu einem Bruchteil ausgenutzt. Die LCO-Nichterfüllungen betrafen immer nur einen Strang, wobei die redundante Kühlung über das Notkühlwassersystem (VE) nicht betroffen war. Im Falle des Vorkommnisses der Kategorie B gemäss der Richtlinie HSK-R-15, bei dem im Anforderungsfall die automatische Umschaltung nicht funktioniert hätte, wäre eine manu-

elle Umschaltung aber jederzeit möglich gewesen. Die HSK beurteilt deshalb die Funktionstüchtigkeit des Systems in allen Fällen als ausreichend. Auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung kommt die HSK zum Ergebnis, dass Art und Umfang der Funktionstests ausreichend sind und das System mit hoher Verfügbarkeit betrieben wurde.

#### Wiederholungsprüfprogramme

Das durchgeführte Wiederholungsprüfprogramm für das nukleare Zwischenkühlwassersystem VG erfüllt die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 mit einer Ausnahme: Die Chemikalienmischbehälter VG10B002 und VG20B002 sind gemäss SVTI-Festlegung NE-14 der Kategorie 3.1 zugeordnet und somit einer inneren und äusseren Prüfung zu unterziehen. Aus diesem Grund ist das Wiederholungsprüfprogramm für das nukleare Zwischenkühlwassersystem entsprechend Forderung 5.5.2-2 in Kapitel 5.5.2 zu überprüfen und zu ergänzen.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die HSK beurteilt die Sanierung der elektrischen Antriebe von sicherheitsrelevanten Ventilen als Beseitigung von Schwachstellen. Der Lagerschaden einer Umwälzpumpe des Systems konnte zwar nicht durch die vorbeugende Instandhaltung verhindert werden, der Schaden wurde aber vor Ausfall der Pumpe erkannt und innerhalb der gemäss TSL zulässigen LCO-Nichterfüllungszeit repariert. Die HSK beurteilt die Unverfügbarkeit eines Stranges des Systems deshalb als zulässig, wobei das Sicherheitsniveau der Anlage nur geringfügig betroffen war. Die weiteren Änderungen beurteilt die HSK als Verbesserung der Überwachung von Komponenten und der Erhöhung der Verfügbarkeit des Systems.

#### TSL-Änderungen

Die Verschiebung der Kalibrierung der Instrumentierung des nuklearen Zwischenkühlwassersystems vom Stillstand in den Leistungsbetrieb hat sich bisher nicht negativ auf die Zuverlässigkeit des Systems und den Anlagenbetrieb ausgewirkt.

#### Alterungsüberwachung

Der AÜP-Steckbrief wurde vor Inkraftsetzung der HSK-R-51 erstellt. Aus der alterungstechnischen Beurteilung ergab sich ein Potenzial für Korrosionsmechanismen im System, die zu Ablagerungen führen können, welche mit den Funktionsprüfungen erkannt werden. Taupunktkorrosion durch Kondenswasser tritt an Komponenten des Zwischenkühlwassersystems im Drywell auf und wird bei Bedarf durch Sanierung von Schutzanstrichen behoben. Unter der Voraussetzung, dass die Instandhaltung auf mindestens gleich hohem Niveau weitergeführt und die alterungstechnische Beurteilung des Systems gemäss Regelwerk aktualisiert wird, erscheint die Alterungsüberwachung auf dem derzeitigen Stand ausreichend.

#### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass das nukleare Zwischenkühlwassersystem im Beurteilungszeitraum mit hoher Verfügbarkeit betrieben wurde und die Sicherheitsfunktionen jederzeit gewährleistet waren. Mit den durchgeführten Anlagenänderungen wurde das System gezielt verbessert, sodass auch in Zukunft dessen hohe Verfügbarkeit gewährleistet sein dürfte. Allerdings ist der Umfang der durchzuführenden systemspezifischen Wiederholungsprüfungen zu überprüfen.

### 6.9.3 Notkühlwassersystem (VE)

Das Notkühlwassersystem hat bei abgeschaltetem Reaktor und bei Ausfall des Neben- und Zwischenkühlwassersystems die Wärmeabfuhr aus der Anlage zu gewährleisten. Die Stränge A und B dienen dabei als sichere Wärmesenke der Divisionen 11 und 21. Der dritte Strang dient der Kühlung des Hochdruck-Kernsprühsystems und ist der Division 31 zugeordnet. Darüber hinaus kühlt das Notkühlwassersystem die Notsteuerstellen während des Umluftbetriebs. Die Notstromversorgung wird durch je einen Notstromdiesel pro Division sichergestellt, dessen Kühlung dem jeweiligen Strang des Notkühlwassersystems zugeordnet ist. Das Notkühlwassersystem hat damit ausschliesslich eine Sicherheitsfunktion.

Das Notkühlwassersystem stellt in Verbindung mit anderen Systemen das Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“ bei Störfällen sicher. Die Komponenten des Systems sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 3, der elektrischen Sicherheitsklasse 1E und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet.

#### Angaben des KKL

##### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit des Notkühlwassersystems werden im KKL insgesamt 22 verschiedene Funktionstests durchgeführt. Im Beurteilungszeitraum traten hierbei gemäss Richtlinie HSK-R-15 vier meldepflichtige Ereignisse der Kategorie U auf, die von elektrischen Schaltern und Elektronikarten verursacht wurden. In drei Fällen konnten die Funktionstests erst nach der Behebung der Störung erfolgreich abgeschlossen werden. Im Anforderungsfall wäre das System trotz der Störungen funktionsbereit gewesen. Für das System wurden im Beurteilungszeitraum keine LCO-Nichterfüllungen festgestellt.

##### Wiederholungsprüfprogramme

Im Berichtszeitraum wurden System- und Komponentenbegehungen und Funktionsprüfungen gemäss SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt. Bei der Prüfung von zwei Sicherheitsventilen ergaben sich Befunde, die zur Verkürzung von Prüfintervallen führten. Das KKL betrachtet die Wiederholungsprüfprogramme als angemessen.

##### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden am Notkühlwassersystem folgende sicherheitstechnisch wichtigen Änderungen an mechanischen Komponenten durchgeführt:

- Im Rahmen der Leistungserhöhung wurden 1998 die Pumpen der Stränge A und B zur Erhöhung der Kapazität mit neuen Laufrädern versehen. Ein Austausch der Antriebsmotoren war nicht notwendig. Abklärungen ergaben, dass die Motoren über ausreichende Reserven verfügen.
- Aufgrund von Erosionsschäden erfolgte ein Austausch von Rohrstücken in den Leitungen VE25/15/32Z003, die aus einem korrosionsbeständigerem Material bestehen. Das KKL bewertet den Austausch als eine wesentliche Verbesserung in der Erosionsbeständigkeit, wie Nachkontrollen zeigten.
- Ertüchtigung der Überwachung und Erweiterung der Logik der Notstromdiesel der Divisionen 11, 21, und 31 und des Notkühlwassersystems

### TSL-Änderungen

In 2003 wurde die gesamte TSL überarbeitet. Die Kalibrierungsintervalle der Instrumentierung des Notkühlwassersystems wurden auf 24 Monate verlängert und die Kalibrierung wurde vom Stillstand in den Leistungsbetrieb verschoben.

### Alterungsüberwachung

Der Steckbrief für das VE-System wurde gegen Ende des Beurteilungszeitraumes erstellt. Das KKL definiert eine Ergänzungsmassnahme bezüglich der Inspektion von Innenoberflächen der Rohrleitungen, welche aus Sicht des Betreibers eine Ergänzung des Langzeitkonzepts der Instandhaltung darstellt.

### Gesamtbewertung

Das KKL bewertet die Anlagenänderungen als Verbesserung der Verfügbarkeit, der Zuverlässigkeit sowie der Überwachung. Die Erhöhung der Förderkapazität der Umwälzpumpen war die einzige Auswirkung der Leistungserhöhung auf das System.

### **Beurteilung der HSK**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die HSK bewertet die Funktionstüchtigkeit des Nebenkühlwassersystems gemäss Anforderung der TSL als nachgewiesen. Störungen des Systems hatten keine wesentlichen Auswirkungen auf die nukleare Sicherheit, weil die LCO stets erfüllt waren und das System im Anforderungsfall seine Sicherheitsfunktion erfüllt hätte.

#### Wiederholungsprüfprogramme

Das Wiederholungsprüfprogramm für das Notkühlwassersystem entspricht den Anforderungen gemäss SVTI-Festlegung NE-14 für Rohrleitungen der mechanischen Sicherheitsklasse SK 3, jedoch nicht für eine Reihe von Behältern. Aus diesem Grund ist das Wiederholungsprüfprogramm für das Notkühlwassersystem entsprechend Forderung 5.5.2-2 in Kapitel 5.5.2 zu überprüfen und zu ergänzen.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Auf der Grundlage der bisherigen Betriebserfahrung des Notkühlwassersystems, wie sie sich während der störungsfreien Durchführung der Funktionstests darstellt, bewertet die HSK die Anlagenänderungen wie z. B. die Kapazitätserhöhung der Umwälzpumpen als erfolgreich. Die Erosion an Leitungsabschnitten beurteilt die HSK als eine punktuelle Schwäche der Auslegung, die durch die Sanierungsmassnahmen behoben wurde. Mit dem rechtzeitigen Austausch dieser Leitungsabschnitte wurde der auslegungsgemässe Zustand des Systems erhalten.

### TSL-Änderungen

Die Verlängerung der Kalibrierungsintervalle und die Verschiebung der Kalibrierung der Instrumentierung des Notkühlwassersystems vom Stillstand in den Leistungsbetrieb haben sich bisher nicht negativ auf die Zuverlässigkeit des Systems und den Anlagenbetrieb ausgewirkt.

### Alterungsüberwachung

Wie der Betreiber im Alterungsprogramm festgestellt hat, weist dieses System ein Potenzial für Korrosions- und Erosionsmechanismen auf, die mit den System- und Komponentenbegehungen gemäss SVTI-Festlegung NE-14 nicht frühzeitig erkannt werden können. Die HSK erachtet daher Ergänzungsmassnahmen zur Feststellung des inneren Zustandes der Rohrleitungen, wie sie aus dem AÜP-Abklärungsauftrag resultieren, als wichtigen Beitrag zur Verbesserung der Instandhaltung des Systems. Wandstärkemessungen wären zu diesem Zweck besser geeignet als visuelle Inspektionen.

### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass das Notkühlwassersystem im Beurteilungszeitraum mit hoher Verfügbarkeit betrieben wurde und die Sicherheitsfunktion jederzeit gewährleistet war. Mit den durchgeführten Anlagenänderungen wurde das System verbessert und an die aus der Leistungserhöhung resultierenden Anforderungen angepasst. Auch für die Zukunft ist zu erwarten, dass die Betriebsbereitschaft des Systems bei hoher Verfügbarkeit gewährleistet sein dürfte. Allerdings ist der Umfang der durchzuführenden systemspezifischen Wiederholungsprüfungen zu überprüfen.

## **6.9.4 Nebenkühlwassersystem (VF)**

Das Nebenkühlwassersystem übernimmt die anfallende Abwärme vom nuklearen und konventionellen Zwischenkühlwassersystem sowie von betrieblichen Hilfskühlkreisläufen und gibt sie an den Rhein ab. Die Kreisläufe A und B des Nebenkühlwassersystems haben eine sicherheitstechnische Bedeutung. Diese Kreisläufe werden jedoch nicht über eine Notstromschiene versorgt. Bei Ausfall des Nebenkühlwassersystems und/oder des Zwischenkühlwassersystems wird die Wärmeabfuhr als Sicherheitsfunktion durch das Notkühlwassersystem gewährleistet. Als Hilfssystem unterstützt das Nebenkühlwassersystem die Einhaltung des Schutzziels „Kühlung der Brennelemente“.

Darüber hinaus hat das Nebenkühlwassersystem in seiner betrieblichen Funktion das verdampfende Kühlturmwater zu ersetzen.

Entsprechend seiner sicherheitstechnischen Bedeutung sind die Leitungen und Komponenten des Nebenkühlwassersystems, die die Wärme aus dem Nuklearen Zwischenkühlkreislauf abführen, der mechanischen Sicherheitsklasse SK 3 zugeordnet. Der betriebliche Kreislauf 0 des Systems ist gemäss Richtlinie HSK-R-35 mechanisch unklassiert. Elektrisch ist das gesamte System unklassiert. Bis auf das Überlaufbecken und die Absturzkammer, die der Erdbebenklasse EK I zugeordnet sind, ist das gesamte System entsprechend den Anforderungen der Erdbebenklasse EK II ausgelegt.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit des nuklearen Nebenkühlwassersystems werden im KKL insgesamt 5 verschiedene Funktionstests durchgeführt. Im Nachhinein konnte 2006 die Ursache eines nicht erfolgreichen Funktionstests im Jahr 2003 identifiziert werden, bei dem eine Pumpe des nuklearen Nebenkühlwassersystems störungsbedingt abgeschaltet hatte. Störungsursache war das Überschwingen eines Durchflusstransmitters. Die Störung war als meldepflichtiges Vorkommnis der Kategorie B eingestuft worden. Beim Betrieb des Systems traten im Beurteilungszeitraum keine meldepflichtigen Ereignisse auf. Ebenfalls wurden keine LCO-Nichterfüllungen aufgrund von Komponentenausfällen festgestellt. Bei Umschaltungen kam es zu einigen Störungen und Ausfällen von Kompo-

nennten. Verursacht wurden diese Störungen durch unklassierte Komponenten des Systems, die nur eine betriebliche Bedeutung haben.

#### Wiederholungsprüfprogramme

Das KKL gibt an, dass für das System keine Wiederholungsprüfprogramme gemäss SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt werden.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurde eine grössere Anzahl von Anlagenänderungen an den unklassierten Teilen des Systems durchgeführt. Wesentliche Arbeiten betrafen dabei die Anpassung des Systems im Kreislauf 0 an den erhöhten Kühlwasserbedarf im Maschinenhaus nach der Leistungserhöhung, wobei im Sommer die Kälteanlagen mehr Kühlwasser benötigen. Massnahmen zur Optimierung des Wasserkreislaufs sind in Vorbereitung. Darüber hinaus wurden für die betrieblichen Funktionen nach internen Vorkommnissen bei Umschaltungen der Nebenkühlwasserpumpen diverse elektro- und leittechnische Verbesserungsmassnahmen durchgeführt.

Folgende Anlagenänderungen in Verbindung mit klassierten Komponenten wurden am Nebenkühlwassersystem durchgeführt:

- Umbau der Nebenkühlwasserpumpen auf selbstschmierende Lager in den Jahren von 1996 bis 2007.
- Einbau von Füll- und Belüftungsanschlüssen sowie Entlüftungsventilen in den Kreisläufen A und B.
- Demontage der Rückschlagklappen VF71/72.
- Ertüchtigungsmassnahmen zum Blitzschutz für die Instrumentierung des Systems.

#### TSL-Änderungen

Im Beurteilungszeitraum sind keine Änderungen der TSL durchgeführt worden, die das Nebenkühlwassersystem betrafen.

#### Alterungsüberwachung

Zurzeit ist das Nebenkühlwassersystem noch nicht im AÜP erfasst. Das KKL sieht vor, bis Ende 2008 einen Steckbrief für den Teil des VF-Systems zu erstellen, der der Wärmeabfuhr des nuklearen Zwischenkühlwassersystems dient.

#### Gesamtbewertung

Im Beurteilungszeitraum wurden am Nebenkühlwassersystem durch Austausch von Komponenten und durch Änderungen Schwachstellen beseitigt, um die Zuverlässigkeit des Systems weiter zu erhöhen.

#### **Beurteilung der HSK**

##### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die HSK bewertet die Funktionstüchtigkeit des Nebenkühlwassersystems gemäss Anforderung der TSL als nachgewiesen. Störungen des Systems hatten keine wesentlichen Auswirkungen auf die nukleare Sicherheit, weil die LCO stets erfüllt waren. Im Falle des gemäss der Richtlinie HSK-R-15

der Kategorie B zugeordneten Vorkommnisses wäre eine manuelle Umschaltung jederzeit möglich gewesen. Die Funktionstüchtigkeit der sicherheitsrelevanten Funktion war damit immer gegeben. Auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung bewertet die HSK Art und Umfang der Funktionstests als ausreichend. Die weiteren Ereignisse, die dem System zuzuordnen sind, betrafen nur die betrieblichen Funktionen.

#### Wiederholungsprüfprogramme

Nach Aussage vom KKL werden für das Nebenkühlwassersystem keine Wiederholungsprüfprogramme gemäss SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt. Da aber Abschnitte des Systems der Sicherheitsklasse 3 zugeordnet sind, ist das Wiederholungsprüfprogramm für das Nebenkühlwassersystem entsprechend Forderung 5.5.2-2 in Kapitel 5.5.2 zu überprüfen.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die HSK bewertet die Anlagenänderungen an nicht klassierten Komponenten als Verbesserung der Verfügbarkeit. Die Kühlkapazität des betrieblichen Kreislaufs 0 ist trotz den Änderungen nach der Leistungserhöhung noch nicht ausreichend. Die HSK stellt fest, dass die gemäss Angaben vom KKL zu geringe Kühlkapazität bisher keine Auswirkungen hinsichtlich der Beherrschung von betrieblichen Abweichungen hatte.

Die durchgeführten Änderungen an den klassierten Anlagenteilen werden von der HSK als Verbesserung bewertet, die die Störanfälligkeit und den Wartungsaufwand reduzieren und das System vereinfachen.

#### Alterungsüberwachung

Der HSK wurde der AÜP-Steckbrief zum Nebenkühlwassersystem Ende 2008 eingereicht. Demnach sind in der Vergangenheit unterschiedliche Arten der Korrosion an den Komponenten dieses Systems aufgetreten. Die Auswertung der externen Betriebserfahrung bestätigt, dass die Qualität der Reinigung des Kühlwassers im Einlaufgebäude die Funktion der sicherheitsrelevanten Komponenten des Systems entscheidend beeinflusst. Die für die Alterung relevanten Schädigungsmechanismen sind bekannt und können daher im Rahmen der zustandsorientierten Instandhaltung rechtzeitig identifiziert und behoben werden.

#### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass die sicherheitsrelevanten Kreisläufe A und B des Nebenkühlwassersystems im Beurteilungszeitraum mit hoher Verfügbarkeit betrieben wurden, und dass die sicherheitsrelevanten Funktionen jederzeit gewährleistet waren. Mit den durchgeführten Anlagenänderungen wurde das System verbessert, womit erwartet wird, dass auch in Zukunft dessen betriebliche und sicherheitsrelevante Funktionen bei hoher Verfügbarkeit gewährleistet sein dürften. Allerdings ist der Umfang der durchzuführenden systemspezifischen Wiederholungsprüfungen zu überprüfen.

### **6.9.5 Steuerluftsystem (UE)**

Das Steuerluftsystem hat die Aufgabe, Luft als Energieträger für Antriebe wie auch als Übertragungsmedium von Signalen für Betriebs- und Sicherheitssysteme mit hoher Qualität bereitzustellen. Zur Verwendung der Luft in pneumatischen Steuerungen und zur Nutzung als Atemluft sind vom System besondere Anforderungen an die Reinheit hinsichtlich Öl, Staub und Wasser zu erfüllen. Das Steuer-

luftsystem erfüllt mit den Systemteilen UE00 bis UE69 betriebliche Funktionen und mit den Systemteilen UE70 bis UE72 auch Sicherheitsfunktionen.

Das System besteht aus zwei Kompressoranlagen, die einen gemeinsamen Druckspeicher versorgen. Vom gemeinsamen Druckspeicher gehen Stichleitungen zur Versorgung der einzelnen Verbraucher. Weil dieser Teil des Systems nicht für Störfälle ausgelegt ist, verfügen die sicherheitsrelevanten Verbraucher wie die Sicherheits-/Entlastungsventile, Frischdampfisolationsventile, Containment/Drywell-Isolationsklappen, SCRAM-Ventile, ADS- und SEHR-Druckluftversorgung sowie die Druckluftversorgung der Notsteuerstellen zur Gewährleistung ihrer Sicherheitsfunktion über lokale Druckluftspeicher.

Als Hilfssystem unterstützt das Steuerluftsystem die Funktionen, die der Einhaltung der Schutzziele „Kühlung der Brennelemente“ und „Einschluss radioaktiver Stoffe“ dienen. Die Komponenten des Systems zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen (UE70 bis UE72) sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 3, Erdbebenklasse EK I und der elektrischen Sicherheitsklasse 1E zugeordnet. Ausnahme bilden die Komponenten zur Erfüllung der Containmentisolation, die die Anforderungen der mechanischen Sicherheitsklasse SK 2 erfüllen. Die mechanischen Komponenten der Systemteile UE00 bis UE69 sind unklassiert.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Funktionstüchtigkeit der sicherheitsrelevanten Funktionen des Steuerluftsystems wird im KKL mittels 6 verschiedener Funktionstests nachgewiesen. Im Beurteilungszeitraum trat bei Funktionstests ein meldepflichtiges Ereignis der Kategorie U gemäss Richtlinie HSK-R-15 auf. In diesem Fall war ein Handventil des Steuerluftsystems nicht ganz geöffnet, wodurch eine Containmentisolationklappe nicht in der entsprechend der TSL vorgegebenen Zeit geschlossen werden konnte. Bei einem Funktionstest zur ADS-Steuerluftversorgung konnte eine Armatur zur Anspeisung der SEHR-Druckspeicher erst nach dem vierten Versuch geöffnet werden. Das Ereignis wurde vom KKL als nicht meldepflichtig eingestuft, führte aber zur Nichterfüllung einer LCO während 20 Stunden, was gemäss TSL zulässig ist.

Ein weiteres meldepflichtiges Ereignis der Kategorie U/Ö gemäss Richtlinie HSK-R-15 ereignete sich nach dem Anfahren der Anlage nach der JHR 2003, als ein Anstieg des Drywelldrucks beobachtet wurde. Nach dem Abfahren der Anlage konnte die Ursache des Druckanstiegs auf eine lose Flanschverbindung zum Steuerblock eines Sicherheitsabblaseventils zurückgeführt werden. Das KKL stellte fest, dass die Schrauben der Flanschverbindung infolge einer Arbeitsunterbrechung nicht angezogen wurden und dies durch verschiedene Faktoren in den Bereichen Arbeitsbedingungen, Kommunikation, Kontrolle und Planung nicht verhindert wurde.

Bei den Systemteilen UE00 bis UE69 mit ausschliesslich betrieblichen Funktionen traten keine Störungen auf.

### Wiederholungsprüfprogramme

Der Betreiber gibt an, dass keine Wiederholungsprüfprogramme gemäss SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt werden.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden einige Anlagenänderungen an den unklassierten Teilen des Systems durchgeführt. Diese Systemteile haben nur betriebliche Funktionen. Darunter befand sich der Austausch von gelöteten Kupferleitungen durch geschweisste Leitungen aus rostfreiem Stahl, nachdem ein Schaden entdeckt wurde. Weiterhin wurden im Beurteilungszeitraum folgende wesentlichen Änderungen und Reparaturen an klassierten Anlageteilen und Komponenten durchgeführt:

- Überprüfung von sechs Ventilen im Rahmen des Projektes „1E-MOV-Sanierung“. In vier Fällen wurden die elektrischen Einstellungen verändert und in zwei Fällen wurde eine Erhöhung des Anzugsmoments der Gehäuseschrauben durchgeführt.
- Austausch von Magnetventilen durch einen neuen Typ.
- Anschluss von sechs 1E-klassierten Motorventilen (MOV) des Systems an das Diagnosesystem ANDIS in den Jahren 2000 und 2001.

### TSL-Änderungen

In 2001 wurde in der TSL die Anforderung an die Funktionstüchtigkeit der ADS-Druckluftversorgung geändert. Danach muss die ADS-Druckluftversorgung bereits bei einem Reaktordruck von 6,9 bar funktionsbereit sein. Die TSL-Änderung gewährleistet eine genügende Überdeckung mit der Nachwärmeabfuhr und bereinigt Inkonsistenzen.

In 2003 wurde die TSL im Rahmen des Antrags zur Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate überarbeitet. Dazu wurden die Intervalle für Funktionsprüfungen auf 24 Monate verlängert, mit denen die Auslösung der ADS und die Dichtheit der relevanten Systemteile getestet werden.

### Alterungsüberwachung

Bisher sind nur die Containment-Durchdringungen des Systems im Alterungsüberwachungsprogramm erfasst. Das KKL beabsichtigt bis Ende 2008 einen AÜP-Steckbrief für dieses System zu erstellen.

### Gesamtbewertung

Im Beurteilungszeitraum wurden mit den Anlagenänderungen zwei Schwachstellen des Steuerluftsystems durch Austausch (ASCO-Magnetventile) und Sanierung (1E-klassierte MOV) behoben. Mit den erfolgreich bestandenen Funktionstests und der regelmässigen Instandhaltung wurde und wird auch zukünftig sichergestellt, dass das System zuverlässig funktioniert.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die HSK bewertet die Funktionstüchtigkeit des Steuerluftsystems gemäss Anforderung der TSL mit der erfolgreichen Durchführung der Funktionstests als nachgewiesen.

Bei den zwei meldepflichtigen Ereignissen lagen die Ursachen in fehlerhaft durchgeführten Arbeiten. In einem weiteren Fall, der zu einer kurzen LCO-Nichterfüllung führte, gab es ein generelles Problem mit dem Magnetventiltyp, welches bei der ADS-Druckluftversorgung verwendet wurde. Die Funktionstüchtigkeit der Sicherheitsfunktionen war auch während der Ereignisse uneingeschränkt gegeben. Damit war die Sicherheit der Anlage bei hoher Verfügbarkeit entsprechend der Beurteilung der HSK im Beurteilungszeitraum jederzeit gegeben. Auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung

bewertet die HSK Art und Umfang der Funktionstests zum Erkennen von Schwachstellen als ausreichend.

#### Wiederholungsprüfprogramme

Im Beurteilungszeitraum wurde vom Betreiber kein systematisches Wiederholungsprüfprogramm nach SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt. Da das System prüfpflichtige Komponenten der Sicherheitsklassen 2 und 3 enthält, ist das Wiederholungsprüfprogramm für das Steuerluftsystem entsprechend Forderung 5.5.2-2 in Kapitel 5.5.2 zu überprüfen.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die durchgeführten Änderungen an den klassierten Anlagenteilen werden von der HSK als Erhaltung des Sollzustandes und als Verbesserung bewertet, die die Überwachung wichtiger Komponenten verbessern und die die Störanfälligkeit sowie den Wartungsaufwand reduzieren. Die Reparaturen an den unklassierten Komponenten wurden frühzeitig durchgeführt, sodass die Betriebsfunktionen nicht beeinträchtigt waren. Weiterhin beurteilt die HSK diese Reparaturen als Massnahmen zur Verbesserung der Verfügbarkeit der Betriebsfunktionen.

#### TSL-Änderungen

Die Sicherstellung der Betriebsbereitschaft der ADS-Druckluftversorgung bereits bei einem Reaktor-druck von 6,9 bar wird von der HSK als eine sicherheitsgerichtete Änderung bewertet mit der auch Inkonsistenzen zwischen TSL und Sicherheitsanalysen beseitigt wurden.

Für die Beurteilung der Auswirkungen der von 18 auf 24 Monate verlängerten Intervalle der Kalibrier- und Funktionstests liegt noch keine ausreichende Betriebserfahrung vor, da die TSL-Änderung erst 2005 in der Betriebsvorschrift umgesetzt wurde.

#### Alterungsüberwachung

Der HSK wurde der AÜP-Steckbrief zum Steuerluftsystem Ende 2008 eingereicht. Demnach sind in der Vergangenheit im Bereich der Steuerluftkompressoren alterungsbedingte Schäden (insbesondere durch vibrationsinduzierte Ermüdung) aufgetreten. Die für die Alterung relevanten Schädigungsmechanismen sind bekannt und können daher im Rahmen der zustandsorientierten Instandhaltung rechtzeitig identifiziert und behoben werden.

#### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass das Steuerluftsystem mit hoher Verfügbarkeit betrieben wurde, und dass die Sicherheitsfunktionen jederzeit gewährleistet waren. Mit den durchgeführten Anlagenänderungen wurde das System verbessert, sodass auch in Zukunft dessen Sicherheitsfunktionen sowie die betrieblichen Funktionen bei hoher Verfügbarkeit gewährleistet sein dürften. Allerdings ist der Umfang der durchzuführenden systemspezifischen Wiederholungsprüfungen zu überprüfen.

### **6.9.6 Stromversorgung**

Die elektrische Energieversorgung des KKL wird durch interne und externe Stromquellen aufrechterhalten. Bei einem Ausfall des Generators und der externen Netzanbindungen erfolgt die Stromversorgung der für die Sicherheit relevanten Verbraucher durch die Notstromversorgungsanlagen. Hierzu gehören die den Divisionen 11, 21 und 31 sowie 51 und 61 zugeordneten Gleichstromversor-

gungssysteme und unterbrechungslosen Wechselstromversorgungssysteme sowie die Notstromdieselanlagen der Divisionen 11, 21 und 31 sowie die Notstanddieselanlagen der Divisionen 51 und 61.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Grundsätzlich bestehen aufgrund der neu geschaffenen rechtlichen Grundlagen (KEG, KEV) keine neuen Anforderungen an die Auslegung der elektrischen Versorgungsanlagen. Die weitere Beurteilung der elektrischen Versorgungsanlagen erfolgt daher anhand der spezifischen Betriebserfahrung innerhalb des Beurteilungszeitraumes und konzentriert sich darauf, inwieweit die praktizierte Überwachung und Prüfung eine vorausschauende Erkennung von Schwachstellen sicherstellt und wie sich Änderungen auf die Verfügbarkeit der elektrischen Versorgungsanlagen auswirkten.

#### **6.9.6.1 Eigenbedarfsversorgung**

Die aus den Divisionen 10 und 20 bestehende Eigenbedarfsanlage versorgt die Betriebs- wie auch Sicherheitssysteme der Kraftwerksanlage während des Leistungsbetriebs, im Stillstand oder bei gewissen Störungen mit elektrischer Energie. Hierbei erfolgt der elektrische Energiebezug über den eigenen Generator oder die externen Haupt- oder Reservenetzanbindungen.

### **Angaben des KKL**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die gemäss TSL regelmässig durchgeführten Funktionstests zeigten bis auf eine Abweichung, die gemäss Richtlinie HSK-R-15 ein Vorkommnis der Kategorie U war, die zuverlässige Funktion der Eigenbedarfsversorgungsanlage. Anlässlich des Funktionstestes zur Überprüfung der schutzangeregten Schnellumschaltung, erfolgte bei der ersten Initialisierung keine Umschaltung von der Normalanspeisung der Notstromschiene 11BM auf die Fremdnetzanspeisung. Die eingehende Untersuchung des Leistungsschalters 11BM03Y durch den Hersteller zeigte, dass die Fehlfunktion auf mechanische Abnutzung des Verklümmungsmechanismus zurückgeführt werden konnte. Als vorbeugende Gegenmassnahme zur Vermeidung von Störungen wurden sämtliche Schalter desselben Typs (DIARC) im Rahmen der geplanten Instandhaltung einer ausserordentlichen Revision unterzogen und zugleich das Instandhaltungsvorgehen in Zusammenarbeit mit dem Hersteller überprüft und wo notwendig verbessert.

Insgesamt wurden während des Berichtszeitraumes jedoch ausserhalb der Durchführung von Funktionstests neun Ereignisse im Bereiche der Energieverteilung verzeichnet. Zwei dieser Ereignisse unterlagen der Meldepflicht und wurden gemäss Richtlinien HSK-R-15 der Kategorie B zugeordnet. Die diesbezüglichen Störungsursachen lagen in beiden Fällen im Versagen von Komponenten im Höchstspannungsbereich, nämlich einem Stromwandlerdefekt in der Phase S des im nahe gelegenen 380-kV-Schaltfeld befindlichen Hochspannungsleitungsabganges Schinberg Nord am 26. Dezember 1996 und einem Versagen eines Überspannungsableiters im Abgang der Phase R nach dem Blocktransformator am 23. April 2002. Im Rahmen geplanter Anlagenabschaltungen wurden die jeweils betroffenen Komponenten aller Phasen im entsprechenden Bereich der 380-kV-Spannungsebene durch neue ersetzt. Bei den restlichen nicht meldepflichtigen Störungen handelte es sich mit einer Ausnahme um Blitzeinwirkungen ins Höchstspannungsnetz oder in die nahe Umgebung des Kraftwerksgeländes, die keine sicherheitsrelevanten Auswirkungen auf die Kraftwerksanlage hatten. Dieselbe Aussage trifft auch auf das während einer JHR eingetretene Ereignis infolge Auslösung des Buchholz-Schutzes beim Blocktransformator zu.

Zwei weitere meldepflichtige Vorkommnisse wurden gemäss Richtlinien HSK-R-15 der Kategorie B und drei der Kategorie U zugeordnet. Sie betrafen den Bereich Spannungserzeugung, also die Turbogeneratoranlage und deren Hilfssysteme. In zwei Fällen führten Störungen im Erregersystem zu einem transienten Anlagenverhalten mit automatischer Reaktorschnellabschaltung. Bei den restlichen Störungen, die durch Instandhaltungsarbeiten und in einem Fall durch einen Statorerdschluss des Generators ausgelöst wurden, führten automatische Leistungsreduktionen zu einem stabilen Anlagenzustand. In allen Fällen war die nukleare Sicherheit gewährleistet. Das KKL ergriff Massnahmen zur Verbesserung und Wiederherstellung der betroffenen Systemfunktionen.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Mit der im Jahre 1997 ausgeführten Anlagenänderung AE1996-0035 installierte das KKL eine manuell zu bedienende Querkupplung zwischen den 6,6-kV-Schienen BA der Divisionen 10 und 20. Die neu geschaffene Querkupplung erlaubt die Optimierung von Revisionsschaltungen im kalt abgestellten Anlagenzustand und in Notstromfallsituationen unter Nutzung der Notstromversorgung der Division 31 und dient zugleich der Verfügbarkeitserhöhung der nachgeschalteten 6,6-kV-Betriebs- resp. Notstromschienen BC und BM.

Weitere Änderungen dienten insbesondere dem störungsbedingten Ersatz von Komponenten im Mittelspannungs- und Höchstspannungsbereich. So wurden aufgrund eines Stromwandlerdefektes in der Phase S des Leitungsabganges Schinberg Nord nach einer unverzüglichen provisorischen Instandstellung, d. h. dem Einsatz von je drei kurzfristig bereitgestellten und im betroffenen 380-kV-Leitungsabgang installierten Strom- und Spannungswandler mittels Anlagenänderung AE1996-0182 die Beschaffung von Strom- und Spannungswandlern neuester Bauart eingeleitet. In der nachfolgenden JHR 1997 rüstete das KKL jede Phase der beiden Höchstspannungsabgänge mit neuen SF6-Kombiwandlern aus. Als zusätzliche präventive Massnahme wurden zeitgleich auch die bestehenden Stromwandler aller Phasen beim Blocktransformator ersetzt.

Nachdem im Jahre 1998 im Rahmen der Anlagenänderung AE1998-0039 zur Verbesserung des Überspannungsschutzes der Blocktransformatoren die ursprünglich eingesetzten Funkenstreckenableiter durch Ableiter geänderter Anordnung ersetzt wurden, kam es im Jahre 2002 zu einem Versagen des zum Schutze der Phase R des Blocktransformators eingesetzten Überspannungsableiters (Ereignis 2002-08). Anlässlich einer ausserordentlichen Abschaltung der Anlage erfolgte ein erneuter Austausch aller Überspannungsableiter des Blocktransformators.

Ein Blitzeinschlag während der JHR 2003 in die Phase R der 380-kV-Leitung Hohwacht führte zum Austausch eines defekten Messwandlers und zum präventiven Ersatz des Überspannungsableiters in der Phase R beim Blocktransformator. Aufgrund weiterer Überprüfungen des Schutzes vor Blitzeinwirkungen in die nahe gelegene Höchstspannungsschaltanlage nahm das KKL die Anlagenänderung AE2005-0052 vor. Diese bestand im Einbau von Überspannungsableitern in allen Phasen der beiden 380-kV-Leitungen Schinberg Nord und Hohwacht in der JHR 2006.

Im August des Jahres 2004 wurden ebenfalls im Stillstand zweimal kraftwerksnahe Blitzeinschläge registriert ohne sicherheitstechnisch relevante Auswirkungen auf die Anlagensicherheit. Der zweite Einschlag führte zur Auslösung des 380-kV-Sammelschienenschutzes und auslegungsgemäss zur Umschaltung auf die Reservenetzeinspeisung. Störungsbehaftete Schalterstellungsanzeigen aus der Höchstspannungsanlage deuteten auf Defekte im Bereiche der 380-kV-Schutz- und Überwachungssysteme hin, was durch die nachträglichen Untersuchungen bestätigt werden konnte. Innerhalb des Kraftwerksareals wurden Ausfälle von Komponenten der nicht sicherheitsrelevanten Messkreise aus dem Bereiche des Nebenkühlwassereinflaß und Blocktransformators aber auch insgesamt 12 Mel-

deinheiten der Meldeanlage im Hauptkommandoraum verzeichnet, was schliesslich zur Bestückung dieser Messkreise mit Blitzschutzmodulen führte. Der Austausch der defekten elektronischen Module in den Schutz- und Überwachungskreisen der Höchstspannungsanlage zeigte auch die sich seitens des Lieferanten anbahnende Verknappung von Ersatzteilen auf, weshalb das KKL die Anlagenänderung AE2004-0221 zur mittelfristigen Erneuerung des 380-kV-Sammelschienenschutzes vorbereitete. Das KKL beurteilt die zwei Tage nach dem zweiten Blitzeinschlag erfolgte fehlerbehaftete Auslösung des Buchholzschutzes des Blocktransformators nicht als kausale Folge der vorangegangenen Blitzeinwirkungen. Die hierzu getätigten Ursachenabklärungen zeigten, dass in die Klemmenkästen der Buchholzschutzeinrichtung der Phase T eingedrungenes Wasser zu einem Kurzschluss im Signalkabel der Schutzeinrichtung und zur unerwünschten Schutzauslösung mit auslegungsgemässer Umschaltung auf die Reservenetzeinspeisung geführt hatte.

Aufgrund des meldpflichtigen Ereignisses vom 1. Oktober 2004, bei welchem es aufgrund einer Störung der Generatorerregung zum Ausfall der 10-kV-Versorgung kam, nahm das KKL eine Verbesserung im System der Generatorspannungsregelung vor (Ereignis 2004-27). Die vom KKL ausgeführte Schutzlogikänderung gewährleistet bei einer Störung des automatischen Spannungsregelungskanales und einem vom System erkannten gleichzeitig störungsbehafteten Handregelkanal die sofortige Öffnung des Generatorschalters inklusive Abschaltung der Generatorerregung. Die Änderung verhindert bei einer entsprechenden Systemstörung den durch Minimalspannungsauslösung möglichen Abwurf beider Eigenbedarfsdivisionen und dient damit einer Erhöhung der Anlagensicherheit.

Ein technischer Defekt am Generator im Jahre 2005 erforderte eine ausserordentliche Abstellung der Kraftwerksanlage. Die Verkettung mehrerer Einflüsse, nämlich ein über die Osterfeiertage andauernder kapazitiver Generatorbetrieb, die verschiedenartige konstruktive Ausführung der vorhandenen Rotoren, die im Rahmen der Reaktorleistungserhöhung vorgenommene Erhöhung der Generatorleistung sowie die Besonderheiten der Fertigung der Stator-Pressplatten führten schliesslich zu starken Wärmeausdehnungen metallischer Pressplattensegmente am inaktiven Teil des Statorblechpaketes. Da der Abstand zwischen den einzelnen Segmenten zu knapp bemessen war, berührten sich diese bei den zum Zeitpunkt des Schadens herrschenden Betriebstemperaturen, was zur örtlichen Überhitzung in der Pressplatte führte, mit nachfolgendem Isolationsdefekt eines Statorwicklungsstabes. Dies führte in weiterer Folge zu einer Statorerdschluss-Schutzabschaltung.

Die zusätzlich zu den umfangreichen Instandsetzungsarbeiten ausgeführte Anlagenänderung 2005-0018 beinhaltete den Einbau von Feldspulen und optischen Temperatursensoren im Pressplattenbereich zur Validierung gerechneter magnetischer Felder und Temperaturen und damit des rechnerisch neu bestimmten Leistungsdiagramms. Durch das Anlageninformationssystem erfasst wird die Temperatur an 48 Nuten-, 196 Stator Kühlwasser- und 19 Pressplatten-Messstellen. Eingebaut wurden auch ein H<sub>2</sub>-Monitoringsystem zur Überwachung des H<sub>2</sub>-Gasstromes und ein Generatormonitoringsystem zur Überwachung von Teilentladungen, Vibrationen und des Generatorrotors. Die Überwachungselemente erlauben ein frühzeitiges Erkennen abweichender Betriebsparameter und dienen dem Erhalt einer hohen Verfügbarkeit des Kraftwerkgenerators.

Im Weiteren überdachte das KKL aufgrund des aufgetretenen Schadens aber auch im Hinblick auf mögliche Turbinenwirkungsggradverbesserungen die Reservehaltung von Grosskomponenten.

Weitere Anlagenänderungen dienten der Erleichterung von Instandhaltungsarbeiten oder dem alterungsbedingten Ersatz von Originalkomponenten zur Aufrechterhaltung der betrieblichen Sicherheit.

### TSL-Änderungen

Die TSL erfuhr Änderungen aufgrund der Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate. Hiervon betroffen waren die in den Kapiteln 4.8 A und C festgehaltenen Intervalle zur Ausführung von Schnell- und automatischen Umschaltungen zwischen den vorgesehenen Einspeisepfaden der 6,6-kV-Schienen BC und BM beider Divisionen.

### Gesamtbewertung

Im Beurteilungszeitraum wurden auf allen Spannungsebenen der elektrischen Eigenbedarfsversorgung Verbesserungen und Ergänzungen durchgeführt, welche sowohl die Sicherheit als auch die Anlagenverfügbarkeit erhöhen. Hierzu bilden die Erneuerungsmassnahmen auf Seite der Energieerzeugung und Ableitung den Schwerpunkt. Das funktionelle Verhalten der Eigenbedarfssysteme sowie jenes der externen Netzanbindungen entsprachen sowohl während des Normalbetriebs wie auch im Falle der aufgetretenen Störungen ihrer Auslegung.

Aufgrund der im Beurteilungszeitraum gewonnenen Betriebserfahrung wurden vom KKL weitere kurz- bis mittelfristige Verbesserungsmassnahmen geplant. Zur Erhöhung der Sicherheit gegen Blitzeinwirkungen in die Höchstspannungsanlage sieht das KKL kurzfristig die zusätzliche Installation von Überspannungsableitern in allen Phasen der beiden 380-kV-Leitungsabgänge Schinberg Nord und Hohwacht vor. Mittelfristig sollen aufgrund der zu gewährleistenden Ersatzteilhaltung die Einrichtungen des Sammelschienenschutzes für die Höchstspannungsebene erneuert werden. Zusammen mit den teilweise intensiveren regelmässig durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und Funktionstests erachtet das KKL die Gewährleistung der auslegungsgemässen Funktion dieser Stromversorgungsanlagen auch weiterhin als sichergestellt.

### **Beurteilung der HSK**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Der Nachweis zur auslegungsgemässen Funktionstüchtigkeit der automatischen Umschalteinrichtungen und der manuell zu erstellenden internen wie externen Reserveversorgungspfade wurde im Rahmen der durchzuführenden Funktionstests erbracht. Die sehr geringe Anzahl aufgetretener Störungen ist ein Zeichen für die hohe Zuverlässigkeit der elektrischen Einrichtungen dieser Versorgungssysteme.

Von den ausserhalb von Funktionstests aufgetretenen Störungen führten die Störungen in den Höchstspannungsanlagen zu den aus risikotechnischer Sicht dominierenden Ereignissen im Beurteilungszeitraum (s. Kapitel 5.2). Mit beiden Ereignissen waren der Ausfall der 380-kV-Netzanbindung und der Eigenbedarfsschienen verbunden. Die Ausfälle wurden auslegungsgemäss durch die vorhandenen elektrischen Schutzeinrichtungen und durch die nachfolgende Auslösung von Begrenzungs- und Sicherheitsfunktionen so begrenzt, dass in keinem dieser Fälle eine Gefährdung der nuklearen Sicherheit bestand.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die vom KKL im Beurteilungszeitraum durchgeführten wesentlichen Änderungen resultierten zum einen aus konkret aufgetretenen Vorkommnissen. Mit diesen Änderungen wurde der Schutz wichtiger Ausrüstungen der Eigenbedarfsanlage gezielt verbessert. Zum anderen wurde mit der zusätzlichen manuellen Kupplungsmöglichkeit zwischen den Eigenbedarfsschienen 10BA und 10BA die Verfüg-

barkeit der Eigenbedarfsversorgung im Anlagenzustand kalt abgestellt und die Versorgung der Notstromschiene 11BM im Notstromfall erhöht.

### TSL-Änderungen

Die im Rahmen der Freigabe zur Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate vorgenommenen Anpassungen von Prüfintervallen zeigen keine negativen Auswirkungen auf Betriebsbereitschaft und Funktion der elektrischen Versorgungssysteme in den Divisionen 10 und 20.

### Gesamtbeurteilung

Die Erfahrungen aus dem normalen Kraftwerksbetrieb wie auch die positiven Ergebnisse aus den periodisch vorzunehmenden Funktionstests zeigen generell die hohe Zuverlässigkeit der Stromversorgungsanlagen.

Die im Beurteilungszeitraum hauptsächlich aufgrund zufälliger Fehler aufgetretener Störungen wurden vom KKL untersucht. Insbesondere auf den Ebenen der Höchst- und Mittelspannungsanlagen konnten adäquate Verbesserungs- und Ergänzungsmassnahmen getroffen werden, um eine hohe Sicherheit und Anlagenverfügbarkeit zu gewährleisten und eine Wiederholung aufgetretener Störungen zu vermeiden. Einen positiven Beitrag liefern hierzu die zwischenzeitlich im Jahre 2006 in allen Phasen der beiden 380-kV-Leitungsabgängen Schinberg Nord und Hohwacht zur Erhöhung der Sicherheit gegen Blitzeinwirkungen in die Höchstspannungsanlage zusätzlich installierten Überspannungsableiter, die zur Aufrechterhaltung der erforderlichen Ersatzteilhaltung geplante Erneuerung des 380-kV-Leitungs- und Sammelschienenschutzes und auch die aufgrund des aufgetretenen Generatorschadens oder im Hinblick möglicher Turbinenwirkungsgradverbesserungen eingeleitete Reservehaltung von Grosskomponenten. Zusammen mit den regelmässig durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und Funktionstests kann auch zukünftig von der Sicherstellung der auslegungsgemässen Funktion dieser Stromversorgungsanlagen ausgegangen werden.

Aufgrund der Betriebserfahrung gelangt die HSK zum Ergebnis, dass die aus den Divisionen 10 und 20 bestehende Eigenbedarfsanlage inklusive ihrer Hauptnetz- und Reservenetzanbindungen und automatischen Umschalteneinrichtungen eine zuverlässige Stromversorgung der Kraftwerkssysteme sowohl im Normalbetrieb wie auch im Falle auftretender Störungen ohne unzulässige Gefährdung der nuklearen Sicherheit gewährleistet.

#### **6.9.6.2 Notstromversorgung**

Die aus drei Divisionen bestehende Notstromversorgung stellt bei einem Ausfall der normalen Einspeisepfade ab dem kraftwerkseigenen Generator oder den externen Netzanbindungen die elektrische Energieversorgung der für die Kernnotkühlung und Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern erforderlichen Sicherheitssysteme sicher.

### **Angaben des KKL**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die gemäss TSL regelmässig durchgeführten Funktionstests verliefen bis auf 4 Abweichungen, welche gemäss Richtlinie HSK-R-15 als meldepflichtige Vorkommnisse galten, während der gesamten Berichtsperiode erfolgreich. Bei drei der Kategorie B zugeordneten Vorkommnissen hätte der Dieselgenerator im Anforderungsfall nicht auslegungsgemäss funktioniert. Die Ursachen waren eine Fehlfunktion des Minimalspannungsrelais zur Dieselgenerator-Spannungsüberwachung der Division

31, das Fehlöffnen des Dieselgeneratorschalters in der Division 21 sowie ein Defekt einer Kraftstoffeinspritzpumpe des Dieselmotors der Division 11. Beim der Kategorie U zugeordneten Vorkommnis wurde irrtümlich das Notstromaggregat der Division 11 anstelle des im Rahmen der Funktionsprüfung vorgesehenen Notstromaggregats der Division 21 gestartet.

Zwei weitere Abweichungen wurden ausserhalb der Durchführung von Systemfunktionstests bei der Ausführung von geplanten Instandhaltungstätigkeiten registriert und gemäss dem damaligen Stand der Richtlinie HSK-R-15 als Vorkommnisse der Kategorie U eingestuft: Bei einem Probelauf des Notstromdieselaggregats der Division 31 nach dem Abschluss von Verdrahtungsarbeiten konnte dieses nicht synchronisiert werden. Ursache war ein Verdrahtungsfehler in der Logik der Drehzahlüberwachung. Der Generatorschalter des Aggregats hätte im Anforderungsfall nicht geschlossen. Die Spannungsversorgung der davon versorgten Schiene wäre dadurch bei einem Ausfall der externen Spannungsversorgung ausgefallen. Die zweite Abweichung betraf eine im Rahmen von Rückversicherungsarbeiten versehentlich ausgeführte Zuschaltung des Notstromgeneratorschalters auf die entsprechende Notstromschiene der Division 21.

Die Funktionstüchtigkeit der betroffenen Notstromdivisionen wurde jeweils innerhalb der von der TSL vorgegebenen Zeit wieder hergestellt. Wo nötig wurden System- oder Prüfdokumente verbessert oder erweitert.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Neben kleineren Anlagenänderungen zur Verbesserung der Statusmeldungen der Dieselanlagen wurden im Beurteilungszeitraum zwei umfangreichere Anlagenänderungen in allen Notstromdivisionen ausgeführt. Im Nachgang zu einer im Jahre 1992 – also vor dem Beurteilungszeitraum – aufgetretenen Havarie eines Notstand-Dieselmotors wurden mit der Anlagenänderung AE96-001 in allen Notstromdivisionen leittechnische Verbesserungen vorgenommen. Diese betrafen die Systemüberwachung sowie die Start- und Schutzlogikkreise.

Aufgrund der Situation bei der Ersatzteilbeschaffung für die in den drei Notstromdivisionen installierten elektrischen Schutzeinrichtungen sind diese sukzessive im Rahmen der Anlagenänderungen 2002-0421, 2005-0056 und 2006-0061 ersetzt worden.

#### TSL-Änderungen

Die TSL erfuhr Änderungen in Kapitel 4.8.A. Aufgrund einer Änderung der SEHR-Logik wurde ergänzt, dass die SEHR-Diesel auch bei Unterspannung der Versorgungsschiene starten. Wegen der Anlagenänderung AE1996-001, bei welcher die Umschaltlogik zwischen Probetrieb und Notbetrieb der Notstromdiesel und der zugehörigen Notkühlwassersysteme für die Divisionen 11, 21 und 31 verbessert wurde, mussten die Testvorgänge angepasst werden. Das Kapitel 4.8.C musste wegen Testintervallverlängerungen von 18 auf 24 Monate angepasst werden.

#### Gesamtbewertung

Das KKL bewertet die Betriebsbereitschaft der Notstromanlagen infolge der Anlagenänderungen im Bereich der Leittechnik, des Ersatzes technologisch veralteter Einrichtungen sowie der im Rahmen des Instandhaltungsprogrammes durchgeführten Systemfunktionstests als hoch, um im Anforderungsfall die Einhaltung der Schutzziele zu gewährleisten.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit der Notstromanlagen durchgeführten Funktionstests bestätigen die hohe Verfügbarkeit der elektrischen und leittechnischen Einrichtungen der Systeme. Die Unverfügbarkeiten der Notstromversorgung lagen alle im gemäss TSL zulässigen Rahmen.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die in den Notstromanlagen der Divisionen 11, 21 und 31 vorgenommene Vereinfachung der Steuerlogik gewährleistet einen zweckmässigen Aggregateschutz der Notstromeinrichtungen und erfüllt die Anforderung einer hohen Verfügbarkeit. Mit der Ertüchtigung der leittechnischen Einrichtungen wurde eine Angleichung an den internationalen Stand herbeigeführt.

Die infolge der Abkündigung einzelner bei den Notstromdieselgeneratoren der Divisionen 11, 21 und 31 verwendeter Schutzgeräte vorgenommene Anlagenänderung AE2002-0421 erfüllt die Anforderung einer hohen Verfügbarkeit im Anforderungsfall und erlaubt zugleich einen angemessenen Aggregateschutz. Seit der ersten im Jahre 2005 erfolgten Erneuerung der Schutzeinrichtungen in der Division 11 liegen aus den Inbetriebnahmetests und den wiederkehrenden Systemtests aber auch aus den Normalbetriebs-Erfahrungen keine Beanstandungen vor.

### TSL-Änderungen

Die im Zusammenhang mit den im Beurteilungszeitraum durchgeführten Änderungen und infolge der Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate vorgenommenen Anpassungen in den entsprechenden Abschnitten des Kapitels 4.8.A der TSL dienten einer effizienteren Gestaltung der geforderten Testabläufe. Es sind keine negativen Auswirkungen auf die Betriebsbereitschaft und Funktionstüchtigkeit der Notstromsysteme festzustellen.

### Gesamtbeurteilung

Die zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit der Notstromanlagen durchgeführten Funktionstests bestätigen die hohe Verfügbarkeit der elektrischen und leittechnischen Einrichtungen der Notstromanlagen.

Die ausgeführten leittechnischen Ertüchtigungsmassnahmen führten zu einer verbesserten Überwachung der Notstromanlagen, einer Vereinfachung der Steuerlogiken sowie einer Minimierung möglicher Schutzfunktionen, wodurch sich die Verfügbarkeit im Anforderungsfall erhöht. Das KKL stellte die im Rahmen der Ersatzteilpflicht zu gewährleistende Ersatzteilbeschaffung sicher. Durch die regelmässige Durchführung der Systemfunktionstests, die Instandhaltungsmassnahmen und den vorbeugenden Ersatz technologisch veralteter Einrichtungen wurde das Auftreten unerwünschter Funktionsstörungen minimal gehalten. Aufgrund der dargelegten Betriebserfahrung kommt die HSK zum Schluss, dass die auslegungsgemässe und zuverlässige Funktion der den Divisionen 11, 21, und 31 zugeordneten Notstromanlagen auch in der Zukunft sicher gewährleistet werden kann.

### **6.9.6.3 Notstand-Notstromversorgung**

Die aus zwei Divisionen bestehende Notstand-Notstromversorgung stellt bei einem Ausfall der normalen Einspeisepfade ab dem kraftwerkseigenen Generator oder den externen Netzanbindungen die elektrische Energieversorgung der bei Notstandsbedingungen für die Kern- und Containmentkühlung erforderlichen Sicherheitssysteme während mindestens 10 Stunden ohne manuelle Eingriffe sicher.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Bei den gemäss TSL regelmässig durchgeführten Funktionstests wurden insgesamt neun Störungen verzeichnet, welche die Notstand-Notstromversorgungsanlagen betreffen und als meldepflichtige Vorkommnisse galten. Deren fünf wurden gemäss Richtlinie HSK-R-15 der Kategorie B zugeordnet, da die betroffenen Redundanzen im Anforderungsfall nicht auslegungsgemäss funktioniert hätten. Diese Vorkommnisse waren vorwiegend auf Defekte und Einstellfehler an mechanischen Ausrüstungen der beiden Notstand-Notstromdieselmotoren oder deren Hilfssysteme zurückzuführen. In einem Fall versagte ein Leistungsschalter zur Versorgung der Niederspannungsverteilschiene 61CM infolge Alterung einer Rückstellfeder. Vier Abweichungen, welche die Funktion im Anforderungsfall nicht beeinträchtigt hätten, gehörten zur Kategorie U.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden insbesondere Anlagenänderungen an den Niederspannungsleistungsschaltern zur elektrischen Versorgung der Grundwasserpumpenantriebe vorgenommen. Infolge der im Jahre 1995 neu installierten Grundwasserpumpen wurden im Rahmen der Anlagenänderung 1997-092 die bestehenden Leistungsschalter umgerüstet. Die auf höhere Ströme ausgelegten Leistungsschalter wurden im Jahre 1999 installiert. Zur Verbesserung der Zuverlässigkeit dieser Leistungsschalter wurden mit einer weiteren Anlagenänderung 2003-0044 vergoldete Leittechniksteckkontakte eingebaut, sowie interne stromführende Schienenverbindungen so modifiziert, dass es zu einer geringeren Erwärmung kommt.

### TSL-Änderungen

Die TSL erfuhr innerhalb des Beurteilungszeitraumes keine Änderungen.

### Gesamtbewertung

Das KKL bewertet die auslegungsgemässe Funktionalität der Notstand-Notstromanlagen durch die regelmässig vorzunehmenden Instandhaltungsmassnahmen und die Durchführung der Systemfunktionstests auch in Zukunft als sichergestellt.

Mit den Änderungen zur Verbesserung der Wärmeabfuhr bei den Schaltzellen beider Grundwasserpumpenschalter-Einschübe wurde deren Störanfälligkeit behoben. Eine aufgrund der Einsatzdauer erhöhte Ausfallwahrscheinlichkeit bei Komponenten der Niederspannungsschaltanlagen soll frühzeitig mit dem seit 2007 erfolgenden sukzessiven Austausch einzelner Betriebsmittel verhindert werden, um die hohe Verfügbarkeit der Notstandnotstromanlagen aufrechtzuerhalten.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die im Beurteilungszeitraum zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit beider Notstand-Notstromanlagen durchgeführten wiederkehrenden Funktionstests zeigten bis auf vier meldepflichtige Vorkommnisse eine hohe Zuverlässigkeit der elektrotechnischen Einrichtungen auf. Eines dieser Vorkommnisse wurde gemäss Richtlinie HSK-R-15 der Kategorie B zugeordnet, die anderen drei der Kategorie U.

Beim Vorkommnis der Kategorie B konnte während der Vorbereitungen eines zweimonatlichen Systemfunktionstests der Niederspannungsschalter zur Anspeisung einer Notstromschiene der Division 61 nicht ordnungsgemäss eingeschaltet werden. Die SEHR-Division 61 hätte im Anforderungsfall nicht zur Verfügung gestanden.

Bei den Vorkommnissen der Kategorie U startete die Grundwasserpumpe der Division 61 korrekt, konnte aber nicht mehr auslegungsgemäss abgeschaltet werden.

Eine weiteres der Kategorie B zuzuordnendes Vorkommnis wurde bei den abschliessenden Kontrollarbeiten im Rahmen eines Instandhaltungsauftrages verzeichnet. Vor einem Probelauf des SEHR-Diesels 61 musste die Grundwasserpumpe dieser Division gestartet werden. Die Grundwasserpumpe startete jedoch nicht.

Die redundante Division 51 war bei allen oben dargestellten Störungen verfügbar.

Die HSK forderte aufgrund der Häufung ähnlicher Störungen ergänzende Abklärungen. Als Ursache der wiederholt aufgetretenen Schaltfehler der Schalter zur SEHR-Grundwasserpumpe wurden zu hohe Temperaturen im Schaltereinschub vermutet. In der JHR 2003 baute das KKL zunächst provisorisch Ventilatoren in die Einschubtüren ein, worauf keine unerklärlichen Fehler mehr aufgetreten sind. Die zwei am 23. Dezember 2004 und 13. Januar 2005 aufgetretenen Störungen waren auf eine fehlerhafte Lötstelle auf einer Leiterplatte zurückzuführen.

Um die Zuverlässigkeit der Niederspannungs-Leistungsschalter zu verbessern, änderte das KKL zudem die Instandhaltungsstrategie und ging vermehrt zum präventiven Austausch einzelner oder kompletter Schaltantriebsteile über. Seit vier Jahren arbeiten die in den Notstand-Notstromanlagen eingesetzten Niederspannungsleistungsschalter störungsfrei. Dies lässt den Schluss zu, dass die getroffenen Verbesserungsmassnahmen eine Erhöhung der Schaltgerätezuverlässigkeit bewirkten.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden insbesondere Anlagenänderungen im Bereich der Niederspannungs-Leistungsschalter zur elektrischen Versorgung der Grundwasserpumpenantriebe vorgenommen. Infolge der im Jahre 1995 neu installierten Grundwasserpumpen wurden die bestehenden Leistungsschalter umgerüstet (Anlagenänderung AE 1997-092), um die durch den Betrieb der neuen Grundwasserpumpen und Motoren verminderten Margen der elektrischen Schutzauslösung zu erhöhen. Nach den erforderlichen Qualifikationsabklärungen installierte das KKL im Jahre 1999 Leistungsschalter derselben Baureihe mit einer höheren Strombelastbarkeit.

Im Rahmen der geforderten Zuverlässigkeitserhöhung dieser Leistungsschalter wurden mit der ergänzenden Anlagenänderung AE 2003-0044 zur Verbesserung der Übergangswiderstände im Steuerkontaktapparat vergoldete Leittechniksteckkontakte eingebaut und interne stromführende Schienenverbindungen zur Reduktion der Verlustleistung modifiziert. Im Jahr 2007 wurden anstelle der 2003 provisorisch eingebauten Ventilatoren definitiv Lüfter in die entsprechenden Schaltfelder eingebaut (Anlagenänderung AE 2006-0031).

#### TSL-Änderungen

Die TSL erfuhr innerhalb des Beurteilungszeitraumes keine Änderungen.

#### Gesamtbeurteilung

Aus der dargelegten Betriebserfahrung geht die insgesamt hohe Zuverlässigkeit der elektrischen Einrichtungen der Notstand-Notstromversorgung hervor. Die von der HSK geforderten Anstrengungen

zur nachhaltigen Zuverlässigkeitserhöhung im Bereiche der Niederspannungsleistungsschalter wurden vom KKL inzwischen erfolgreich umgesetzt. Aufgrund des seit dem 13. Januar 2005 störungsfreien Verhaltens dieser Leistungsschalter und der verbesserten Instandhaltungsstrategie kann vom zuverlässigen Funktionieren der elektrischen Einrichtungen der Notstand-Notstromanlagen in Zukunft ausgegangen werden.

#### **6.9.6.4 Gleichstromversorgung**

Die der Notstromversorgung und der Notstandnotstromversorgung zugeordneten 220-V- und 24-V-Gleichstromversorgungsanlagen gewährleisten bei einem Ausfall oder einer Störung der normalen Stromversorgungsanlagen die Versorgung sicherheitsrelevanter elektrischer und leittechnischer Verbraucher während mehrerer Stunden.

#### **Angaben des KKL**

##### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die gemäss TSL regelmässig durchgeführten Funktionstests zeigten während des gesamten Beurteilungszeitraums mit Ausnahme eines meldepflichtigen Vorkommnisses der Kategorie U gemäss Richtlinie HSK-R-15 die zuverlässige Funktion der den fünf Sicherheitsdivisionen zugeordneten Gleichstromversorgungssysteme. Beim genannten Vorkommnis wurden bei zwei von insgesamt 108 Zellen der 220-V-Batterieanlage in der Division 61 die geforderte Zellenspannung und Säuredichte leicht unterschritten. Die Gesamtspannung der 220-V-Batterie erfüllte aber dennoch die Anforderungen der TSL.

##### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die im Beurteilungszeitraum durchgeführten Anlagenänderungen betrafen die verbesserte Information der Operateure über den aktuellen Zustand der 220-V- und 24-V-Gleichstromversorgungen, eine konzeptionelle Überarbeitung der Erdschlussüberwachungen in Ladegeräten und Wechselrichtern sowie Massnahmen zur Verbesserung der Lebensdauer der Kondensatoren.

##### TSL-Änderungen

Die wichtigste TSL-Änderung betraf die Kriterien zur Prüfung der Funktionstüchtigkeit der Batterien. Diese erfolgt neu mit Kapazitätstests statt durch die Messung von Zellenspannung und Säuredichte.

##### Gesamtbewertung

Das KKL bewertet die Funktionstüchtigkeit der Gleichstromversorgungssysteme infolge der regelmässigen Instandhaltung und wiederkehrenden Systemfunktionstests als sichergestellt.

#### **Beurteilung der HSK**

##### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Der Nachweis zur auslegungsgemässen Funktionstüchtigkeit und hohen Zuverlässigkeit der zur Notstromversorgung und der Notstandnotstromversorgung gehörenden 220-V- resp. 24-V-Gleichstromversorgungsanlagen lässt sich aus den während der gesamten Berichtsperiode erfolgreichen Funktionstests ableiten.

Die im Jahre 2000 im Rahmen wiederkehrender Batteriekontrollen aufgetretenen Abweichungen bezüglich der geforderten Werte für die Zellenspannung und Säuredichte bei zwei Batteriezellen der

220-V-Batterieanlage in der Division 61 führte zu keinem unzulässigen Kapazitätsverlust der Batterie. Dies war mit ausserordentlichen Kapazitätstests nachgewiesen worden. Aus den zusätzlichen Kontrollen von Batteriezellen desselben Fabrikats waren keine gleichartigen Schwächungen von Batteriezellen festzustellen.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die HSK bewertet die im Beurteilungszeitraum durchgeführten Anlagenänderungen, namentlich die Änderungen bezüglich der Überwachung einzelner Geräte wie beispielsweise von Sicherungsautomaten bei den 220-V-Gleichstromversorgungen oder die Entkopplung einzelner Alarmmeldungen von Sammelalarmmeldungen bei den 24-V-Gleichstromversorgungen der Divisionen 11, 21, und 31 als Verbesserungen. Dies trifft ebenso auf die konzeptionelle Überarbeitung und die Ausführung der Erdschlussüberwachungen in allen 220-V-Gleichstromversorgungssystemen zu.

Im Weiteren erfolgte im Jahre 2002 aufgrund der vorgeschriebenen wiederkehrenden Kontrollmessungen von Batteriezellen ein rechtzeitiger Ersatz der 220-V-Batterie in der Division 61.

#### TSL-Änderungen

Die vorgenommenen TSL-Änderungen sind von der HSK als zweckmässig beurteilt und freigegeben worden.

#### Gesamtbeurteilung

Aufgrund der dargelegten Betriebserfahrung gelangt die HSK zum Ergebnis, dass die Funktionstüchtigkeit und Zuverlässigkeit der zur Notstromversorgung und zur Notstandnotstromversorgung gehörenden Gleichstromversorgungsanlagen auch in Zukunft gewährleistet werden kann.

Mit den im Beurteilungszeitraum durchgeführten Anlagenänderungen wurden punktuelle Verbesserungen vorgenommen, welche eine detailliertere Überwachung einzelner Stromversorgungseinrichtungen erlauben, die jedoch nicht auf Mängel in der Auslegung zurückzuführen waren. Die vom KKL im Rahmen des Instandhaltungsprogramms regelmässig durchgeführten Massnahmen zum Erhalt der Systemfunktionstüchtigkeit einschliesslich der rechtzeitigen Erneuerung einzelner Komponenten, wie beispielsweise der vom KKL geplante sukzessive Ersatz von Ladegeräten, gewährleisten auch weiterhin eine hohe Verfügbarkeit dieser Gleichstromversorgungsanlagen.

#### **6.9.6.5 Spezielle Wechselstromsysteme**

Die zur betrieblichen Anlagenüberwachung erforderlichen Systeme im Hauptkommandoraum werden insbesondere von den unterbrechungslosen Stromversorgungsanlagen (USV) 10EN, 20EN, 10EP und 20EP mit elektrischer Energie versorgt. Die den 5 Divisionen zugeordneten sicherheitsrelevanten Wechselstromverbraucher werden von den unterbrechungslosen Stromversorgungssystemen 11, 21, 31, 51 und 61 ET versorgt. Eine mittels zwei Motor-Generator-Gruppen aufgebaute Wechselstromversorgung dient der Versorgung des Reaktorschutz- und Isolationssystems. Gegenüber den USV-Anlagen, welche bei einem Ausfall der Normalanspeisung eine über mehrere Stunden dauernde Überbrückungszeit gestatten, erlaubt die Stromversorgung des Reaktorschutzsystems kurzzeitige spannungslose Pausen bis 2 s.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Bei diesen Systemen werden aufgrund des Dauerbetriebs im Rahmen des regulären Instandhaltungsprogrammes Revisions- und Anlagentests durchgeführt. Im Beurteilungszeitraum wurde neben einzelnen Komponentenstörungen, welche nicht zum Verlust der elektrischen Versorgung der entsprechenden Verbraucher führten, ein meldepflichtiges Vorkommnis verzeichnet, das gemäss Richtlinie HSK-R-15 der Kategorie U zugeordnet wurde. Infolge eines Windungsschlusses einer Drosselspule im Wechselrichterteil der USV-Anlage 10EN kam es am 18. November 2002 zu einem schrankinternen Brand. Dank der automatischen Umschaltung auf die statische Bypasseinrichtung kam es zu keinem Verlust der Stromversorgung der zu versorgenden Verbraucher. Der Brand konnte durch das Fachpersonal mit einem CO<sub>2</sub>-Handfeuerlöscher gelöscht werden.

Die Störungsursache – der aufgetretene Windungsschluss – war auf eine alterungsbedingte Schwächung der Wicklungsisolierung zurückzuführen. Aufgrund des Ereignisses wurden sämtliche Drosseln der typengleichen USV-Anlagen 10/20 EN/EP ersetzt.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden insbesondere Anlagenänderungen zur Erleichterung von Instandhaltungstätigkeiten realisiert, beispielsweise der Einbau von Entlade- und Ladeschaltern, die eine sanfte Ladung der Wechselrichter-Kondensatoren erlauben und Transienten verhindern.

Aufgrund der erschwerten Ersatzteilbeschaffung bei den Wechselrichtern der Divisionen 11, 21, und 31 ET plant das KKL vorbeugend deren Ersatz.

### Gesamtbewertung

Das KKL bewertet die auslegungsgemässe Funktionalität der unterbrochslosen Stromversorgungssysteme durch die regelmässige Ausführung der Instandhaltungsmassnahmen auch in Zukunft als sichergestellt.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die unterbrochslosen Stromversorgungssysteme wiesen innerhalb des Beurteilungszeitraumes eine hohe Verfügbarkeit und ein zuverlässiges Betriebsverhalten auf. Der durch einen Windungsschluss an einer Drosselspule verursachte Brand im Wechselrichterteil der USV-Anlage 10EN führte zum Ersatz aller entsprechenden Drosselspulen in den typengleichen USV-Anlagen. Damit wurde das Potenzial für einen systematischen Ausfall aller USV-Anlagen beseitigt.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die im Beurteilungszeitraum ausgeführten Anlagenänderungen dienten der Erleichterung von Instandhaltungstätigkeiten, aber auch der schonenden und damit lebensdauererweiternden Betriebsweise der USV-Anlagen.

### Gesamtbeurteilung

Aus der dargelegten Betriebserfahrung geht die hohe Zuverlässigkeit der unterbrochslosen Stromversorgungsanlagen hervor. Diese ist unter Berücksichtigung der vom KKL praktizierten sorgfältigen Durchführung wiederkehrender Prüfungen und Instandhaltungsmassnahmen auch in Zukunft zu er-

warten. Mit den vom KKL geplanten Erneuerungen im Bereich der unterbrechungslosen Stromversorgungssysteme findet eine Angleichung an den heutigen Stand der Technik statt.

### **6.9.7 Lüftungsanlagen**

Die Lüftungsanlagen dienen zum einen der Rückhaltung und Kontrolle radioaktiver Stoffe aus den Bereichen der kontrollierten Zone, indem ein Unterdruck in den jeweiligen Anlagenbereichen aufrechterhalten wird, die Abluft mittels Filtern gereinigt wird und bei Störfällen ein automatischer Lüftungsabschluss erfolgt. Des Weiteren werden mithilfe der Lüftungsanlagen sicherheitsrelevante Ausrüstungen und die für die Anlagenbedienung und -überwachung notwendigen Räume gekühlt bzw. klimatisiert.

#### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Neben den im Kapitel 6.9 genannten Grundlagen zieht die HSK die Anforderungen der Richtlinie HSK-R-07 zur Beurteilung der radiologischen Relevanz von Anlagenänderungen und Vorkommnisse in den Lüftungs- und Kälteanlagen heran.

#### **6.9.7.1 Lüftungstechnische Anlage (TL)**

Die Lüftungstechnische Anlage TL umfasst Lüftungsanlagen im Primär- und Sekundärteil des KKL. Die nachfolgenden Bewertungen konzentrieren sich auf Lüftungsanlagen in den Anlagenbereichen Containment, Reaktorhilfsanlagegebäude, Brennelementlager, Ringraum und SEHR-Bunker. Betriebliche Funktionen der Lüftungstechnischen Anlage TL sind die Filtration der angesaugten Aussenluft, bei Bedarf die Kühlung oder die Vorwärmung der Zuluft sowie die Lufterneuerung und das Abführen von Wärmelasten aus den Räumen im Normalbetrieb. Weitere betriebliche Funktionen, die dem Schutzziel „Begrenzung der Strahlenexposition“ der Bevölkerung und des Betriebspersonals zugeordnet werden, sind die Unterdruckhaltung in den Räumen der kontrollierten Zone, das Fördern der Abluft in den Kamin und die Messung und Registrierung von luftgetragener Aktivität. Im Rahmen der konventionellen Sicherheit gewährleisten Brandschutzklappen die Eingrenzung eines Brandes. Entqualmungsventilatoren und -klappen sorgen im Falle eines Brandereignisses für rauchfreie Fluchtwege.

Zu den Sicherheitsfunktionen gehören das Schliessen der Lüftungsklappen zur Sicherstellung der Containmentisolation und der Isolation des Sekundärcontainments bei Unterdruckhaltung durch das Notabluftsystem, die Kühlung der Räume mit Komponenten der Kernnotkühlung und des SEHR-Systems sowie bei Überschreitung der Aktivität in der Abluft des Containments, des Ringraums und des Brennelementlagergebäudes die Isolation der entsprechenden Raumbereiche. Die Sicherheitsfunktionen dienen damit hauptsächlich dem Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“. Mit den Umluftkühleinheiten wird im Bedarfsfall die Wärme aus Räumen abgeführt, in denen sich Komponenten der Kernnotkühlung befinden. Das System unterstützt damit auch das Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“.

Die Komponenten des Systems zur Gewährleistung der Isolation des Primärcontainments sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 2, der Erdbebenklasse EK I und der elektrischen Sicherheitsklasse 1E zugeordnet. Die Komponenten des Lüftungssystems im Containment erfüllen die Anforderungen der mechanischen Sicherheitsklasse SK 4 und der Erdbebenklasse EK II. Die Umlufteinheiten, die die Kühlung der Räume gewährleisten, in denen sich Komponenten der Kernnotkühlung befinden, sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 3, der Erdbebenklasse EK I und der elektri-

schen Sicherheitsklasse 1E zugeordnet. Andere Komponenten des Lüftungssystems sind entsprechend der KEV Anhang 4 und der Richtlinie HSK-R-06 unklassiert.

Das Wasserstoff (H<sub>2</sub>)-Vermischungs-System, das Teil der Lüftungstechnischen Anlage TL ist, wird in Kapitel 6.4.3.3 behandelt. Die Isolationsklappen der Lüftungstechnischen Anlage sind im Kapitel 6.4.4 bewertet.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit der Lüftungstechnischen Anlage der Primäranlage werden im KKL insgesamt 17 verschiedene Funktionstests durchgeführt. Bei den Funktionsprüfungen und dem Betrieb des Systems kam es zu fünf meldepflichtigen Vorkommnissen, wobei ein Vorkommnis gemäss Richtlinie HSK-R-15 der Kategorie B zugeordnet wurde und vier der Kategorie U. Bei allen Funktionsprüfungen wurden die Anforderungen der TSL an das System erfüllt.

Beim Vorkommnis der Kategorie B am 12. September 2002 kam es aufgrund einer nicht zonenkonformen Kondensatableitung zu einer nicht registrierten Aktivitätsabgabe ins Meteorwasser. Mit der Auswertung der Messwerte der Aktivitätsüberwachung vom Nebenkühlwasser-Rücklauf konnte aber eine Überschreitung der zulässigen Aktivitätsabgaben ausgeschlossen werden.

Bei den der Kategorie U zugeordneten Vorkommnissen traten folgende Abweichungen auf:

- Am 13. März 2002 kam es zu einer Kontamination der Aktivwerkstatt, die vollständig entfernt werden konnte. Ursache war eine Softwareänderung in der Steuerung der Lüftungsanlage, die wahrscheinlich zu einer Rückströmung in der Abluft und einer Kontamination der Räume mit Staub aus den Abluftfiltern geführt hatte.
- Am 10. August 2002 wurde bei der Durchführung eines Systemfunktionstests festgestellt, dass die Schliesszeit einer inneren Containment-Abluft-Isolationsklappe mit 5,5 s um eine halbe Sekunde über dem gemäss TSL zulässigen Sollwert von maximal 5 s lag. Mögliche Ursachen waren ein nicht vollständig geöffnetes Handventil in der Steuerluftzuleitung sowie ein nicht einwandfrei arbeitendes Magnetventil. Als vorbeugende Massnahme wurde das betroffene Handventil beschildert und in die Handventilcheckliste aufgenommen. Das Magnetventil wurde ersetzt. Trotz der leicht verlängerten Schliesszeit der betroffenen inneren Containment-Abluft-Isolationsklappe wäre die Rückhaltefähigkeit des Containments im Bedarfsfall nicht beeinträchtigt gewesen.
- Während der Divisionsrevision 51 vom März 2003 wurde ein Pumpenraumkühler durch einen neuen Kühler ersetzt. Die Messungen während der Inbetriebnahme vom 4. April 2003 zeigten, dass die Luftmenge über dem Kühler 3 % unter dem Auslegungswert lag. Eine Kontrollmessung beim entsprechenden Pumpenraumkühler der Division 61 ergab eine Luftmenge über dem Kühler, die 5 % unter dem Auslegungswert lag. Die Abklärungen zeigten, dass Weissrost (Zinkhydroxide) zwischen den Kühlrippen zu einem erhöhten luftseitigen Druckabfall geführt hatte. Zudem wurde festgestellt, dass Ein- und Austritt des Kühlwassers vertauscht angeschlossen waren, wodurch die Kühler im Gleichstrom- statt im Gegenstromverfahren betrieben wurden. Im Revisionsstillstand 2003 wurden die Wasseranschlüsse richtig gestellt. Eine Nachrechnung der Kühlkapazitäten durch den Kühlerlieferanten zeigte, dass die TSL-Limiten im Anforderungsfall dennoch eingehalten worden wären. Es lag somit keine Beeinträchtigung der Sicherheit vor.

### Wiederholungsprüfprogramme

Die prüfpflichtigen Bereiche wurden gemäss SVTI-Festlegung NE-14 mit System- und Komponentenbegehungen, Wanddickemessungen und Leckratentests geprüft. Dabei ergaben sich keine bewertungspflichtigen Befunde. Das KKL betrachtet das Wiederholungsprüfprogramm als angemessen.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden die folgenden wesentlichen Arbeiten für die nukleare Sicherheit an der Lüftungstechnischen Anlage der Primäranlage durchgeführt:

- Sanierung der sieben SEHR-Umluftkühlereinheiten durch Einbau neuer Kühler mit rostfreien Rippenrohren zwischen 1998 und 2004 nach korrosionsbedingten Leckagen.
- Logikänderung der Umluftventilatoren der ECCS-Raumkühler, damit diese nach einem Stromausfall automatisch wieder zugeschaltet werden.

Für den Strahlenschutz waren die folgenden Anlagenänderungen von Bedeutung:

- Einbau einer Unterdruckhaltung und Druckregelung im SEHR-Gebäude (1996).
- Als eine Massnahme zur Verhinderung einer Rückströmung über die Raumabluftfilter wurden Rückschlagklappen (RSK) in die bestehenden Kanäle eingebaut. (Vorkommnis vom 13. März 2002).
- Die Kondensatableitung der Zuluftseinheit der aktiven Werkstatt (AWE) wurde ertüchtigt und entspricht seither dem radiologischen Zonenkonzept. (Vorkommnis vom 12. September 2002).
- Die temporären Luftschläuche über den Brennelement-Becken wurden demontiert und eine Absaugvorrichtung mit Anschluss an die Abluftanlage wurde fest installiert. (2003).

### TSL-Änderungen

Im Jahr 2003 wurden im Rahmen des Antrags zur Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate die Test- und Kalibrierungsintervalle der Lüftungstechnischen Anlage der Primäranlage und deren Instrumentierung geändert. Dabei wurde die Durchführung der Tests und Kalibrierungen teilweise vom Stillstand in den Leistungsbetrieb verschoben. Die Test- und Kalibrierungsintervalle wurden auf 24 Monate verlängert.

### Alterungsüberwachung

Die Alterungsüberwachung geschieht im Rahmen der Instandhaltung und durch die Funktionstests. Das Lüftungssystem wird nicht im Alterungsüberwachungsprogramm erfasst.

### Gesamtbewertung

Im Beurteilungszeitraum wurden im System TL verschiedene Verbesserungen realisiert. Das System wurde um zwei Funktionen erweitert, nämlich die SEHR-Unterdruckhaltung und die Absaugung über dem Becken im Brennstofflagergebäude. Durch die regelmässige Instandhaltung und die Durchführung der Systemfunktionstests wird sichergestellt, dass das System auch in Zukunft auslegungsgemäss funktioniert und seine Schutzziele erfüllt.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Anforderung der TSL an die Funktionstüchtigkeit der Lüftungstechnischen Anlage der Primäranlage wurde aus Sicht der HSK nachgewiesen.

Die am System aufgetretenen meldepflichtigen Vorkommnisse zeigten Schwachstellen bei der Einhaltung der Schutzziele „Einschluss radioaktiver Stoffe“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“, wobei es bei diesen Vorkommnissen weder zu unzulässigen Abgaben an die Umgebung noch zu nennenswerten Personendosen kam. Mit den ergriffenen Massnahmen wurden diese Schwachstellen behoben.

Die an den SEHR-Umluftkühlanlagen entdeckten Montagefehler sowie die etwas geringere Fördermenge der Ventilatoren im Vergleich zur Auslegung hatten keinen Einfluss auf die Funktionstüchtigkeit der Systeme im zu kühlenden Raumbereich. Das Vorkommnis zeigte jedoch Schwächen bei der Qualitätssicherung der Instandhaltung auf. Auch die Verstopfung der Kühler durch Korrosion zwischen den Kühlrippen war bei der Instandhaltung nicht bemerkt worden.

### Wiederholungsprüfprogramme

Mit Ausnahme der Containment-Durchdringungen (SK 2) wurde im Beurteilungszeitraum vom Betreiber kein systematisches Wiederholungsprüfprogramm nach SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt. Das System enthält auch prüfpflichtige Behälter (Kühler) der mechanischen Sicherheitsklassen SK 3 und SK 4. Aus diesem Grund ist das Wiederholungsprüfprogramm für die Lüftungstechnische Anlage entsprechend Forderung 5.5.2-2 in Kapitel 5.5.2 zu überprüfen und zu ergänzen.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die HSK bewertet den Austausch der Kühler der SEHR-Umluftkühlereinheiten als Verbesserung der Zuverlässigkeit der Kühlung der entsprechenden Raumbereiche in einem Anforderungsfall.

Die automatische Zuschaltung der Umluftventilatoren der ECCS-Raumkühler nach einem Stromausfall entlastet das Schichtpersonal bei einem Störfall. Die Anlagenänderung wird deshalb von der HSK als eine geeignete Massnahme zur Verbesserung der Störfallbeherrschung durch die Schicht beurteilt.

Mit den für den Strahlenschutz relevanten Anlagenänderungen wurden Schwachstellen beseitigt. Die entsprechenden baulichen Anforderungen an die kontrollierten Zonen, wie sie in der Richtlinie HSK-R-07 dargelegt sind, wurden erfüllt.

### TSL-Änderungen

Die im Beurteilungszeitraum durchgeführte Verlängerung und Verschiebung der Test- und Kalibrierungsintervalle der Lüftungstechnischen Anlage und der zugehörigen Instrumentierung haben sich bisher nicht negativ auf die Zuverlässigkeit der Lüftungstechnischen Anlage und den Anlagenbetrieb ausgewirkt.

### Alterungsüberwachung

Das Lüftungssystem wurde nach Einführung der Richtlinie HSK-R-51 bezüglich Aufnahme ins Alterungsüberwachungsprogramm geprüft. Gemäss HSK-R-51 sind die Teile des Lüftungssystems, welche zum Sicherheitseinschluss oder zum Notabluftsystem gehören, im Alterungsüberwachungspro-

gramm erfasst. Für die übrigen Teile erfolgt die Alterungsüberwachung im Rahmen der Instandhaltung. Die HSK hat dem Ergebnis der Überprüfung zugestimmt.

### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass die Lüftungstechnische Anlage TL eine hohe Verfügbarkeit aufweist. Mit den durchgeführten Anlagenänderungen wurde das System verbessert. Es wird erwartet, dass auch in Zukunft dessen Betriebs- und Sicherheitsfunktionen zuverlässig gewährleistet sind. Allerdings ist der Umfang der durchzuführenden systemspezifischen Wiederholungsprüfungen zu überprüfen.

#### **6.9.7.2 Lüftungs- und Klimaanlage (UV10 bis UV42)**

Die Lüftungs- und Klimaanlage UV10 bis UV42 haben die betriebliche Aufgabe den Hauptkommandoraum, die Notsteuerstellen und Elektroräume zu klimatisieren. Als Sicherheitsfunktionen dieser Anlagen sind die Wärmeabfuhr und Überdruckhaltung im Hauptkommandoraum sowie dessen Versorgung mit gefilterter Aussenluft einzuordnen. Die Filterwirkung der Aktivkohlefilter gewährleistet einen ausreichenden Schutz des Betriebspersonals bei grosser Aussenluftaktivität für 30 Tage. Darüber hinaus sorgen die Lüftungs- und Klimaanlage in den Notsteuerstellen für eine ausreichende Kühlung der installierten Sicherheitsleittechnik der Divisionen 11, 21, 31 und ermöglichen dem Betriebspersonal im Anforderungsfall durch den Umluftbetrieb den sicheren Aufenthalt in den Notsteuerstellen, um die Reaktoranlage abzufahren.

Die sicherheitstechnischen Funktionen dienen damit hauptsächlich der Begrenzung der Strahlenexposition des Betriebspersonals und der Gewährleistung einer auslegungsgemässen Kühlung der Räume der Sicherheitsleittechnik. Die Komponenten des Systems zur Gewährleistung der Sicherheitsfunktionen sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 3, Erdbebenklasse EK I und der elektrischen Sicherheitsklasse 1E zugeordnet.

### **Angaben des KKL**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Funktionstüchtigkeit der sicherheitsrelevanten Funktionen der Lüftungs- und Klimaanlage (UV10 bis UV42) wird im KKL mit der Durchführung von 10 verschiedenen Funktionstests nachgewiesen. Bei den Funktionsprüfungen und dem Betrieb des Systems kam es zu zwei meldepflichtigen Vorkommnissen der Kategorie U gemäss Richtlinie HSK-R-15 und zu zwei Nichterfüllungen von LCO ausserhalb meldepflichtiger Vorkommnisse. Die Anforderungen der TSL an das System wurden bei allen Funktionsprüfungen erfüllt, wobei in vier Fällen Wiederholungen der Funktionsprüfungen nach dem Beheben von Defekten notwendig waren. Das KKL hat aufgrund der Erfahrungen und aufgetretenen Probleme bei der Durchführung der Funktionstests die betroffenen Vorschriften verbessert.

#### Wiederholungsprüfprogramme

Für die Ausrüstungen der Lüftungs- und Klimaanlage werden keine Wiederholungsprüfungen nach SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Jahr 1996 wurden im Rahmen der Massnahmen gegen schwere Unfälle in schweizerischen Kernkraftwerken die Lüftungs- und Klimaanlage um die Funktion der gefilterten Überdruckhaltung des Hauptkommandoraums erweitert.

### TSL-Änderungen

Die Anforderungen an die Funktionsbereitschaft und die Überwachung wurden für die gefilterte Überdruckhaltung des Hauptkommandoraums neu in die TSL aufgenommen.

Der Grenzwert für den Anfangsdruckverlust wurde für den Einsatz verbesserter Filtereinsätze für die Umluftfilter der Notsteuerstellen auf 0,5 bar reduziert.

### Alterungsüberwachung

Die Lüftungs- und Klimaanlage ist mit Ausnahme der zugehörigen Containmentdurchdringungen nicht im Alterungsüberwachungsprogramm enthalten. Die Alterungsüberwachung wird im Rahmen der Wartung und der Funktionsprüfungen durchgeführt.

### Gesamtbewertung

Das KKL bewertet die Erweiterung der Lüftungs- und Klimaanlage (UV10 bis UV42) um die gefilterte Überdruckhaltung als eine Massnahme, die die Verfügbarkeit des Hauptkommandoraums bei Störfällen verbessert.

Gestützt auf die Betriebserfahrung, kommt das KKL zum Ergebnis, dass durch die regelmässige Instandhaltung und Durchführung der Funktionstests sichergestellt wird, dass die Lüftungs- und Klimaanlage (UV10 bis UV42) auch in Zukunft auslegungsgemäss funktioniert.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Erfüllung der Anforderung der TSL an die Funktionstüchtigkeit der Lüftungs- und Klimaanlage (UV10 bis UV42) wurde aus Sicht der HSK nachgewiesen. Die aufgetretenen meldepflichtigen Vorkommnisse und LCO-Nichterfüllungen zeigten nur geringfügige Schwächen auf, die mit den ergriffenen Massnahmen behoben wurden. Die Verfügbarkeit des Systems wird von der HSK als gut bewertet.

### Wiederholungsprüfprogramme und Alterungsüberwachung

Die Vorgaben der SVTI-Festlegung NE-14 gelten aus Sicht der HSK auch für die Lüftungs- und Klimaanlagen. Aus diesem Grund ist das Wiederholungsprüfprogramm für die Lüftungs- und Klimaanlagen entsprechend Forderung 5.5.2-2 in Kapitel 5.5.2 zu überprüfen.

Ein eigenständiges Alterungsüberwachungsprogramm wird für diese Anlage aufgrund der bisherigen Betriebserfahrung nicht als erforderlich erachtet.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Mit der Inbetriebnahme der gefilterten Überdruckhaltung des Hauptkommandoraums wurde eine wesentliche Forderung der HSK im Rahmen der Massnahmen gegen schwere Unfälle in schweizeri-

schen Kernkraftwerken erfüllt, womit der Schutz des Personals im Hauptkommandoraum vor ionisierender Strahlung bei schweren Störfällen verbessert.

Da im Beurteilungszeitraum keine weiteren Massnahmen am System notwendig wurden, kann auf einen guten Zustand des Systems hinsichtlich Auslegung und Instandhaltung der Komponenten geschlossen werden.

### TSL-Änderungen

Die HSK bewertet die neuen Anforderungen der TSL zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit der Überdruckhaltung im Hauptkommandoraum als ausreichend.

Die Reduktion des Grenzwertes für den minimalen Druckabfall über die in den Notsteuerstellen eingesetzten Umluftfilter, der ein Mass für einen Filterbruch oder für einen Bypassstrom darstellt, stellt eine notwendige Massnahme dar, um die verbesserten Filtereinsätze zu verwenden. Die Änderung hat in Verbindung mit dem Einsatz der verbesserten Filter keine Auswirkung auf die auslegungsgemässe Funktion der Umluftanlage.

### Gesamtbeurteilung des Systems

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass die Lüftungs- und Klimaanlage (UV10 bis UV42) ihre betrieblichen und sicherheitsrelevanten Funktionen zuverlässig im Beurteilungszeitraum erfüllten und dies auch in Zukunft zu erwarten ist. Allerdings ist der Umfang der durchzuführenden systemspezifischen Wiederholungsprüfungen zu überprüfen.

#### **6.9.7.3 Kaltwasseranlage der kontrollierten Zone (UF)**

Die Kaltwasseranlage UF ist ein Betriebssystem. Es hat die betriebliche Aufgabe, die Kühler der Lüftungssysteme für die kontrollierte Zone im Aufbereitungsgebäude, im Reaktorhilfsgebäude, im BE-Lagergebäude, im Containment und im Maschinenhaus über Kreisläufe mit Kaltwasser zu versorgen. Das in den Kühlern erwärmte Wasser wird zu den Kältemaschinen geführt und dort auf +4,5 °C abgekühlt. Von den Kältemaschinen wird die Wärme an das Nebenkühlwasser abgegeben. Das System versorgt einschliesslich der Umluftkühler im Containment nur betriebliche Systeme mit Kühlwasser.

Ein Teil der Komponenten des Systems gehört zur Containmentisolation, mit der die Einhaltung des Schutzziels „Einschluss radioaktiver Stoffe“ sichergestellt wird. Die Komponenten des Systems zur Gewährleistung der Containmentisolation sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 2, Erdbebenklasse EK I und der elektrischen Sicherheitsklasse 1E zugeordnet. Die Komponenten im Containment erfüllen die Anforderungen der mechanischen Sicherheitsklasse SK 4 und der Erdbebenklasse EK II. Die anderen Komponenten sind entsprechend der KEV Anhang 4 und der Richtlinie HSK-R-06 unklassiert.

#### **Angaben des KKL**

##### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Funktionstüchtigkeit der Komponenten der Kaltwasseranlage, die auch zur Containmentisolation gehören, wird mittels zwei verschiedener Funktionstests nachgewiesen. Im Beurteilungszeitraum wurden die Funktionstests ohne Beanstandungen durchgeführt. Bis auf ein einmaliges Problem beim Abschalten einer Kaltwasseranlage, welches durch zwei defekte Steuerkarten verursacht wurde, arbeitete das System mit hoher Verfügbarkeit.

### Wiederholungsprüfprogramme

Im Wiederholungsprüfprogramm sind die zur mechanischen Sicherheitsklasse SK 2 gehörenden Containmentdurchdringungen des Systems erfasst. Bei den im Beurteilungszeitraum durchgeführten Dichtheitsprüfungen, visuellen Prüfungen und System- und Komponentenbegehungen wurden keine bewertungspflichtigen Befunde festgestellt. Das KKL bewertet die Prüfungen hinsichtlich Umfang, Verfahren und Intervallen als angemessen.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden drei Anlagenänderungen an Teilen des Systems durchgeführt, die nur betriebliche Funktionen betrafen. Darunter befanden sich der gesetzlich notwendige Austausch des Kältemittels der Kälteanlagen gegen ein umweltfreundliches Produkt, die Anpassung der Grenzwerte der Regelung an das neue Kältemittel sowie Verbesserungen an der Steuerung.

### TSL-Änderungen

Im Beurteilungszeitraum sind keine Änderungen der TSL durchgeführt worden, die das System betreffen.

### Alterungsüberwachung

Die Kaltwasseranlage ist nicht in das Alterungsüberwachungsprogramm einbezogen. Die Alterungsüberwachung erfolgt im Rahmen der Wartung und der Funktionstests.

### Gesamtbewertung

Das KKL stellt fest, dass die Kaltwasseranlage durch die regelmässige Instandhaltung bei hoher Verfügbarkeit auslegungsgemäss funktionierte und dies auch in der Zukunft zu erwarten ist.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die HSK bewertet die Betriebserfahrung des Systems als sehr gut, da das System bis auf ein einmaliges, geringfügiges Problem beim Abschalten aufgrund einer defekten Steuerkarte mit hoher Verfügbarkeit arbeitete.

### Wiederholungsprüfprogramme und Alterungsüberwachung

Das Wiederholungsprüfprogramm für die zum System gehörenden Containmentdurchdringungen der mechanischen Sicherheitsklasse SK 2 und seine Ausführung entsprechen den Vorgaben der SVTI-Festlegung NE-14.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Mit den Anlagenänderungen zum Kühlmittel wurden gesetzliche Anforderungen erfüllt. Die HSK bewertet die anderen Änderungen als Massnahmen zur weiteren Erhöhung der Anlagenverfügbarkeit.

### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass die Kaltwasseranlage UF mit hoher Verfügbarkeit im Beurteilungszeitraum betrieben wurde.

### **6.9.8 Hebezeuge im Containment und Brennelementlagergebäude (XW)**

Im KKL sind an fünf Hebezeugen 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 um

- den 115-/5-t-Polarkran im Containment;
- die Brennelementwechsellmaschine im Containment;
- den 130-t-Brennelement-Lagerkran im Brennelementlagergebäude;
- den 10-t-Brennelement-Lagerkran im Brennelementlagergebäude;
- die Brennelementhandhabungsmaschine im Brennelementlagergebäude.

Die drei Kräne sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 3 zugeordnet und erfüllen die Anforderung der Erdbebenklasse EK I. Die elektrischen Komponenten der aufgeführten Hebezeuge sind unklassiert. Die Brennelementwechsel- und die Brennelementhandhabungsmaschine sind baugleich und werden separat in Kapitel 6.15.2 bewertet.

#### **Angaben des KKL**

##### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Kräne werden im KKL im Rahmen der Instandhaltung in jährlichen Intervallen geprüft, wobei jeweils eine Prüfung den mechanischen Teil und eine andere Prüfung den elektrischen Teil abdeckt. Die jährlichen Prüfungen sind im Wesentlichen Sicht- und Funktionsprüfungen.

Im Beurteilungszeitraum traten am 10-t-Brennelement-Lagerkran zwei nicht meldepflichtige Befunde auf. 1995 wurde eine Verformung der Seiltrommel des Krans festgestellt. Die Reparatur wurde nach Freigabe der HSK durchgeführt.

Bei einer Funktionsprüfung im Mai 2001 wurde eine Verwindung des Katzfahrwerks am 10-t-Lagerkran festgestellt. Eine externe Studie kam zum Ergebnis, dass der Schaden durch eine zu starke einseitige Belastung, verbunden mit Fehlern bei der Auslegung, der Konstruktion und der statischen Berechnung durch den Hersteller verursacht wurde. Das KKL kam zum Ergebnis, dass auch der erste Befund aus dem Jahre 1995 auf die oben genannten Ursachen zurückzuführen ist. Als vorbeugende Massnahme wurde die Nutzlast des 10-t-Krans auf 7 t begrenzt.

##### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Auf eine Reparatur des 10-t-Lagerkrans wurde zu Gunsten einer Neuinstallation verzichtet. Im April 2007 erteilte die HSK die Montagefreigabe für den Ersatz des 10-t-Brennelement-Lagerkrans.

Aufgrund der Befunde am 10-t-Lagerkran wurde auch die Auslegung des 130-t-Brennelement-Lagerkrans überprüft, da es sich um einen Kran ähnlichen Typs handelt. Die Nachrechnung der Hauptträger zeigte, dass diese für den Normalbetrieb ausreichend dimensioniert wurden. Weitere detaillierte Nachrechnungen sind geplant. Die Sichtung der Auslegungsspezifikation und die Begehung des 115-/5-t-Polarkrans zeigten keine Schwachstellen, sodass keine Sofortmassnahmen notwendig wurden. Trotzdem ist für den 115-/5-t-Polarkran eine detaillierte Überprüfung der Auslegung in Arbeit.

## Gesamtbewertung

Im Beurteilungszeitraum wurde eine Überprüfung der Kransysteme eingeleitet, wobei Auslegungsfehler am 10-t-Lagerkran festgestellt wurden. Daraus resultierte eine Neubeschaffung des 10-t-Lagerkrans. Die bisherigen Untersuchungen an den anderen Hebezeugen zeigen keine Schwächen. Weitere detaillierte Untersuchungen sollen durchgeführt werden.

## **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Neben den im Kapitel 6.9 genannten Grundlagen zieht die HSK die Anforderungen der KTA-Regel 3902<sup>93</sup>, der KTA-Regel 3903<sup>94</sup> und die Vorgaben der SUVA zur Beurteilung der Kransysteme heran.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die HSK ist der Ansicht, dass es sich bei der Verwindung des Katzfahrwerks am 10-t-Lagerkran vom Mai 2001 um einen gemäss Richtlinie HSK-R-15 meldepflichtigen Befund handelt. Die HSK verzichtet aber auf eine Nachmeldung durch das KKL, da der Sachverhalt ausreichend in der PSÜ dokumentiert ist und im Rahmen einer Forderung die noch offenen Punkte verfolgt werden.

Die HSK stellt fest, dass die Prüfdokumentation auf den Grundlagen der KTA-Regel 3903 und der SUVA-Richtlinie<sup>95</sup> erstellt wurde. Mit der jährlichen Prüfung der Hebezeuge mittels einer Funktionsprüfung und einer visuellen Prüfung sowie deren Dokumentation werden wesentliche Forderungen der KTA-Regel 3903 erfüllt, wobei die Anforderungen der SUVA (Form 1845)<sup>96</sup> in den Prüfunterlagen enthalten sind. Die Polarkranschienen und die Anschweissungen der Schienen werden auch im Rahmen des Wiederholungsprüfprogramms des Containments regelmässig geprüft.

Die bisherigen Prüfungen haben gezeigt, dass Fehler entdeckt wurden und anschliessend geeignete Massnahmen ergriffen wurden. Darüber hinaus traten beim Betrieb der Hebezeuge keine Ereignisse auf.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die HSK kam nach Prüfung der vom KKL zum Ersatz des 10-t-Brennelement-Lagerkrans eingereichten Unterlagen zu dem Ergebnis, dass die Anforderungen der KTA-Regel 3902 erfüllt werden und erteilte die Montagefreigabe für den neuen Lagerkran im April 2007. Aus Sicht der HSK entspricht der neue 10-t-Brennelement-Lagerkran damit dem Stand der Technik.

Auch wenn die bisherige Überprüfung der Auslegung des 130-t-Brennelement-Lagerkrans und des 115-/5-t-Polarkrans durch das KKL bisher keine Schwächen aufzeigten, sind die geplanten weiteren Untersuchungen im Hinblick auf eine umfassende und abschliessende Bewertung zeitnah durchzuführen. Aufgrund der Bedeutung der beiden Kransysteme erachtet die HSK weitere zeitliche Verzögerungen für nicht tolerierbar.

---

<sup>93</sup> KTA 3902, Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken, Juni 1999

<sup>94</sup> KTA 3903, Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken, Juni 1999

<sup>95</sup> SUVA-Richtlinie

<sup>96</sup> SUVA (Form 1845)

### **Forderung 6.9.8-1**

*Das KKL hat die Ergebnisse der detaillierten Überprüfung der Auslegung des 130t-Brennelement-Lagerkrans und des 115/5t-Polarkrans der HSK bis 30. Juni 2010 zur Prüfung vorzulegen.*

#### Gesamtbeurteilung

Im Beurteilungszeitraum wurden an einem klassierten Hebezeug Auslegungsmängel entdeckt, welche als meldepflichtiger Befund eingestuft wurden und die zum Ersatz des Hebezeuges führten. Nachdem die Ergebnisse der noch ausstehenden detaillierten Überprüfung der Auslegung der anderen, vergleichbaren Hebezeuge vorliegen, wird die HSK über allfällige Massnahmen entscheiden. Der Betrieb der Hebezeuge verlief im Beurteilungszeitraum störungsfrei, was auch zukünftig erwartet wird.

## **6.10 Wichtige Betriebssysteme**

Die zuverlässige Funktion der nachfolgend behandelten Betriebssysteme stellt eine wesentliche Voraussetzung dar, um Abweichungen vom Normalbetrieb oder Anforderungen von Sicherheitssystemen möglichst zu vermeiden.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die Beurteilung der für die Gewährleistung einer schonenden Betriebsweise eingesetzten Reaktorsteuerungs- und -regelsysteme sowie die Systeme des konventionellen Dampf-Wasserkreislaufs erfolgt anhand der spezifischen Betriebserfahrung innerhalb des Beurteilungszeitraumes. Insbesondere werden die Auswirkungen von Störungen auf den Anlagenbetrieb sowie die Auswirkungen der Leistungserhöhung auf die Systemzuverlässigkeit beurteilt. Hierbei werden auch die Anforderungen aus der Richtlinie HSK-R-07 herangezogen, um die radiologischen Auswirkungen des Betriebs der Systeme des konventionellen Dampf- und Wasserkreislaufs zu beurteilen.

### **6.10.1 Reaktorsteuerung- und regelung**

Bei geringfügigen Abweichungen von betrieblichen Sollwerten greifen Regelsysteme korrigierend ein, um ein unnötiges Ansprechen von Schutzeinrichtungen zu verhindern. Zu den wichtigen, als sicherheitsbezogen eingestuften Regelsystemen gehören die Reaktorkühlmittelumwälz-, Speisewasser- und Turbinen-Vordruckregelung.

#### **6.10.1.1 Umwälzregelung**

Die Reaktorleistungsregelung erfolgt durch die Anpassung des Steuerstabmusters an den Kernbrennstoffabbau und die Veränderung der Kühlmittelumwälzmenge. Abhängig von der Umwälzpumpenbetriebsart begrenzen hierbei im Falle von Störungen in der Sekundäranlage, welche eine schnelle Reduktion der Reaktorleistung erfordern, sogenannte Runback-Funktionen die Öffnung der Umwälzmengenregelventile auf eine vorgegebene Position.

### **Angaben des KKL**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Anlässlich der gemäss der TSL durchzuführenden periodischen Systemfunktionstests zur Überprüfung der Funktionstüchtigkeit des Umwälzsystems und damit auch dessen Regelungseinrichtung-

en wurden keine Abweichungen verzeichnet, welche der behördlichen Meldepflicht unterlagen. Die im Jahre 2005 während der Durchführung des Systemfunktionstests zur Funktionsüberprüfung der Strahlpumpen und Umwälzregelventile gegenüber den früheren Zyklen festgestellten leicht erhöhten Differenz zwischen den Strahlpumpendurchflüssen beider Umwälzschleifen wurden mittels Korrekturen der Durchflussmessungen und Vertrimmung der Durchflussregelung beseitigt.

Nebst kleineren Störungen, welche innerhalb des Beurteilungszeitraums aufgrund von Instabilitäten beider Umwälzkreisläufe oder einzelner Defekte elektrischer oder elektronischer Komponenten der hydraulischen Steuerkreise der Umwälzmengenregelventile auftraten, wurden drei Vorkommnisse der Kategorie U gemäss Richtlinie HSK-R-15 verzeichnet, welche die Umwälzregelung oder deren Stellglieder betrafen. In zwei Fällen konnte aufgrund von Störungen in anderen Systemen die auslegungsgemässe korrekte Auslösung der Runbackfunktion gezeigt werden. Am 31. Januar 2002 schloss das Regelventil der einen Umwälzschleife ohne ersichtlichen Grund, wodurch im Kern eine Abweichung der beiden Strahlpumpendurchflüsse von 66 % entstand. Der Durchflussregler öffnete deshalb das Regelventil der anderen Umwälzschleife voll. Nach der Transiente betrug die Reaktorleistung rund 80 % bei einem Kerndurchfluss von rund 62 %. Die Ursache der Fehlfunktion war erhöhte Reibung eines Servoventils im Hydrauliksystem, welches das betroffene Umwälzmengenregelventil steuert.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Nebst dem aufgrund von Störungen ausgeführten Ersatz von Komponenten wie Steuerungseinheiten inklusive zugehöriger Netzteile oder Servoventilen wurden zur besseren Überwachung der Umwälzregelung die Hydraulikzylinderdrucksignale auf das Transientenrechnersystem aufgeschaltet.

Mit der Anlagenänderung AE1995-053 wurde eine zusätzliche automatische Umschaltung der Neutronenflussreglereinheit von Auto- auf Handbetrieb implementiert. Diese Umschaltung erfolgt beim Vorliegen einer 5 %-Abweichung zwischen dem gemessenen Signal eines Leistungsbereichskanals der Neutronenflussinstrumentierung und dem mittels Neutronenflussreglerausgangssignals gebildeten Rückmeldesignal. Aufgrund dieser zusätzlichen automatischen Umschaltung wurde das Auftreten unerwünschter Reaktorleistungssprünge infolge strömungsbedingter Instabilitäten beider Umwälzkreisläufe erfolgreich verhindert.

Im Rahmen der längerfristigen Planung begann das KKL mit der Anlagenänderung AE2005-0064 eine Studie zum Einsatz andersartiger Stellglieder zur Regelung der Kühlmittelumwälzmenge. Ein möglicher Wegfall der wartungsintensiven hydraulischen Steuerkreise hätte positive Auswirkungen auf den Instandhaltungsaufwand und die damit verbundene Personendosis.

#### TSL-Änderungen

Die TSL erfuhr Änderungen bzw. Anpassungen aufgrund der Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate. Hiervon betroffen waren die in den Kapiteln 4.3.E und 4.4.A festgehaltenen Intervalle zur Ausführung von Logik- und Regelventilfunktionstests.

#### Gesamtbewertung

Im Beurteilungszeitraum wurden diverse Schwachstellen des Systems beseitigt, sodass es heute gut funktioniert. Die Instandhaltungsstrategie erweist sich als geeignet. Bei gleicher Instandhaltungsintensität wird die hohe Sicherheit und Verfügbarkeit des Systems auch künftig gewährleistet.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die gemäss TSL regelmässig durchgeführten Funktionstests zeigten in der vergangenen Berichtsperiode keine sicherheitstechnisch relevanten Abweichungen, wodurch die zuverlässige Funktion der Regeleinrichtungen bestätigt wurde. Dies gilt ebenso für die Begrenzungsfunktionen, deren korrektes Funktionieren sich bei Anforderungen aufgrund zweier als Vorkommnisse der Kategorie U gemäss Richtlinie HSK-R-15 gemeldeter Störungen in der Sekundäranlage zeigte. Das fehlerhafte Schliessen eines Umwälzmengenregelventils war auch ein Vorkommnis der Kategorie U. Die Störung konnte auf eine Schwergängigkeit des Servoventils in der hydraulischen Steuerung des Umwälzmengenregelventils zurückgeführt werden. Eine im Jahr 2004 festgestellte leichte Erhöhung der Differenz zwischen den Strahlpumpendurchflüssen beider Umwälzschleifen wurde im Jahr 2006 mittels Anpassungen der Durchflussmessung und -regelung minimiert. Die Differenzen liegen innerhalb der durch die TSL gegebenen Limiten.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Das mögliche Auftreten von Schwankungen der thermischen Reaktorleistung aufgrund bistabiler Strömungszustände im Bereich des Kreuzstücks bei den Ringverteilern zu den Steigleitungen der Wasserstrahlpumpen in den Umwälzmengenleitungen konnte mit einer zusätzlich implementierten automatischen Umschaltung des den Umwälzmengendurchflussreglern übergeordneten Neutronenflussreglers von Auto- auf Handbetrieb eliminiert werden.

Die vom KKL im Rahmen der längerfristigen Planung eingeleitete Studie zum Ersatz der Regelungsstellglieder dient der Anpassung an den Stand der Technik und der längerfristigen Sicherstellung der Ersatzteilbeschaffung. Die hierbei mögliche Reduktion der wartungsbedingten Strahlendosis für das Instandhaltungspersonal ist positiv zu werten.

### TSL-Änderungen

Eine Beeinträchtigung der Funktionstüchtigkeit der Regelungsstellglieder, wie auch deren Initialisierungslogiken zur Auslösung betrieblicher Begrenzungsfunktionen, ist durch die von 18 auf 24 Monate vorgenommene Erweiterung der Prüfintervalle nicht zu erkennen.

### Gesamtbeurteilung

Die während des Normalbetriebs ständig betriebenen Regelungseinrichtungen der Reaktorleistungsregelung haben sich bewährt. Die für die Umwälzmengenregelung gewählten Reglereinstellungen gewährleisteten ein stabiles Regelverhalten und somit einen anlagenschonenden Reaktorbetrieb. Eine Wiederholung der im Beurteilungszeitraum aufgrund von Einzelfehlern aufgetretenen Störungen konnte vom KKL durch die getroffenen Verbesserungsmassnahmen verhindert werden. Zusammen mit den regelmässig durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und Funktionstests kann von der Sicherstellung der auslegungsgemässen Funktion dieser für die Reaktorleistungsregelung eingesetzten Geräte ausgegangen werden. Damit gelangt die HSK zum Ergebnis, dass eine zuverlässige Reaktorleistungsregelung auch in Zukunft aufrechterhalten werden kann.

### **6.10.1.2 Speisewasserregelung**

Die Speisewasserregelung gewährleistet während des normalen Leistungsbetriebes, beim An- und Abfahren der Anlage sowie bei Anlagentransienten die Einhaltung des erforderlichen Reaktorfüllstandsollwertes.

#### **Angaben des KKL**

##### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die regelmässig durchzuführenden Funktionstests dienen dem Nachweis der zuverlässigen Funktionsweise des Speisewasserregelsystems. Bei den innerhalb des Beurteilungszeitraums ausgeführten Funktionstests waren keine Abweichungen zu verzeichnen.

##### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Nebst den im Rahmen der Leistungserhöhung vorgenommenen Anpassungen betrafen kleinere Verbesserungsmassnahmen die wartungsfreundlichere Anordnung pneumatischer Komponenten der Speisewasser-Anfahrregelventile und die Erneuerung der Pumpendrehzahlmessungen. Ausserhalb des Berichtszeitraums erfolgte im Jahre 2006 ein Ersatz zweier dem Speisewasserregelsystem zugeordneter Messumformer zur Erfassung des Reaktor- und Kondensatordruckes. Durch den Einsatz temperaturkompensierter Typen konnten kleine durch Umgebungstemperaturschwankungen bewirkte Messwertabweichungen minimiert werden.

##### TSL-Änderungen

Die TSL enthält keine spezifischen Anforderungen für das Speisewasserregelsystem.

##### Gesamtbewertung

Das KKL bewertet die Funktionstüchtigkeit der Speisewasserregelung anhand der Resultate aus den regelmässig durchgeführten Tests und den Erfahrungen aus dem Anlagenbetrieb als sehr gut. Das Ausbleiben meldepflichtiger Vorkommnisse führt das KKL auf die sorgsam praktizierte Instandhaltung, die im Rahmen der Leistungserhöhung korrekt vorgenommenen Anpassungen und auf die getroffenen Massnahmen zur Erleichterung von Wartungsaufgaben und die Verbesserung der Systemüberwachung zurück. Die Zuverlässigkeit hat sich gegenüber der Vorperiode verbessert.

#### **Beurteilung der HSK**

##### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Resultate aus den Funktionstests bestätigen die Funktionstüchtigkeit der Regeleinrichtungen und die korrekte Auslösung von Begrenzungsfunktionen. Im Weiteren lässt sich die hohe Systemzuverlässigkeit auch aus dem während des gesamten Beurteilungszeitraums nahezu störungsfreien Betrieb der Speisewasserregelung ableiten.

##### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die im Beurteilungszeitraum ausgeführten Anlagenänderungen sind als punktuelle Verbesserungen hinsichtlich Systemzuverlässigkeit und als Massnahmen zur Angleichung an den Stand der Technik zu werten.

### TSL-Änderungen

Aufgrund der sicherheitstechnischen Klassierung des Speisewasserregelsystems bestehen keine Anforderungen seitens der TSL.

### Gesamtbeurteilung

Angesichts der dargelegten Betriebserfahrung kommt die HSK zum Schluss, dass die Speisewasserregelungseinrichtungen einschliesslich ihrer Einstellwerte geeignet sind, um die auslegungsgemässe und zuverlässige Funktion der korrekten Reaktorfüllstandshaltung während des Leistungsbetriebs, beim An- und Abfahren der Anlage sowie bei Anlagetransienten sicher zu gewährleisten. Das Speisewasserregelungssystem kann auf der Basis der vom KKL praktizierten Instandhaltung die Sicherheitsanforderungen auch in Zukunft erfüllen.

#### **6.10.1.3 Turbinen-Vordruckregelung**

Die bezüglich nuklearer Sicherheit wichtigste Funktion der Turbinenregelung besteht in der Sicherstellung eines konstanten Reaktordruckes als Voraussetzung einer stabilen Reaktorleistungsregelung. Dies wird durch die Turbinen-Vordruckregelung gewährleistet, indem der Frischdampfdruck vor den Turbinenhauptabschliessungen mithilfe der Turbinen-Bypassregelventile und der Turbineneinlassregelventile auf einen konstanten Wert geregelt wird.

### **Angaben des KKL**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die regelmässig durchzuführenden Funktionstests dienen insbesondere der zuverlässigen Funktionsweise und Überprüfung des Regelverhaltens im Normallastbetrieb bei geschlossenen Bypassregelventilen sowie im Bypassbetrieb mit geschlossenen Turbineneinlassregelventilen. Die während des Beurteilungszeitraums durchgeführten Überprüfungen zeigten durchwegs ein einwandfreies stabiles Verhalten des gesamten Regelkreises, sowohl vor wie nach der im Rahmen der Leistungserhöhung vorgenommenen notwendigen Anpassung einzelner Regelparameter.

Im Betriebsverlauf traten im Bereich der Turbinenvordruckregelung zwei Störungen auf, die gemäss Richtlinie HSK-R-15 als Vorkommnisse der Kategorie U gemeldet wurden. Am 29. April 1997 wurde durch eine Störung in einem Turbotrol-Schrank ein elektro-hydraulischer Wandler der Einlassregelventile weggeschaltet. Automatisch übernahm der redundante Wandler dessen Funktion, was ohne weitere Störungen für den Betrieb erfolgte. Bei der Fehlersuche kam es am 30. April 1997 aufgrund widersprüchlicher Unterlagen zur Runback-Auslösung, also zu einer schnellen Reduktion der Umwälzmenge und damit der Reaktorleistung. Die entsprechenden Unterlagen wurden berichtigt und die fehlerhafte Komponente wurde ausgetauscht. Am 25. Februar 2004 führte ein Spannungsausfall eines Regelschranks des Turbinenregelsystems zum automatischen Schliessen eines Umwälzregelventils und somit zu einer Reduktion der Reaktorleistung. Ursache war eine defekte Spannungsüberwachungskarte. Eine Untersuchung beim Hersteller ergab, dass es sich nicht um einen generischen Fehler handelte.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden insbesondere Regelparameteranpassungen im Rahmen der Leistungserhöhungstests vorgenommen. Hiervon betroffen war vor allem die Funktion der Dampfmengekoordination zwischen den Turbineneinlass- und Bypassregelventilen. Eine weitere Anlagenände-

zung betraf die Umschaltung einer zusätzlichen Störungsmeldung im Hauptkommandoraum für den Fall eines Positionsreglerausfalls.

#### TSL-Änderungen

Die TSL enthält keine spezifischen Anforderungen für das Turbinenvordruckregelungssystem.

#### Gesamtbewertung

Das KKL bewertet die auslegungsgemässe Funktionalität der Turbinenvordruckregelung aufgrund der regelmässig vorgenommenen Funktionstests und Instandhaltungsmassnahmen auch in Zukunft als sichergestellt.

### **Beurteilung der HSK**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die im Beurteilungszeitraum zum Nachweis der auslegungsgemässen Funktionstüchtigkeit der Turbinenvordruckregelung durchgeführten wiederkehrenden Funktionstests zeigten ausnahmslos ein stabiles Regelverhalten aller von der Druckregelung beeinflussten Anlagenparameter. Dies gilt auch für die in den vergangenen Betriebszyklen während des Normalbetriebs gewonnenen Erfahrungen. Die aufgrund von Abweichungen im Bereich der Turbinenvordruckregelung aufgetretenen meldepflichtigen Vorkommnisse konnten durch die Umwälzmengen-Runback-Funktion aufgefangen werden, ohne dass Sicherheitssysteme eingreifen mussten.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die im Rahmen der schrittweise durchgeführten Leistungserhöhung vorgenommenen Änderungen gewährleisteten auch mit der erhöhten Leistung das richtige Funktionieren des Dampfmengenkoordinators.

Die Umschaltung einer zusätzlichen Störungsmeldung im Hauptkommandoraum für den Fall eines Positionsreglerausfalls wirkt sich positiv auf die allgemeinen Überwachungsaufgaben des Personals aus, indem Fehlinterpretationen beim Auftreten von Störungen vermieden werden.

#### TSL-Änderungen

Aufgrund der sicherheitstechnischen Klassierung des Speisewasserregelsystems bestehen keine Anforderungen seitens der TSL.

#### Gesamtbeurteilung

Die Zuverlässigkeit des Turbinenvordruckregelsystems ist hoch. Mit den jährlich durchgeführten Überprüfungen des Regelkreises und der regelmässigen Instandhaltung mechanischer Komponenten können die an die Turbinenvordruckregelung gestellten Anforderungen auch weiterhin erfüllt werden.

### **6.10.2 Systeme des konventionellen Dampf-Wasserkreislaufs**

Zu den Systemen des konventionellen Dampf-Wasserkreislaufs gehören das Frischdampfsystem RA, das Hauptkondensatsystem RM und das Speisewassersystem RL einschliesslich zugehöriger Hilfsysteme.

### 6.10.2.1 Frischdampfsystem (RA)

Das Frischdampfsystem besteht aus vier Hauptdampfleitungen, über die der Frischdampf vom Reaktordruckbehälter zu den Turbineneinlassventilen geleitet wird. Die Systemgrenze zwischen nuklearem Dampferzeugungssystem und Frischdampfsystem bilden die Frischdampf-Isolationsarmaturen. Von jeder der vier Hauptdampfleitungen, die zu den Turbineneinlassventilen reichen, gehen Verbindungsleitungen zum Frischdampfsammler und zu den Bypass-Ventilen (System SF) ab, über die Dampf unter Umgehung der Turbine direkt in den Kondensator geleitet werden kann. Vom Frischdampfsammler werden weitere Verbraucher, wie der Wasserabscheider-Zwischenüberhitzer, die Dampfstrahlsauger, die Abgasrekombinatoren, der Hochdruck-Sperrdampfüberhitzer, der Sperrdampfumformer, das Hilfsdampfsystem und die Speisewasserstützdampfregelung mit Dampf versorgt.

Die wichtigsten Komponenten des Frischdampfsystems sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 4 und der Erdbebenklasse EK II zugeordnet. Die elektrischen Komponenten sind unklassiert.

#### Angaben des KKL

##### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Funktionstüchtigkeit einiger Teilfunktionen des Frischdampfsystems wird in Verbindung mit dem Abgassystem mittels zwei verschiedener Funktionstests periodisch nachgewiesen, welche im Beurteilungszeitraum mit Erfolg durchgeführt wurden.

Im Beurteilungszeitraum trat ein nicht meldepflichtiges Vorkommnis auf. Beim am 26. Dezember 1996 aufgetretenen Lastabwurf aufgrund eines Stromwandlerdefekts führte ein Defekt an einem Stützdampfregelventil zu einem kurzzeitigen Absinken der Speisewassertemperatur auf 98 °C. Ursache für die Störung der Stützdampfversorgung war ein Montagefehler bei einer Verschraubung.

Mit der letzten Stufe der Leistungserhöhung im August 2002 wurde die Frischdampfmenge um etwa 17 % erhöht. Im Rahmen der Leistungserhöhungen wurden Rohrleitungsvibrationen am Frischdampfsystem festgestellt, untersucht und als zulässig bewertet. Die Vermeidung der Vibrationen ist bis heute nicht gelöst. Hierzu sind beim KKL weitere Untersuchungen in Vorbereitung, mit dem Ziel die Vibrationen nach Möglichkeit zu beheben.

##### Wiederholungsprüfprogramme

Für das Frischdampfsystem werden keine Wiederholungsprüfungen gemäss SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt.

##### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden die folgenden wesentlichen Anlagenänderungen und Reparaturen von Komponenten am Frischdampfsystem durchgeführt:

- Kapazitätserweiterung der Ventile der Stützdampfregelung RA50S003 und RA50S005 im Rahmen der Leistungserhöhung und Optimierung der Stützdampfregelung im Jahre 1995.
- Sanierung blockierter Stossbremsen sowie Reduzierung der Anzahl der Stossbremsen im Jahre 1996.
- Nochmalige Optimierung der Stützdampfregelung im Jahre 2002.

- Reparatur von Schäden an Abstützungen der Frischdampfleitung im Jahre 2003 und Einleitung von Untersuchungen.
- Einbau zusätzlicher Vibrationsmessstellen im Rohrstrang RA22 während der Revision 2006.

Zwei weitere Anlagenänderungen wurden durchgeführt, nachdem bei Untersuchungen Radiolysegasansammlungen in Teilen des Frischdampfsystems festgestellt wurden. Die Änderungen betrafen den Ausbau des Überlastregelventils mit der angeschlossenen Rohrleitung sowie die Modifizierung des Anfahrregelventils des Heissdampfumformers.

#### Alterungsüberwachung

Die Rohrleitungen des Wasser-Dampfkreislaufs werden im Rahmen des EROSKO-Programms systematisch auf Erosions-Korrosions-Angriffe durch strömungsinduzierte Abtragungsmechanismen untersucht. Aufgrund der Überprüfungsergebnisse gehört das Frischdampfsystem nicht zu den gefährdeten Systemen. Darüber hinaus werden visuelle Inspektionen zur Überwachung des Systems auf Korrosion durchgeführt.

#### Gesamtbewertung

Das KKL bewertet das Frischdampfsystem, das durch die Leistungserhöhung stärker belastet ist, als zuverlässig. Die Rohrleitungsvibrationen werden vom KKL als noch zu lösende Aufgabe betrachtet. Externe Analysen ergaben, dass sich die Vibrationen nicht in einem kritischen Bereich bewegen.

#### **Beurteilung der HSK**

##### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Aus der Sicht der HSK ist die Zuordnung der Vorkommnisse zum Frischdampfsystem in Bezug auf die Stützdampfregelung nicht vollständig. Die HSK betrachtet zwei gemäss Richtlinie HSK-R-15 der Kategorie B zugeordnete Vorkommnisse ebenfalls als für das Frischdampfsystem bedeutsam: Am 31. August 2000 kam es nach einer Generatorschutzabschaltung zu einem Kavittieren der Speisewasserpumpen und zu einer Reaktorschnellabschaltung (Ereignis 2000-10). Am 28. März 2005 kam es nach einer Generatorabschaltung durch Erdschluss trotz der aufgrund früherer – zum Teil vor dem Beurteilungszeitraum liegender – Ereignisse durchgeführten Massnahmen zum Kavittieren der Speisewasserpumpen während 85 s (Ereignis ED-2005-10). Die HSK beurteilt deshalb die im Jahr 2002 vorgenommene nochmalige Optimierung der Stützdampfregelung insofern als erfolgreich, als die Transiente ohne Auslösung eines Sicherheitssystems beherrscht wurde.

##### Wiederholungsprüfprogramme und Alterungsüberwachung

Ausgesuchte Komponenten (Dampfkessel und -gefässe, Druckbehälter) der SK 4 unterliegen der Prüfung nach den Bundesrätlichen Verordnungen. Diese Prüfungen sind nach den Vorgaben der SVTI-Festlegung NE-14 für Komponenten der SK 3 durchzuführen. Aus diesem Grund wurden auch am Frischdampfsystem RA im Beurteilungszeitraum Wiederholungsprüfungen durchgeführt, welche die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 erfüllen. Hierbei wurden keine Befunde festgestellt. Die Alterungsüberwachung des Frischdampfsystems ist im Bereich der Sicherheitsklasse 4 durch das EROSKO-Programm abgedeckt.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die HSK bewertet die Kapazitätserweiterung der Stützdampfregelung im Rahmen der Leistungserhöhung und die weiteren Optimierungen als notwendige Massnahmen, damit die Anlage auslegungsgemäss Leistungstransienten durch ihre Begrenzungseinrichtungen beherrscht. Mit den durchgeführten Optimierungen und Anlagenänderungen wurde ein ausreichendes Systemverhalten erreicht, wie das Ereignis vom 28. März 2005 gezeigt hat.

Mit der Sanierung der defekten Stossbremsen 1996 und der Reduzierung der Anzahl der Stossbremsen wurde das System in den auslegungsgemässen Zustand versetzt, womit entsprechend der Beurteilung der HSK Massnahmen zur Vermeidung von Abweichungen vom Normalbetrieb ergriffen wurden. Die 2003 aufgetretenen Schäden und durchgeführten Untersuchungen zu den Abstützungen werden von der HSK im Rahmen der Forderung 5.10-1 (s. Kapitel 5.10) weiter verfolgt.

Die nach den Untersuchungen zu Radiolysegasansammlungen in Teilen des Frischdampfsystems durchgeführten Anlagenänderungen, beurteilt die HSK als notwendige Massnahmen, um ein Versagen der Leitungen durch eine Wasserstoffdeflagration auszuschliessen.

### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der eingereichten Unterlagen zum Ergebnis, dass das Frischdampfsystem mit hoher Verfügbarkeit betrieben wurde. Die nach der Leistungserhöhung aufgetretenen Schwächen konnten teilweise behoben werden. Die Behebung der Vibrationen der Leitungen ist noch offen.

#### **6.10.2.2 Umleiteinrichtung (SF)**

Über die Umleiteinrichtung (Bypass-System) kann Frischdampf durch Umgehung der Turbine direkt in den Kondensator geleitet werden. Mit dem Bypass-System wird der Frischdampfdruck vor der Turbine geregelt, solange diese nicht in der Lage ist, den produzierten Dampf aufzunehmen. Mit dem viersträngigen Bypass-System wird der Frischdampf in vier Stufen auf den Kondensatordruck gedrosselt. Da der Kondensator auslegungsgemäss nur mit Satttdampf betrieben werden darf, wird bei der Drosselung der überhitzte Frischdampf durch Kondensat abgekühlt. Das Kondensat wird dabei über Düsen in die Dampfeinführungsvorrichtung des Bypass-Systems eingespritzt. Das Bypass-System ist kurzzeitig in der Lage 110 % der Frischdampfmenge umzuleiten.

Das Bypass-System ist ein klassisches Begrenzungssystem und soll im Falle einer Transiente die Verfügbarkeit des Kondensators als Wärmesenke gewährleisten. Die mechanischen Komponenten des Systems gehören zur Sicherheitsklasse SK 4 und Erdbebenklasse EK II. Bis auf je vier elektrische Endschalter pro Bypassventil, die zur elektrischen Sicherheitsklasse 1E gehören, sind alle anderen elektrischen Komponenten unklassiert.

### **Angaben des KKL**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Das Bypass-System wird im Rahmen eines Funktionstests der Turbinen-Regel- und Abschlussventile überprüft. Im Beurteilungszeitraum traten dabei zwei gemäss Richtlinie HSK-R-15 der Kategorie U zugeordnete Vorkommnisse auf.

Am 18. April 1997 wurde bei einem Systemfunktionstest aufgrund eines fehlerhaften Manostaten das Signal „Druck tief“ im Regelölssystem ausgelöst, das dem Reaktorschutz-Kanal A fälschlicherweise

signalisierte, dass der Bypass verfügbar war. Ein gleichartiges Vorkommnis war bereits 1995 aufgetreten und damals als nicht meldepflichtig behandelt worden. Die Reaktorschnellabschaltung war jederzeit durch die Funktionstüchtigkeit der Kanäle B, C und D gewährleistet. Detaillierte Abklärungen zeigten 1997, dass die Ursache der Störung im Vorgehen bei der Kalibrierung des Manostaten lag. Die Kalibrierungsvorschrift wurde deshalb geändert.

Beim zweiten der Kategorie U zugeordneten Vorkommnis schlossen am 11. September 1998 während eines Systemfunktionstests fälschlicherweise zwei Bypass-Abschlussventile statt nur einem. Über die Bypass-Überwachungslogik wurde ein automatisches Runback-Signal ausgelöst, was zu einer Reduktion der Reaktorleistung auf rund 80 % führte. Ursache war eine konstruktive Schwachstelle, die bei Prüfungen zur Beeinflussung benachbarter Servomotoren führen konnte. Nach einer entsprechenden Anlagenänderung im Jahre 2004 wurden keine gegenseitigen Beeinflussungen mehr festgestellt. Die Sicherheit der Anlage war zu keinem Zeitpunkt beeinträchtigt. Das Turbinen- und Bypassschutz-System hatte die reduzierte Bypass-Verfügbarkeit erkannt und die vorgesehene Lastreduktion ausgelöst.

Nach der Reaktorschnellabschaltung vom 23. April 2002, die durch den Ausfall eines 420-kV-Überspannungsableiters verursacht wurde (Ereignis Nr. 2002-08), war der Turbinen-Bypass anstatt 10 s nur 3,7 s verfügbar. Der Grund für die Fehlfunktion war eine Fehlstellung einer Armatur. Als Massnahme wurde die Armatur in eine zu prüfende Checkliste aufgenommen.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Rahmen der Leistungserhöhung wurden die Bypassventile durch solche grösserer Kapazität ersetzt. In den Jahren 1996 bis 2002 wurden diverse Einstellwerte angepasst. Die Kapazitätserhöhung der Wassereinspritzventile erfolgte in den Jahren 1996 und 2002.

1997 machten Schäden an den Spindeln der Bypassventile Reparaturen erforderlich. In den Jahren 2001 und 2006 wurden diese Spindeln durch Spindeln aus gehärtetem Material ersetzt.

#### Alterungsüberwachung

Das System hat keine formelle Alterungsüberwachung, die Alterungsüberwachung erfolgt im Rahmen der Instandhaltung.

#### Gesamtbewertung

Im Beurteilungszeitraum wurde das Bypass-System für die Leistungserhöhung ertüchtigt. Die anfänglich aufgetretenen Probleme konnten mittlerweile gelöst werden. Die präventive Instandhaltung und die vorgeschriebenen Funktionstests stellen auch in Zukunft die zuverlässige Funktion des Bypass-Systems sicher.

### **Beurteilung der HSK**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Im Rahmen der Funktionstests traten mehrfach Störungen am Bypass-System auf, von denen zwei gemäss Richtlinie HSK-R-15 als Vorkommnisse der Kategorie U eingestuft wurden. Beim Vorkommnis vom 18. April 1997 waren genügend funktionstüchtige Reaktorschutzkanäle verfügbar, um im Anforderungsfall eine Reaktorschnellabschaltung beim Versagen des Bypass-Systems auszulösen. Beim Vorkommnis vom 11. September 1998 hatte das Turbinen- und Bypassschutz-System die reduzierte Bypass-Verfügbarkeit erkannt und die erforderliche Lastreduktion ausgelöst. Bei der Reaktor-

schnellabschaltung vom 23. April 2002 hatte die eingeschränkte Verfügbarkeit des Bypass-Systems nach Beurteilung der HSK nur einen geringen Einfluss auf das Anlagenverhalten. Der Vorkommnisablauf war durch die bestehenden Störfallanalysen abgedeckt.

Die bei den Vorkommnissen aufgetretenen Störungen am Bypass-System hatten einen geringen Einfluss auf die nukleare Sicherheit. Aus Sicht der HSK haben sich die Massnahmen bewährt, welche aufgrund der Vorkommnisse umgesetzt wurden.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Das Verhalten des Bypass-Systems entsprach nach den Anlagenänderungen in Verbindung mit der Leistungserhöhung gemäss der Beurteilung durch die HSK den Erwartungen. Diese Beurteilung wird durch das Anlagenverhalten während des Vorkommnisses vom 23. April 2002 bestätigt, dem eine Turbinenschnellabschaltung vorausging und bei der das Bypass-System eingeschränkt verfügbar war.

#### Alterungsüberwachung

Aus Sicht der HSK bedarf es aufgrund der bisherigen Betriebserfahrung keines spezifischen Alterungsüberwachungsprogramms des Bypass-Systems.

#### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass das Bypass-System bis auf die Störungen bei den genannten Vorkommnissen zuverlässig und mit hoher Verfügbarkeit betrieben wurde und dies auch in Zukunft zu erwarten ist. Die im Zuge der Leistungserhöhung durchgeführten Änderungen zur Erhöhung der Bypasskapazität hatten keinen negativen Einfluss auf die Funktionstüchtigkeit des Systems.

### **6.10.2.3 Hauptkondensatsystem (RM)**

Das Hauptkondensatsystem hat die Aufgabe, Kondensat aus dem Hotwell des Kondensators mittels der Hauptkondensatpumpen über die Kondensatreinigung und die Niederdruckvorwärmer in den Speisewasserbehälter zu fördern. Dabei wird vom System das Kühlmittelinventar des Wasserdampf-Kreislaufs durch Kondensataustausch mit den Kaltkondensatbehältern geregelt.

Nach den Hauptkondensatpumpen und vor der Kondensatreinigung wird im Anforderungsfall Einspritzwasser für den Turbinenbypass abgezweigt. Das Sperrwasser für Pumpen und Armaturen wird dem System hinter der Kondensatreinigung entnommen.

Nach der Kondensatreinigung wird der Hauptkondensatstrom über die Abgaskondensatoren, die Stopfbuchsendampfkondensatoren und die Saugerkondensatoren zu deren Kühlung geführt. Anschliessend wird das Hauptkondensat durch die Niederdruckvorwärmer erwärmt und fliesst in den Speisewasserbehälter.

Das Hauptkondensatsystem ist ein Betriebssystem und hat keine sicherheitstechnische Funktion. Es erfüllt im Wesentlichen Aufgaben im Rahmen des Normalbetriebs. Mit der Bereitstellung von Einspritzwasser für den Turbinenbypass unterstützt es eine Begrenzungsfunktion. Die wichtigsten Komponenten des Systems sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 4 und der Erdbebenklasse EK II zugeordnet. Die elektrischen Komponenten sind unklassiert.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Am Hauptkondensatsystem werden jeweils in der Revision zur Überprüfung der Funktionstüchtigkeit zwei Funktionstests durchgeführt, die im Beurteilungszeitraum ohne Störungen bestanden wurden. Im Beurteilungszeitraum ereignete sich in Verbindung mit dem Kondensatsystem kein meldepflichtiges Vorkommnis. Es wurden vom System auch keine Anlagentransienten ausgelöst.

### Wiederholungsprüfprogramme

Am Hauptkondensatsystem werden keine Wiederholungsprüfungen gemäss SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Für die Leistungserhöhung wurden folgende wesentlichen Änderungen durchgeführt:

- Erhöhung des Grenzwerts vom Kondensatpumpen-Austrittsdruck für die Zuschaltung der zweiten Pumpe von 22 bar auf 24 bar.
- Erhöhung der Pumpenkapazität durch Ersatz der Laufräder der zweiten Stufe.
- Erhöhung der Grenzwerte der Lagertemperatur der Pumpenmotoren.

Infolge nachteiliger Auswirkungen der Leistungserhöhung auf das System waren die folgenden Massnahmen nötig:

- Verlegung der Messblenden RM21/22N001 hinter die Schieber RM21/22S002, aufgrund der Beschädigung der Schieber durch Turbulenzen.
- Ersatz der ND-Vorwärmer RM51/52B030 durch solche aus korrosions-/erosionsbeständigen Werkstoffen.
- Ersatz der Pumpenlaufräder der ersten Stufe infolge Kavitation.

Zur Reduktion der Aktivitätsabgaben im Sperrdampf wurden in der Revision 2007 zwei zuschaltbare Ionentauschfilter in das System eingebaut, um das Kondensat für den Sperrdampf zusätzlich zu reinigen.

### Alterungsüberwachung

Das Kondensatsystem gehört aufgrund der geringen rechnerischen Wandstärkereserve zu den korrosionsgefährdeten Systemen und wird vom KKL im Rahmen des EROSKO-Programms überprüft. An den Komponenten des Systems werden regelmässig Wandstärkemessungen durchgeführt. Bis heute wurden keine wasserseitigen Wandstärkeschwächungen gemessen. Zusätzlich werden visuelle Inspektionen durchgeführt und der Zustand wird fotografisch dokumentiert.

### Gesamtbewertung

Durch die Leistungserhöhung wurden zahlreiche Modifikationen und Reparaturen nötig, die zum Teil noch nicht abgeschlossen sind. Durch einen verstärkten Wartungsaufwand und die Durchführung der Systemfunktionstests wird sichergestellt, dass das Kondensatsystem seine Aufgaben erfüllen kann.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die HSK bewertet die Betriebserfahrung des Systems als sehr gut, da vom System alle Funktionstests erfolgreich durchgeführt wurden, und Störungen auf das System begrenzt blieben und nie zur Anforderung von Begrenzungs- oder Sicherheitsfunktionen führten.

### Wiederholungsprüfprogramme und Alterungsüberwachung

Das Kondensatsystem beinhaltet keine nach den Bundesrätlichen Verordnungen prüfpflichtigen Komponenten. Daher sind keine Wiederholungsprüfungen gemäss SVTI-Festlegung NE-14 durchzuführen.

Die vom KKL dargelegten Ergebnisse des EROSKO-Programms und der visuellen Inspektionen bestätigen den auslegungsgemässen Zustand des Kondensatsystems. Es wurde wasserseitig keine erhöhte Korrosion/Erosion festgestellt.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die Anlagenänderungen in Verbindung mit der Leistungserhöhung haben sich aus Sicht der HSK bewährt, da es im Beurteilungszeitraum zu keiner Störung des Normalbetriebes durch das System kam. Die aufgetretenen Probleme konnten durch die Instandhaltung rechtzeitig erkannt und behoben werden.

Der Einbau der Ionenfilter zur Reduktion der Aktivitätsabgabe bewertet die HSK als eine Verbesserung der Anlage. Das KKL hat damit den ALARA-Grundsatz des Strahlenschutzes umgesetzt, der eine Reduzierung der Belastung ionisierende Strahlung und radioaktive Stoffe fordert, wenn diese mit einem vertretbaren Aufwand möglich ist. Dabei sind reduzierende Massnahmen auch dann notwendig, wenn bereits vor den Massnahmen die Grenzwerte eingehalten werden.

### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass das Kondensatsystem vor und nach der Leistungserhöhung mit hoher Verfügbarkeit betrieben wurde, weil die aufgetretenen Probleme durch die Instandhaltung rechtzeitig entdeckt und beseitigt wurden. Die HSK erwartet auch zukünftig eine ähnliche hohe Verfügbarkeit des Systems.

#### **6.10.2.4 Nebenkondensatsystem (RR)**

Das Nebenkondensatsystem hat die Aufgabe, Verbraucher während des Normalbetriebs, beim An- und Abfahren und im Stillstand bei Anforderung mit Kondensat zu versorgen oder auch Kondensat wieder aufzunehmen. Bei den Verbrauchern handelt es sich in der Primäranlage um das Kondensatverteilungssystem, das Hochdruckkernsprühsystem, das Reaktorkernisolations-Kühlsystem, die Niederdruck-Kernflutssysteme, das Steuerstabantriebssystem, das Reaktorbecken und Becken für Einbauten beim Brennelement-Wechsel, die Reaktorwasser-Reinigung, die Druckabbaukammer-Reinigung, das Radwaste und in der Sekundäranlage um den Hauptkondensatkreislauf sowie diverse Spülanschlüsse.

Das System besteht im Wesentlichen aus zwei grossen Kaltkondensatbehältern (KAKO), zwei Nebenkondensatpumpen, einem Druckspeicher, Rohrleitungen und Armaturen. Normalerweise saugt eine der Pumpen Nebenkondensat aus dem vorgewählten KAKO und versorgt die Verbraucher über

das Rohrleitungssystem. Je nach Füllstand im Druckspeicher wird die zweite Kondensatpumpe zugeschaltet. Das Reaktorkernisolations-Kühlsystem, das Hochdruck-Kernsprühsystem und das Sperrwassersystem des Steuerstabantriebs können bei Bedarf direkt aus den KAKO ansaugen.

Das Nebenkondensatsystem ist ein Betriebssystem, da die Anlage auch ohne dieses System abgefahren werden kann, stellt aber über die KAKO bei Störfällen ein minimales Kühlmittelvolumen von  $570 \text{ m}^3$  zur Einspeisung in den Reaktor mittels Reaktorkernisolations-Kühlsystems oder Hochdruck-Kernsprühsystems sicher. Zur Gewährleistung ihrer Sicherheitsfunktion können die Einspeisesysteme Kühlmittel aus der Druckabbaukammer ansaugen.

Das System erfüllt im Wesentlichen Aufgaben im Rahmen des Normalbetriebs. Die Containmentisolationsarmaturen des Systems dienen dem Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“. Die Bereitstellung eines minimalen Kühlmittelvolumens zur Einspeisung in den Reaktordruckbehälter unterstützt das Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“.

Die wichtigsten Komponenten des Systems sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 4 und der Erdbebenklasse EK II zugeordnet. Die elektrischen Komponenten sind unklassiert. Die Komponenten der Containment- und Drywellisolation des Systems erfüllen die Anforderungen der mechanischen Sicherheitsklasse SK 2, der Erdbebenklasse EK I und der elektrischen Sicherheitsklasse 1E.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Am Nebenkondensatsystem werden sechs unterschiedliche Kalibrierungs- und Funktionstests periodisch durchgeführt, wovon zwei Funktionstests die Containment- und Drywell-Isolationsarmaturen des Systems betreffen. Die Tests wurden im Beurteilungszeitraum ohne Beanstandungen durchgeführt.

In Verbindung mit dem Nebenkondensatsystem wurde ein gemäss Richtlinie HSK-R-15 der Kategorie U zugeordnetes Vorkommnis im Beurteilungszeitraum gemeldet. Dabei handelte es sich um eine Oberflächenkontamination im Bereich der Be- und Entlüftungshauben der KAKO im unkontrollierten Bereich der Anlage. Die Luft- und Oberflächenkontaminationen lagen unterhalb aller Limiten. Es bestand keine Gefahr für das Personal. Der Einfluss auf die Bilanz der Abgaben war vernachlässigbar. Das KKL hat daraufhin an den Entlüftungsleitungen Aktivkohlefilter angebaut und das KAKO-Gebäude eingezont.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurde mit der einzigen freigabepflichtigen Änderung im Bereich des Nebenkondensatsystems die Niveauüberwachung und Alarmierung in den Kondensatbehältern verbessert, um den TSL-Grenzwert von  $570 \text{ m}^3$  für eine minimale Kondensatreserve besser zu überwachen.

Durch eine Modifikation der Leitungsführung hinter dem Sicherheitsventil RR20S033 wurde sichergestellt, dass beim Ansprechen des Ventils keine Aktivität freigesetzt wird.

Im Rahmen der Sanierung 1E-klassierter Motorventile ergab sich bei einer Überprüfung, dass bei zwei Armaturen des Nebenkondensatsystems das Anzugsmoment der Gehäuseschrauben erhöht werden muss. Mit dem neu installierten Diagnosesystem ANDIS wird die Funktionstüchtigkeit bei zwei sicherheitsrelevanten Motorarmaturen überwacht.

### TSL-Änderungen

Das KKL führte im Beurteilungszeitraum drei Änderungen der TSL zum Nebenkondensatsystem auf, von denen eine Änderung die verbesserte Niveauüberwachung der KAKO betraf. Im zweiten Fall ersetzten Raumtemperaturmessungen die Temperaturmessungen an Steigleitungen der KAKO.

In 2003 wurde im Rahmen des Antrags zur Verlängerung des Revisionszyklus von 18 auf 24 Monate die Kalibrierung der Messstellen des Kondensatbehälters aus dem Stillstand in den Leistungsbetrieb verschoben, wobei das Kalibrierungsintervall unverändert blieb.

### Alterungsüberwachung

Die Alterungsüberwachung ausgewählter Einzelkomponenten des Nebenkondensatsystems wird in den Steckbriefen zur Ergänzung des Sicherheitseinschlusses und des Hochdruck-Kernsprühsystems mitbehandelt.

### Gesamtbewertung

Im Beurteilungszeitraum wurden einige funktionelle Schwachstellen des Nebenkondensatsystems beseitigt. Durch die regelmässige Instandhaltung wird ein weiterhin problemloser Betrieb des Systems sichergestellt.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die HSK bewertet die Betriebserfahrung des Systems als gut, da alle Funktionstests des Systems erfolgreich durchgeführt wurden und keine Störungen am System auftraten. Mit der Einstufung der Oberflächenkontamination im Bereich der Be- und Entlüftungshauben der Kaltkondensatbehälter als Vorkommnis der Kategorie U bestätigt die HSK die Bewertung der Anlage. Die ergriffenen Massnahmen entsprechen den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-07.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die Anlagenänderungen werden von der HSK als Verbesserung hinsichtlich der Überwachung wichtiger Funktionen des Systems und hinsichtlich der Aktivitätsüberwachung sowie möglicher Freisetzungspfade bewertet. Mit der Erhöhung des Anzugsmoments der Gehäuseschrauben zweier Isolationsarmaturen ist der auslegungsgemässe Zustand sichergestellt.

### TSL-Änderungen

Die TSL-Änderungen betreffen nur Überwachungsfunktionen, die zum Teil auf Anlagenänderungen zurückzuführen sind. Die Verschiebung der Kalibrierung der Messstellen des Kondensatbehälters in den Leistungsbetrieb hat keinen Einfluss auf den Anlagenbetrieb, da durch die Messungen keine Systemauslösungen initiiert werden.

### Alterungsüberwachung

Die HSK ist mit dem Vorgehen des KKL einverstanden, die wenigen nach HSK-R-51 ausgewählten Teile des Systems RR in den Steckbriefen „Ergänzung Sicherheitseinschluss“ und „HPCS-System“ mitzubehandeln.

## Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass das Nebenkondensatsystem innerhalb des Beurteilungszeitraumes zuverlässig betrieben wurde und dies auch zukünftig zu erwarten ist.

### **6.10.2.5 Speisewassersystem (RL)**

Das Speisewassersystem hat die Aufgabe das entgaste Kühlmittel vom Speisewasserbehälter über die Hochdruckvorwärmer 5 und 6 in den Reaktor-druckbehälter zu fördern. Das Speisewassersystem beginnt bei den Eintrittsstutzen des Hauptkondensates an den Mischvorwärmern und beinhaltet den Speisewasserbehälter, die Speisewasservor- und Hauptpumpen (dreimal 50 %) sowie die Hochdruck-Vorwärmer. Die Speisewasserleitungsabschnitte bis zu den gedämpften Rückschlagventilen gehören zum Speisewassersystem RL. Die restlichen Leitungsabschnitte mit den Isolationsventilen bis zum Reaktor-druckbehälter gehören zum Nuklearen Dampferzeugungssystem.

Das Speisewassersystem erfüllt vornehmlich betriebliche Aufgaben. In Verbindung mit anderen Systemen (z. B. Umwälzmengen-Runback, Speisewasserstützdampfregelung, Speisewasserregelung) dient es auch der Beherrschung von Abweichungen. Die Abschaltung der Speisewasserpumpen und der Speisewasserpumpen-Runback bei Niveau 8 sowie der Speisewasserpumpen-Runback bei ATWS stellen die Integrität des Primärkreislaufs und des Containments sicher und sind damit Funktionen mit sicherheitstechnischer Bedeutung.

Die wichtigsten Komponenten des Speisewassersystems sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 4 und der Erdbebenklasse EK II zugeordnet. Die elektrischen Komponenten sind unklassiert.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Am Speisewassersystem sind zur Überprüfung der Funktionstüchtigkeit fünf verschiedene Funktionstests vorgesehen, die in jährlichen Intervallen während oder nach der Revision durchgeführt werden. Im Beurteilungszeitraum wurden die Tests jeweils ohne Beanstandungen durchgeführt. Beim Betrieb des Systems ereigneten sich drei meldepflichtige Vorkommnisse, wobei eines gemäss Richtlinie HSK-R-15 der Kategorie B und zwei der Kategorie U zugeordnet wurden.

Beim Vorkommnis der Kategorie B wurde am 9. September 1995 nach einem Turbinen-Abschalttest beim Wiederanfahren eine Dampfleckage entdeckt, die sich auch durch ein weiteres Abschalten der Turbine nicht reduzieren liess. Daraufhin wurde manuell eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Ursache der Dampfleckage war der Bruch einer Füllleitung eines Hochdruckvorwärmers.

Beim Vorkommnis der Kategorie U wurde am 23. August 2002 während des Hochfahrens der Anlagenleistung nach der Jahreshauptrevision bei einer Reaktorleistung von 89 % eine Speisewasserpumpe wegen vermeintlich erhöhter Lagertemperatur abgeschaltet. Durch den Ausfall der Speisewasserpumpe wurde die Runback-Funktion des Reaktor-umwälzsystems ausgelöst und die Reaktorleistung auf rund 70 % reduziert. Die noch in Betrieb stehende Speisewasserpumpe übernahm die volle Speisewassermenge zur Reaktorfüllstandshaltung. Anschliessend wurde die Reserve-Speisewasserpumpe gestartet und die Anlage wieder hochgefahren. Ursache der Pumpenabschaltung war ein vibrationsbedingter Defekt von zwei Temperaturmesselementen. Zunächst wurde die Messeinrichtung auf das vorhandene Reserveelement umverdrahtet. Im Jahr 2004 wurden die Temperaturmesselemente durch solche eines vibrationsbeständigeren Typs ersetzt.

Beim zweiten Vorkommnis der Kategorie U kam es am 17. November 2002 durch einen Motorschaden an einer Speisewasserpumpe zu einem Runback von Volllast auf 65 % Reaktorleistung. Der Motorschaden war auf einen Schaden an der Statorwicklung zurückzuführen.

Ein Schaden an der Statorwicklung eines Speisewasserpumpen-Motors war auch Ursache eines nicht meldepflichtigen Vorkommnisses im Jahr 2003, wo nach einem Erdschlussalarm die Reaktorleistung reduziert und die Speisewasserpumpe abgefahren werden konnte, ohne dass es zu einer Runback-Auslösung kam. In diesem Fall gelang es aufgrund ungeeigneter Dichtungen nicht, die Reserve-Speisewasserpumpe in Betrieb zu nehmen. Die Anlage wurde deshalb vorübergehend mit nur einer Speisewasserpumpe auf 55 % Reaktorleistung betrieben. Aufgrund des Vorkommnisses wurde das Dichtungsfabrikat gewechselt.

Die beiden oben beschriebenen Statorwicklungsschäden waren vermutlich durch Überspannung verursacht worden. Die betroffenen Pumpenmotoren wurden zur Neuwicklung zum Hersteller transportiert.

Im Jahre 2000 kavitierten die Speisewasserpumpen während einer Leistungstransiente und verursachten dadurch eine Reaktorschnellabschaltung. Ursache für die Kavitation der Speisewasserpumpen war die Stützdampfregelung des Speisewasserbehälters.

#### Wiederholungsprüfprogramme und Alterungsüberwachung

Für das Speisewassersystem RL werden keine Wiederholungsprüfungen gemäss SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt. Am Speisewassersystem werden visuelle Inspektionen durchgeführt und der Zustand wird fotografisch dokumentiert. Das System ist gemäss einer Überprüfung nicht korrosions- und erosionsgefährdet und wird deshalb nicht im Rahmen des EROSKO-Programms überwacht.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden diverse Anlagenänderungen im Speisewassersystem durchgeführt:

- Änderungen an den Speisewasserpumpen und Getrieben, die in erster Linie die Gehäusedichtung und Gehäusedichtfläche betrafen.
- Änderungen zur Ertüchtigung von Rohrleitungen nach dem Vorkommnis vom 9. September 1995 (Bruch der Füllleitung eines Hochdruckvorwärmers): Diese betrafen die Sanierung der Stossbremsen des Speisewassersystems und Verbesserungen an den Abstützungen der Füllleitungen an den Hochdruckvorwärmern.
- Mit der Leistungserhöhung realisierte Logik- und Einstellwert-Änderungen: Automatischer Speisewasserpumpen-Runback bei ATWS und Anpassung der Druckreglergrenzwerte des Speisewasserbehälters.
- Neueinstellung der Druckbegrenzung der Stützdampfregelung für den Speisewasserbehälter und Erhöhung des Temperaturalarmwertes für die Abblaseleitungen des Speisewasserbehälters um 5 °C aufgrund der Betriebserfahrung nach der Leistungserhöhung.

In der JHR 2004 wurde an einer Speisewasserpumpe ein Zahnbruch am Regelgetriebe entdeckt. An einer zweiten Speisewasserpumpe zeigten sich Rissanzeigen an der Hauptwelle. Während der Zahnbruch am Regelgetriebe vom KKL als Einzelfall bewertet wurde, plant das KKL für alle Pumpenwellen einen Austausch. Mit dem Ersatz der Pumpenwellen werden auch die Kupplungen ausgetauscht, die das Ende ihrer Lebensdauer erreicht haben.

## Gesamtbewertung

Durch die Leistungserhöhung ist das System an die Grenze seiner Leistungsfähigkeit gestossen, was zu den Schäden an den Pumpenmotoren im Beurteilungszeitraum beigetragen haben dürfte. Durch einen verstärkten Wartungsaufwand und weitere vorgesehene Ertüchtigungen wird sichergestellt, dass das Speisewassersystem seine Aufgabe auch in Zukunft zuverlässig erfüllen kann.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die geringe Anzahl von Ausfällen im Normalbetrieb und die Ergebnisse der Funktionstests innerhalb des Beurteilungszeitraumes unterlegen die hohe Zuverlässigkeit des Speisewassersystems. Die durch Ausfälle im Speisewassersystem verursachten meldepflichtigen Vorkommnisse führten in keinem Fall zu einer automatischen Auslösung von Sicherheitssystemen. Die Anlage wurde von den Reaktoroperatoren oder durch Ansprechen von Begrenzungseinrichtungen in einen stabilen Zustand überführt. Da das System vermutlich an seiner Leistungsgrenze betrieben wird, besteht eine erhöhte Wahrscheinlichkeit für Abweichungen vom Normalbetrieb. Die HSK wird daher die vom KKL in Zukunft durchgeführten Systemertüchtigungen eng verfolgen.

### Wiederholungsprüfprogramme und Alterungsüberwachung

Ausgesuchte Komponenten (Dampfkessel und -gefässe, Druckbehälter) der SK 4 unterliegen der Prüfung nach den Bundesrätlichen Verordnungen. Diese Prüfungen sind nach den Vorgaben der SVTI-Festlegung NE-14 für Komponenten der SK 3 durchzuführen. Aus diesem Grund wurden Wiederholungsprüfungen am Speisewassersystem durchgeführt worden, die den Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 entsprachen. In diesem Zusammenhang wurden auch diverse zerstörungsfreie Prüfungen durchgeführt. Als Hauptkomponenten waren der Speisewasserbehälter inklusive Mischvorwärmerentgaser, die HD-Vorwärmer, der GEZIP-Behälter sowie diverse Sicherheitsventile von den Prüfungen betroffen. Es wurden keine Befunde festgestellt.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Ein grosser Teil der Reparaturen und Anlagenänderungen, welche die Speisewasserpumpen betreffen, bewertet die HSK als Verbesserungen oder als Massnahmen, mit denen der auslegungsgemässe Zustand der Komponenten wieder hergestellt wurde. Die in der JHR 2004 entdeckten Befunde (Zahnbruch am Regelgetriebe, Rissanzeigen an der Hauptwelle) wurden rechtzeitig vor einem Ausfall der Speisewasserpumpen entdeckt, sodass Abweichungen vom Normalbetrieb vermieden wurden. Die Ertüchtigung der Rohrleitung durch Sanierung der Stossbremsen und Verbesserung der Abstützungen stellen eine gezielte Beseitigung von Schwachstellen dar.

Der zusätzlich nachgerüstete automatische Speisewasserpumpen-Runback bei ATWS vereinfacht die Beherrschung dieses Störfalls durch das Betriebspersonal. Damit wurde die Vorsorge gegen auslegungsüberschreitende Störfälle verbessert.

Die Abschaltung der Speisewasserpumpen bei Reaktorfüllstand hoch (Niveau 8) ist aus Sicht der HSK eine sicherheitstechnisch relevante Funktionen zum Erhalt der Integrität des Primärsystems und des Containments, indem eine Überspeisung des Reaktordruckbehälters (z. B. aufgrund eines Fehlers in der Speisewasserregelung) und damit eine unzulässige Belastung der Frischdampfleitungen durch Wasserlasten verhindert wird. Diese Funktion ist im KKL bisher lediglich als betrieblicher Überspeisungsschutz eingestuft. Mit der Einstufung des Überspeisungsschutzes als sicherheitsrelevante

Funktion wären höhere Anforderungen an die sichere Auslösung verbunden. Aus Sicht der HSK bedarf es einer Überprüfung der Bedeutung des Überspeisungsschutzes unter Berücksichtigung möglicher Ausfallfolgen und der Auslegung des Überspeisungsschutzes in anderen Siedewasserreaktoren.

#### **Forderung 6.10.2-1**

*Die Auslegung des Überspeisungsschutzes ist vom KKL bis 31. Dezember 2009 unter Berücksichtigung möglicher Ausfallfolgen und der Auslegung des Überspeisungsschutzes in anderen Siedewasserreaktoren zu überprüfen.*

#### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der Auswertung der Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass trotz der hohen Belastung der Pumpen in Folge der Leistungserhöhung das Speisewassersystem im Beurteilungszeitraum eine hohe Betriebszuverlässigkeit aufwies. Die vereinzelt Teilanfälligkeiten im Speisewassersystem wurden ohne automatische Auslösung von Sicherheitsfunktionen abgefangen. Die HSK geht davon aus, dass durch die vom KKL geplanten Ertüchtigungsmassnahmen und durch die vorbeugende Instandhaltung auch zukünftig die hohe Betriebszuverlässigkeit des Speisewassersystems erhalten bleibt.

#### **6.10.2.6 Zwischenkühlsystem (VH)**

Das Zwischenkühlsystem (TICCW, Turbine Island Closed Cooling Water) hat die Aufgabe, diverse Apparate und Aggregate im Maschinenhaus über einen geschlossenen Kreislauf zu kühlen. Die Wärme des Zwischenwassersystems wird über Wärmetauscher an den betrieblichen Kühlkreislauf des Nebenkühlwassersystems (VF) und von dort an den Rhein abgegeben. Es handelt sich um ein betriebliches System, das eine Barriere für die Aktivitätsfreisetzung bei betrieblichen Prozessen ist. Die Komponenten des Systems sind mechanisch und elektrisch unklassiert, wobei einige Komponenten der Erdbebenklasse EK II zugeordnet sind.

#### **Angaben des KKL**

##### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Am Zwischenkühlsystem werden keine Funktionstests durchgeführt, da es kontinuierlich in Betrieb ist. Im Beurteilungszeitraum wurden keine meldepflichtigen Vorkommnisse oder LCO-Nichterfüllungen durch das Zwischenkühlsystem verursacht.

Im Zuge der Leistungserhöhung nahm die Wärmelast für das Zwischenkühlsystem um rund 15 % zu. Durch die Neuberohrung der Wärmetauscher mit Titanrohren verschlechterte sich der Wärmeübergang zusätzlich. Zudem verlagerte sich in der Vergangenheit der Beginn des Streckbetriebes gegen das Ende des Zyklus, wodurch die Anlage auch in der warmen Jahreszeit noch mit maximaler Leistung gefahren wird. Diese Änderungen erforderten ab 2003 den Dauerbetrieb des Systems mit drei VH-Wärmetauschern.

Im Jahr 2003 kam es aufgrund eines Lecks im Probeentnahmekühler zu einem Anstieg der Aktivität im Zwischenkühlkreislauf. Es erfolgte keine unkontrollierte Abgabe von Aktivität an die Umgebung.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die Nachrüstung des Systems mit einem Ionenaustauscher und die Neuberohrung der drei VH-Kühler mit Titanrohren dienten dem verbesserten Schutz gegen Korrosion und Erosion. Mit einer gleichmässigeren Verteilung der Kühlwassermenge des Zwischenkühlwassersystems wurden Temperaturunterschiede im Arbeitsöl der Speisewasserpumpen nahezu beseitigt.

### Alterungsüberwachung

Die Alterungsüberwachung erfolgt im Rahmen der Instandhaltung.

### Gesamtbewertung

Nach der Leistungserhöhung wurde mit dem Dauerbetrieb der drei VH-Kühler die Kühlleistung an den erforderlichen Kühlbedarf angepasst. Es besteht aber die Notwendigkeit, die Kühlkapazität weiter zu erhöhen. Zurzeit erfolgen Abklärungen zur Erhöhung der Nebenkühlwassermenge durch die VH-Kühler. Aufgrund der durchgeführten Massnahmen ist davon auszugehen, dass die hohe Betriebszuverlässigkeit des Zwischenkühlsystems auch für die Zukunft erhalten bleibt.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Das System wurde nahezu störungsfrei betrieben. Der durch die Leistungserhöhung bedingte Betrieb mit drei Wärmetauschern hatte im Beurteilungszeitraum keinen Einfluss auf die Verfügbarkeit des Zwischenkühlsystems.

Bei der Leckage eines Probenahmekühlers im Jahre 2003 mit Aktivitätseintrag in das Zwischenkühlsystem hat sich die Barrierefunktion des Zwischenkühlkreislaufs bewährt.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die präventiv durchgeführten Anlagenänderungen am Zwischenkühlsystem verhindern vornehmlich Alterungseffekte, die zu einer Einschränkung der Funktion des Zwischenkühlsystems führen können.

### Alterungsüberwachung

Aus Sicht der HSK bedarf es für das Zwischenkühlsystem aufgrund der bisherigen Betriebserfahrung keines spezifischen Alterungsüberwachungsprogramms.

### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der ausgewerteten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass die auslegungsgemässe Funktion des Zwischenkühlwassersystems im Beurteilungszeitraum jederzeit gewährleistet war und dies auch in Zukunft zu erwarten ist.

## **6.11 Brandschutz**

Das generelle Ziel von Brandschutzmassnahmen besteht darin,

- das Entstehen von Bränden zu verhindern;
- entstandene Brände zu erkennen, rasch zu löschen und damit den Schaden zu begrenzen;

- die Auswirkungen von nicht löschbaren Bränden so zu begrenzen, dass die sicherheitsrelevanten Ausrüstungen nicht unzulässig beeinträchtigt werden.

Diese Zielsetzungen werden durch aufeinander abgestimmte bauliche, technische und betriebliche Brandschutzmassnahmen erreicht.

## **Angaben des KKL**

### Baulicher Brandschutz

Die Gebäude des KKL sind auslegungsgemäss als separate Brandabschnitte mit einem Feuerwiderstand von mindestens 90 Minuten ausgebildet (Brandzonen). In sich sind die Gebäude weiter in Brandabschnitte mit einem Feuerwiderstand von mindestens 60 Minuten unterteilt. Die Tragstrukturen der Gebäude weisen einen Feuerwiderstand von mindestens 90 Minuten auf. Die Brandabschnitte erfüllen die Forderungen des konventionellen Brandschutzes (kantonale Vorschriften) wie auch der nuklearen Anforderungen (kein Überschreiten der maximal zulässigen radioaktiven Freisetzung bei einem Brandereignis). Bereits beim Bau des KKL wurden ausschliesslich brandhemmende, halogenfreie und raucharme Leistungs- und Leittechnikabel eingesetzt. Soweit möglich wurden schwerbrennbare Materialien verwendet.

Die Auffangvolumina für Löschwasser in den Gebäuden werden für die zu erwartenden Löschwassermengen als ausreichend betrachtet. Auf dem Betriebsareal sind die Gebäude für die schweren Feuerwehrfahrzeuge gut zugänglich. Der Feuerwehr stehen zwei Zufahrten auf das Betriebsgelände zur Verfügung.

Im Rahmen des Neubaus der Aktivwerkstatt (Gebäude ZD3) und des Ausbildungs- und Informationszentrums wurden die aktuellen Brandschutzanforderungen vollumfänglich umgesetzt.

Die durchgeführten Funktionsprüfungen unterlegen, dass die beweglichen Brandabschlüsse (Brandschutzklappen) seit den Sanierungsmassnahmen Mitte der 1990er Jahre eine akzeptable Zuverlässigkeit aufweisen. Die Funktionsprüfungen deuten auf keine signifikanten Mängel im baulichen Brandschutz hin. Verbesserungsmöglichkeiten sieht das KKL noch in folgenden Punkten:

- Infolge einer Konzentration leicht kontaminierter, brennbarer Stoffe in der Dekontaminationswerkstatt (alte Aktivwerkstatt) während und unmittelbar nach der Jahreshauptrevision soll ein Konzept erarbeitet werden, wie die Aktivitätsfreisetzung bei einem Brand in der Dekontaminationswerkstatt verringert werden kann.
- Eine Überprüfung der Verfahren und Zuständigkeiten bei der Kontrolle, Prüfung und beim Unterhalt der Schottungen hat Schwächen aufgezeigt. Diese sollen mit einem Programm zur Verbesserung der systematischen Prüfungen an Brandschutzschottungen und der dazu gehörigen Betriebsdokumentation bis Ende 2008 behoben werden.

### Technischer Brandschutz

Im Jahre 2002 wurde die Brandmeldeanlage mit einem Leitsystem ergänzt. Im Hauptkommandoraum wurde eine neue Synoptik-Arealübersicht installiert (nur noch Gebäude dargestellt, Details im Leitsystem). Die Synoptik-Anlagenübersicht im Notfallraum wurde nach Inbetriebnahme des Leitsystems abgebaut. Seit 2003 wird auch der Drywell von der Brandmeldeanlage überwacht.

Die periodischen Funktionstests der Brandmeldeanlage ergaben keine signifikanten Mängel. Pro Jahr erfolgten im Beurteilungszeitraum rund 12 Brandalarme ohne reale Brandereignisse. Folgende Brandvorkommnisse traten im Beurteilungszeitraum auf:

- 13. Juli 1995: Der Brand einer Komponenten-Isolierung im Mock-Up-Gebäude (ZL8) wurde durch Schweissarbeiten im Gebäude verursacht. Das Personal intervenierte mit einem Handfeuerlöscher.
- 11. August 1995: Die Explosion brennbarer Gase in einem Hilfsdampfwärmetauscher (HDU) erfolgte bei Arbeiten an der Zugangsöffnung zum HDU. Zwei Arbeiter wurden verletzt. Es entstand kein Brand.
- 27. November 1995: Ein Brand in einem USV-Elektroschrank (20JN29) im Betriebsgebäude wurde durch das Personal mit einem Handfeuerlöscher gelöscht.
- 6. März 1996: Es entstand ein Papierkorbbrand wegen Raucherwaren im Kühlturm-Makeup-Wasser-Aufbereitungsgebäude ZM3. Der Papierkorb wurde im Freien mit Wasser gelöscht.
- 18. August 1996: Der Brand einer Schutzfolie beim Kondensator im Maschinenhaus wurde durch das Personal mit einem Handfeuerlöscher gelöscht.
- 29. August 1996: Ein Brand im Dampftunnel im Maschinenhaus wurde durch Schweissfunken ausgelöst, die zur Entzündung von Putzfäden führten. Das Personal intervenierte mit einem Handfeuerlöscher.
- 7. April 1997: Schweissfunken entzündeten in der Aktivwerkstatt des Gebäudes (ZD3). Schutzfolien aus Kunststoff. Das Personal intervenierte mit einem Handfeuerlöscher.
- 18. April 1997: Ein Brand in der Aktivwerkstatt (ZD3) wurde durch heisses Material von Trennarbeiten entzündeter Kunststoffpaletten verursacht. Das Personal intervenierte mit einem Handfeuerlöscher.
- 9. August 2001: Ein Kurzschlusslichtbogen bei der 380-V-Schiene DT beschädigte zwei Phasen der Schiene. Es wurde kein Brandalarm ausgelöst und es war auch keine Brandbekämpfung notwendig.
- 10. August 2001, 13:30: Ein Brand im Dampftunnel (Containment) wurde durch Schweissfunken verursacht, die zur Entzündung von Putzlappen führten. Das Personal intervenierte mit einem Handfeuerlöscher.
- 10. August 2001, 15:00: Schutzblachen wurden durch Schweissfunken entzündet. Das Personal intervenierte mit einem Handfeuerlöscher.
- 13. August 2001: Ein Brand im Raum ZF02R035 (Hotwell) des Maschinenhauses wurde durch Schweissarbeiten ausgelöst. Das Personal intervenierte mit einem Handfeuerlöscher.
- 18. November 2002: Ein Brand in einem USV-Schrank (10EN01G010) im Betriebsgebäude wurde vom Betriebspersonal mit einem CO<sub>2</sub>-Handfeuerlöscher gelöscht.
- 10. Juni 2003: Ein Feueralarm wurde durch Rauch im Nebenkühlwassergebäude ZM2 ausgelöst, der durch eine überhitzte Pumpe verursacht war. Ein Feuer wurde nicht festgestellt.
- 13. Juli 2004: Der Brand einer temporären Arbeitsbühne auf dem Dach des Brennelement-Lagergebäudes wurde durch die heissen Abgase des SEHR-Diesels 51 während eines Testlaufes verursacht. Das Feuer wurde von Hand gelöscht.
- 13. September 2004: Ein Feueralarm wurde durch grosse Mengen Rauch im Maschinenhaus ausgelöst, der durch ein Ölleck im Dichtölssystem des Generators verursacht wurde. Ein Feuer wurde nicht festgestellt.

- 15. Dezember 2005: Es trat ein Spulenbrand im Leittechnikschrank einer der Notsteuerstellen im Reaktornebengebäude auf. Eine Intervention der Feuerwehr war nicht notwendig.

Die häufigste Ursache für Brandalarme waren Schweissarbeiten. Das KKL erachtet die Anzahl der Auslösungen der Brandmeldeanlage als vertretbar. Es ist vorgesehen, die Brandmelde-Zentralen in den kommenden Jahren zu erneuern und dezentral aufzubauen.

Bei der Löschwasserversorgung wurden im Beurteilungszeitraum ausser den Anpassungen bei der Einbindung der neuen Aktivwerkstatt und des neuen Ausbildungs- und Informationszentrums keine Änderungen vorgenommen. Im Rahmen der Funktionsprüfungen traten einzelne Störungen in der Löschwasserversorgung und den Wasserlöschanlagen auf, die z. B. Fehlfunktionen einzelner Klappen und Schieber, Tropfleckage an Verschraubungen oder Störungen der Stellungsanzeige von Klappen betrafen. Darüber hinaus wurden im Beurteilungszeitraum zwei Hydranten ersetzt.

Seit der Inbetriebnahme des KKL sind im Bereich der Löschwasserversorgung und der Nasslöschanlagen keine wesentlichen Störungen aufgetreten, die eine Nichtverfügbarkeit einer Löschanlage zur Folge gehabt hätten. Die Nasslöschanlagen des KKL sind in einem guten Zustand.

Im Beurteilungszeitraum wurden erste Druckflaschen und Ventile in den stationären Gaslöschanlagen gegen neue, geprüfte Modelle ausgetauscht. Ausserhalb des Beurteilungszeitraumes, im Jahr 1987, erfolgte eine Fehlauflösung der Halonanlage im Computerraum infolge von Schweissarbeiten. Insgesamt wurden bei Prüfungen 28 Störungsmeldungen wegen zu tiefem Halondruck in den Gaslöschanlagen erstellt. In lediglich zwei Fällen wurden aber zu tiefe Halondrücke (Füllgrad < 98 %) festgestellt, die restlichen Fälle waren Fehlablesungen infolge der kleinen Manometer an den Flaschen.

Das KKL betrachtet den bisherigen Instandhaltungsaufwand bei den Gaslöschanlagen als gering. Die Gaslöschanlagen besitzen aus Sicht des KKL eine hervorragende Verfügbarkeit.

### Betrieblicher Brandschutz

Das KKL hat eine gut ausgerüstete und ausgebildete Betriebsfeuerwehr mit rund 60 Mitgliedern, welche der Aufsicht des Feuerwehrkommandos der Gemeinde Leibstadt und des Aargauischen Versicherungsamtes untersteht. Bisher mussten in der Anlage keine grösseren Löscheinsätze durchgeführt werden. Ein Sicherheitsbeauftragter ist für alle Belange des Brandschutzes (Brandverhütung, Schulung, Überprüfung von Alarm- und Einsatzplänen) im KKL zuständig. Das KKL hält die Handfeuerlöscherausbildung für Mitarbeiter für nicht hinreichend, da die Ausbildungsintervalle (13 Jahre) als zu lange erachtet werden. Das Intervall soll daher auf 6 Jahre verkürzt werden. Ansonsten befindet sich der betriebliche Brandschutz auf einem hohen Ausbildungsstand.

Das KKL kommt zum Schluss, dass die vorhandenen betrieblichen Brandschutzmassnahmen zusammen mit den baulichen und technischen Brandschutzmassnahmen geeignet sind, die Sicherheit der Anlage bei einer Gefährdung durch Brand zu gewährleisten.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die HSK zieht zur Beurteilung des Brandschutzes im KKL die VKF Brandschutzvorschriften 2003 und die Richtlinie HSK-R-50 heran.

### **Beurteilung der HSK**

Bisher waren im KKL keine grösseren Brände zu verzeichnen. Bei allen Brandereignissen während des Beurteilungszeitraums haben sich die im KKL getroffenen Brandschutzmassnahmen bewährt, in-

dem die Brände frühzeitig entdeckt und erfolgreich bekämpft wurden. Bis zum Jahr 2001 wurde ein Drittel aller Brandvorkommnisse durch Schweissarbeiten verursacht. Aus diesem Grund wurden im KKL gezielte Ausbildungsmassnahmen und Vorkehrungen getroffen, um der Brandverhütung bei Schweissarbeiten vermehrte Aufmerksamkeit zu schenken. Seit dem Jahr 2002 traten keine derartigen Brandvorkommnisse mehr auf.

Im Rahmen einer Inspektion stellte die HSK fest, dass das Aktivitätsinventar in zwei Brandabschnitten so hoch ist, dass im Falle eines Brandes der in der Richtlinie HSK-R-50 festgelegte Richtwert für die Aktivitätsfreisetzung überschritten werden könnte. Dies betrifft die Dekontaminationswerkstatt im Dekontaminationsgebäude und den Textillager- und Laborbereich im Aufbereitungsgebäude. Als temporäre, kurzfristig zu ergreifende Massnahme wird das KKL zur Verringerung der dortigen Brandlasten radioaktive Abfälle auslagern.

#### **Forderung 6.11-1**

*Der Brandschutz in den Brandabschnitten 80 (Dekontaminationsgebäude) und 13 (Aufbereitungsgebäude) ist vom KKL bis 31. Dezember 2010 so zu ertüchtigen, dass im Falle eines Brandes der in der Richtlinie HSK-R-50 festgelegte Richtwert für die Aktivitätsfreisetzung nicht überschritten wird.*

Die Prüfungen und Revisionen der Brandschutzeinrichtungen haben keine wesentlichen Befunde aufgezeigt. Bei den stationären Nasslöschanlagen ist allerdings festzuhalten, dass diese bisher nicht einer Generalüberholung unterzogen wurden. Eine solche ist nach 20 Betriebsjahren fällig und umfasst neben den technischen Kontrollen jeweils auch eine Neubeurteilung der Löschwirkung der Anlagen.

#### **Forderung 6.11-2**

*Das KKL hat bis 30. Juni 2011 alle stationären Nasslöschanlagen einer Generalüberholung zu unterziehen und die entsprechenden Erstinspektionsprotokolle der HSK einzureichen.*

Der Brandschutz im KKL erfüllt aus Sicht der HSK weitgehend die heutigen Anforderungen. Bei Anlagenänderungen wurden die Brandschutzmassnahmen korrekt berücksichtigt. Die in der Vergangenheit durchgeführten Brandschutzänderungen sind allerdings im Brandschutzkonzept des KKL nicht nachgeführt worden. Damit gibt das Brandschutzkonzept nicht den aktuellen Stand der getroffenen Brandschutzvorkehrungen wieder.

#### **Forderung 6.11-3**

*Die Beschreibung des Brandschutzkonzeptes ist vom KKL bis 31. Oktober 2009 an den aktuellen Stand der Brandschutzvorkehrungen anzupassen.*

Zusammenfassend kommt die HSK zum Ergebnis, dass nach Erfüllung obiger Forderungen die im KKL getroffenen Brandschutzmassnahmen aus Sicht der nuklearen Sicherheit ausreichend sind. Eine Beeinträchtigung von Sicherheitsfunktionen durch Fehlauflösungen von Brandschutzeinrichtungen wurde nicht festgestellt. Eine unzulässige radiologische Gefährdung der Umwelt durch ein eventuelles Brandereignis in der Anlage KKL ist nicht erkennbar. Das vom KKL bis Ende 2008 geplante Programm zur Verbesserung der systematischen Prüfung von Brandschutzschottungen mit der dazu gehörenden Dokumentation wurde erstellt und der HSK zur Information eingereicht.

## 6.12 Blitzschutz

Ein Blitzeinschlag ist durch die örtliche Einprägung eines grossen Stromimpulses charakterisiert, wobei sowohl der Einschlagort als auch die Grösse der Blitzstromparameter Zufallsgrössen 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 die Funktionen der Sicherheitseinrichtungen zu gewährleisten. Durch die inneren Blitzschutzmassnahmen müssen die durch Blitzeinschläge induzierten Überspannungen innerhalb der Gebäude auf einen Wert unterhalb der nachgewiesenen Spannungsfestigkeit der sicherheitsrelevanten Elektro- und Leittechnikgeräte begrenzt werden.

### Angaben des KKL

Die Instandhaltung der Blitzschutzanlagen im KKL erfolgt primär nach der SN 4022 „Leitsätze des SEV, Blitzschutzanlagen“. Die Überspannungsableiter der gegen Blitzschlag geschützten Systeme werden in einem Intervall von 4 Jahren ausgetauscht. Zukünftig sollen Prüfungen der inneren Blitzschutzmassnahmen auf der Basis der KTA-Regel 2206 durchgeführt werden.

Seit Inbetriebnahme des KKL kam es zu folgenden Blitzeinschlägen:

- 6. Juli 1985, 17:40: Ein Einschlag während eines Sommergewitters führte zu grösseren Schäden an den Kommunikationseinrichtungen der Nebenanlagen. Die Prozessleittechnik nahm keinen Schaden.
- 10. Mai 1991, 17:00: Infolge eines Blitzschlages fiel die Kamininstrumentierung während rund 5 Minuten aus.
- 12. November 1992: Infolge eines Blitzschlages fiel ein Messkanal der Störfallinstrumentierung im Kamin aus. Des Weiteren mussten diverse Komponenten in der GSA-Zentrale ersetzt werden.
- 10. Mai 1993, 09:22: Infolge Blitzschlag fiel die 380-kV-Leitung Schinberg Nord aus. Der Distanzschutz öffnete den Leitungsschalter infolge eines Kurzschlusses.
- 13. Juli 1993, 16:19: Ein Blitzeinschlag führte zu einem Kabeldefekt und damit zum Ausfall beider 50-kV-Leitungen (Klingnau und Beznau). Der Unterfrequenzschutz öffnete den Leitungsschalter.
- 14. August 1993, 22:31: Infolge Blitzeinschlag fiel die 50-kV-Leitung Klingnau aus. Der Unterspannungsschutz öffnete infolge eines Erdschlusses der Phase S den Leitungsschalter (Eigenbedarfsversorgung Division 20 spannungslos).
- 26. Juni 1994, 20:29: Infolge Blitzschlag fielen beide 50-kV-Leitungen (Klingnau und Beznau) aus. Der Unterspannungsschutz öffnete den Leitungsschalter.
- 1. Juli 1995, 22:47: Während eines Gewitters wurde durch einen Einschlag in die Phase T der 380-kV-Leitung Schinberg Nord der Distanzschutz aktiviert und die Leitung dadurch ausgeschaltet. Durch einen weiteren Blitzschlag wurde ebenfalls die 50-kV-Leitung Beznau-Leibstadt infolge Unterspannung abgeschaltet.
- 22. Juli 1995, 17:18: Ein Blitzschlag in die 380-kV-Leitung Schinberg führte zur Abschaltung dieser Freileitung. Die Leitung konnte nach rund 4 Minuten wieder zugeschaltet werden.

- 19. Juli 1997: Beim Blitzeinschlag fielen je ein Handtaster der Brandmeldeanlage und ein Handtaster der Sprühflutanlage eines Blocktransformators aus.
- 20. Juli 1997, 11:33: Ein Blitzeinschlag auf dem Gelände des KKL führte zu verschiedenen Störungen und Ausfällen in leittechnischen Systemteilen (Honeywell-Rechner, Zonenzutrittsystem, Gegensprechanlage, etc.).
- 27. Juli 1998, 06:06: Die Flugbefehrerung am Meteomast fiel infolge Blitzschlag aus. Ein Sicherungsautomat wurde vermutlich durch einen Blitzschlag ausgelöst.
- 18. August 2000, 07:08: Ein Blitzeinschlag in unmittelbarer Nähe der Endmasten führte zu einer Abschaltung der 380-kV-Einspeisung und zur Umschaltung des Eigenbedarfs auf 50 kV.
- 31. Mai 2001, 08:20: Infolge Blitzschlag fiel die 380-kV-Leitung Beznau-Hohwacht aus.
- 17. August 2003, 01:00: Infolge Blitzschlag fiel die 380-kV-Leitung Beznau-Hohwacht aus.
- 3. August 2004, 18:36 bis 20:00: Mehrere Blitzeinschläge führten zu Störungen und zum Ausfall von Elektronikarten im 50-kV-Gebäude und im Nebenkühlwassergebäude.
- 24. August 2004, 01:59: Infolge eines Blitzschlages war die Spannungsversorgung des Meteomasts für mehr als zwei Stunden ausser Betrieb. Des Weiteren fiel die 380-kV-Leitung infolge Ansprechen des Sammelschienenenschutzes aus.

Die Blitzeinschläge verursachten teilweise grössere Schäden, vor allem bei den Kommunikationseinrichtungen, der Flugbefehrerung am Meteomast oder bei den zum KKL führenden Hochspannungsleitungen verursacht. Die Funktion sicherheitstechnisch relevanter Leittechnikausrüstungen war bei Blitzeinschlägen jedoch nicht beeinträchtigt.

Insbesondere der Schaden in der Kamininstrumentierung im Jahr 1929 führte zu Blitzschutznachrüstungen, die im Wesentlichen den Einbau von Überspannungs-Ableitern beinhalteten. Anpassungen bei den Blitzschutzmassnahmen erfolgten ebenfalls im Rahmen des Neubaus des Werkstatt- und Servicegebäudes AEW (1993), beim Einbau der gefilterten Druckentlastung des Containments (1993) und beim Bau des neuen SEHR-Brunnens (1995).

Zurzeit werden im KKL diverse Ertüchtigungen im Bereich des äusseren Blitzschutzes (Blitzauffang- und Ableiteinrichtung) und bei der Gebäudeschirmung (Dehnfugenüberbrückungen) durchgeführt. Die in diesem Zusammenhang durchgeführten Kontrollen und Untersuchungen zeigten Unklarheiten und Mängel bezüglich der Auslegung des Blitzschutzes im KKL auf. Die Nachrüstungen sind bereits eingeleitet und dürften in etwa drei Jahren abgeschlossen sein. Das Ziel der Ertüchtigungsmassnahmen ist, sämtliche Ausrüstungen der Betriebs- und Sicherheitsleittechnik vor den Auswirkungen eines Blitzschlages zu schützen.

Das KKL geht davon aus, dass mit den heute bereits vorhandenen Schutzvorkehrungen für die Sicherheitssysteme die Schutzziele jederzeit eingehalten werden.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die HSK beurteilt den Blitzschutz im KKL anhand der VKF Brandschutzrichtlinie 23-03 „Blitzschutzanlagen“, den Leitsätzen des SEV, SN SEV 4022 „Blitzschutzanlagen“, Ausgabe 2004, sowie der KTA-Regel 2206 (Fassung 6/00). Abweichend von den Vorgaben der KTA-Regel 2206 sind bei der Auslegung des Blitzschutzes andere definierte Blitzkenngrossen (Blitzparameter), keine Schutzräume sowie Berechnungen mit einem Sicherheitsfaktor zu berücksichtigen.

## **Beurteilung der HSK**

Beim Bau des KKL wurden Massnahmen gegen die schädlichen Auswirkungen eines Blitzeinschlages geplant und ausgeführt. Bei den nachfolgenden Simulationsmessungen traten unerwartet hohe Spannungen auf. Daher wurden zusätzliche Blitzschutzmassnahmen ergriffen, um die Sicherheitseinrichtungen im Reaktorgebäude, im SEHR-Bunker, im Reaktorhilfsanlagengebäude und im Betriebsgebäude besonders zu schützen. Primär umfassten diese Massnahmen die Beschaltung von Leittechnikkreisen mittels Überspannungsschutzkomponenten. Bei Anlagenänderungen (z. B. beim Einbau der gefilterten Druckentlastung des Containments im Jahre 1993) wurden die Blitzschutzmassnahmen gemäss der KTA-Regel 2206 umgesetzt.

Die zurzeit im KKL durchgeführten Ertüchtigungen dienen dazu, den Blitzschutz auf den aktuellen Stand der Technik nach KTA 2206 zu bringen.

### **Forderung 6.12-1**

*Das KKL hat bis 31. Dezember 2010 die Blitzschutznachrüstungen abzuschliessen und deren Wirksamkeit zu belegen.*

## **6.13 Flucht- und Interventionswege**

Im Notfall sollen die Fluchtwege allen Personen ein rechtzeitiges und gesichertes Verlassen von Gebäuden ins Freie ermöglichen. Die Interventionswege sind sichere Rettungs- und Zugangswege für die Wehrdienste und für das Personal der Kernanlage, um bei Vorkommnissen in der Anlage Personenrettungen zu ermöglichen und Massnahmen vor Ort zur Gewährleistung der Anlagensicherheit durchzuführen.

### **6.13.1 Fluchtwege**

#### **Angaben des KKL**

Das Konzept für Fluchtwege ist im KKL-Prozess TQM P07 beschrieben. Die Fluchtwege müssen allen Personen ein rechtzeitiges und gesichertes Verlassen der Gebäude ins Freie ermöglichen. Ein Fluchtweg ist im Ereignisfall der kürzeste Weg von einem beliebigen Ort im Gebäude, allenfalls über einen Korridor oder ein Treppenhaus, ins Freie. In den Gebäuden sind die Fluchtwege mit den zugehörigen Treppenhäusern und Ausgängen gemäss den gesetzlichen Vorschriften ausgelegt.

In den Fluchtwegplänen, die in Papierform vorliegen aber auch elektronisch auf der Bedienoberfläche der KKL-Brandmeldeanlage (BMA) aufrufbar sind, sind die Normal- und Fluchtwege mit den Farben gelb oder grün bezeichnet. Ferner werden Türen in den Plänen besonders markiert. Die Türen öffnen immer in Fluchtrichtung.

Das KKL hat festgestellt, dass Massnahmen zur Verbesserung des Fluchtwegkonzepts eingeleitet werden müssen, damit das Konzept dem neuesten Stand der Technik entspricht. Dazu erfolgt eine Überarbeitung des Konzeptes in den Jahren 2008 und 2009. Die praktische Umsetzung des neuen Konzeptes ist bis Ende 2011 geplant.

## Beurteilungsgrundlage der HSK

Zur Beurteilung des Fluchtwegkonzepts im KKL hat die HSK folgende Grundlagen herangezogen:

- Richtlinie HSK-R-07, „Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts“.
- Inspektionsbericht HSK 12/1307, „PSÜ-KKL: Besprechung des Fluchtwegkonzepts sowie Begehung in der Anlage, KKL 14. August 2008“.
- HSK-Aktennotiz HSK-AN-1699, „Anforderungen an die inneren Durchgänge in Kernanlagen aus der Sicht der nuklearen Sicherheit“, Rev. 4 vom 1. Mai 1997.

## Beurteilung der HSK

Die HSK beurteilt das bestehende Fluchtwegkonzept im KKL als zweckmässig, sieht aber aufgrund der im Rahmen der PSÜ durchgeführten Inspektion Optimierungspotenzial insbesondere bezüglich der vorhandenen und nicht immer eindeutigen Kennzeichnung der Fluchtwege (Beschilderung, Bodenmarkierungen, Türbeschriftungen etc.). Vor diesem Hintergrund begrüsst die HSK die Überarbeitung und Umsetzung des neuen Fluchtwegkonzepts im KKL. Die diesbezüglich geplanten KKL-internen Termine werden in Anbetracht der bisher erfolgten Untersuchungen als realistisch eingeschätzt. Die HSK verfolgt den Fortschritt der KKL-internen Arbeiten. Ende 2009 wird KKL die Ergebnisse der Überprüfung des Konzepts und das weitere Vorgehen der HSK präsentieren. Nach der Umsetzung des Konzepts Ende 2011 wird die HSK eine Inspektion vor Ort durchführen und die Umsetzung des Konzepts bewerten.

### 6.13.2 Interventionsmöglichkeiten Wehrdienste

#### Angaben des KKL

Die auch als Interventionswege dienenden Flucht- und Rettungswege im KKL sind letztmals beim Neubau der heissen Werkstatt 1993/94 wesentlich verändert worden. Der aktuelle Alarmierungs- und Fluchtwegplan wurde Ende 2006 aktualisiert. Das KKL ist jedoch der Ansicht, dass der gesamte Bereich der Alarmierung, Räumung und Rettung konzeptionell zu überarbeiten ist. Die Umsetzung soll im Jahr 2011 abgeschlossen sein.

#### Beurteilungsgrundlage der HSK

Zur Beurteilung des Interventionskonzepts im KKL hat die HSK folgende Grundlagen herangezogen:

- VKF Brandschutzrichtlinie 16-03 „Flucht- und Rettungswege“.
- KTA 2102 „Rettungswege in Kernkraftwerken“, Regelentwurfsvorlage Fassung 6/90.
- HSK-Aktennotiz HSK-AN-1699 „Anforderungen an die inneren Durchgänge in Kernanlagen aus der Sicht der nuklearen Sicherheit“, Rev. 4 vom 1. Mai 1997.

Die Anzahl der Interventionszugänge zu einem Bereich ist ein wesentliches Kriterium zur Beurteilung der sicheren Zugänglichkeit. Generell gilt, dass der Zugang zu einem Bereich auch dann möglich sein soll, wenn neben der Blockierung eines Zuganges aufgrund des aufgetretenen Vorkommnisses ein zusätzlicher Fehler unterstellt wird, durch den ein weiterer Interventionszugang blockiert ist. Bereiche mit drei oder mehr Interventionszugängen erfüllen diese Bedingungen. Bei Bereichen mit lediglich ein oder zwei Interventionszugängen ist deren Zulässigkeit zu begründen.

Ein weiteres wesentliches Kriterium stellt der schnelle Zutritt an einzelnen Durchgangspunkten dar. Die mit der Entriegelung der Türen verbundenen unvermeidlichen Verzögerungen sollten einen Bruchteil der Bereitstellungszeiten der Wehrdienste nicht überschreiten.

### **Beurteilung der HSK**

Das Schlüsselkonzept im KKL stellt sicher, dass bei einer Alarmierung der Feuerwehr ein Wächter mit den notwendigen Schlüsseln für die Durchgangspunkte vom Feuerwehreinsatzleiter aufgeboden werden kann. Für alle anderen Türen besitzt die Feuerwehr eigene Schlüssel. Die Wächter besitzen für ihre Einsätze eigene Schlüssel.

Die HSK hat im Rahmen einer Inspektion die Interventionszugänge zu den wichtigsten Gebäuden/Bereichen im KKL überprüft und kommt zu folgenden Ergebnissen:

- Das Containment, das Nebengebäude, das Betriebsgebäude, das Hilfsanlagegebäude und das Maschinenhaus besitzen drei oder mehr Zugangsmöglichkeiten, sodass die Anforderungen an die sichere Zugänglichkeit in diesen Anlagenbereichen erfüllt sind.
- Der Ringraum des KKL hat zwei Zugänge. Dies ist zulässig, da dort nur sehr wenig Ausrüstung und Brandlasten vorhanden sind und sich dort selten Personen aufhalten.
- Im Leistungsbetrieb existiert lediglich ein Zugang zum Notstand-Bunker. In diesem Anlagenbereich befinden sich sicherheitstechnisch wichtige Ausrüstungen. Je nach Lage des Brandortes oder bei Blockierung der Türen kann der Zugang in den Notstand-Bunker nicht gewährleistet sein. Aus Sicht der HSK ist die Zugangssituation in diesem Bereich zu verbessern.
- Zum Hauptkommandoraumbereich gibt es grundsätzlich drei Zugangsmöglichkeiten. Nach Auslösung der Schrankensperre ist jedoch nur noch ein Zugang von aussen her möglich. Bezüglich der Interventionsmöglichkeiten ist dies nicht hinreichend. Aus Sicht der HSK ist die Zugangssituation in diesem Bereich zu verbessern.
- Bei den Dieselgebäuden existiert nur ein von aussen entriegelbarer Zugang. Zusätzlich haben die Wehrdienste eine weitere Zugangsmöglichkeit über die Kabelkanäle. Aus Sicht der HSK sind die Zutrittsmöglichkeiten aufgrund der Redundanzen hinreichend.

Die Öffnungszeiten (mit Schlüssel) von Interventionseingängen wurden des Weiteren überprüft und als in Ordnung befunden. Die HSK hat bei der Überprüfung in zwei Anlagenbereichen mit hoher Sicherheitsrelevanz unzureichende Zugangsbeschränkungen festgestellt. Die Interventionsmöglichkeiten für Wehrdienste werden im Rahmen der Umsetzung des neuen Fluchtwegkonzepts vom KKL entsprechend den oben genannten Kriterien verbessert.

## **6.14 Wasserchemie und Aufbereitungssysteme**

In einem Siedewasserreaktor werden hohe Anforderungen an die Reinheit des Speise- und Reaktorwassers gestellt. Zum Erreichen dieser Anforderungen stehen im KKL umfangreiche Reinigungsanlagen wie die Systeme zur Reaktorwasserreinigung und Kondensatreinigung zur Verfügung.

Das Speisewasser, Reaktorwasser und Kondensat wird in regelmässigen Abständen mittels geeigneter Analysenmethoden auf bestimmte Inhaltsstoffe überprüft. Von Interesse sind vor allem Korrosions-, Spalt- und Aktivierungsprodukte sowie bestimmte Anionen. Die Leitfähigkeit wird kontinuierlich im Speisewasser, Reaktorwasser und Kondensat gemessen. Eine gute Wasserqualität ist eine Voraussetzung, um die Wahrscheinlichkeit von Brennstabhüllrohrdefekten und Spannungsrissskorro-

sion in der Primäranlage zu minimieren sowie um die Dosisleistung an Komponenten und Rohrleitungen zu begrenzen.

### **6.14.1 Ressort Chemie**

#### **Angaben des KKL**

Die im KKL verwendeten Messgeräte zur Analyse der Wasserqualität erfüllen die Anforderungen eines „guten Industriestandards“. In den Instrumentenstammbüchern sind die für die Messgeräte notwendigen Instandhaltungsmassnahmen festgehalten. Diese umfassen die Häufigkeit der Wartungsarbeiten, Kalibrierungen, Abweichungen, aufgetretene Defekte, Massnahmen zu deren Behebung sowie der Ersatz oder Teilersatz von Geräten. Zur Einhaltung der Genauigkeit der Messergebnisse wurden Qualitätssicherungsmassnahmen definiert. Diese sind in den einzelnen Messvorschriften des Kalten und Heissen Labors ersichtlich. Basis für die Qualitätssicherung ist die KKL-interne Richtlinie RL/049 „Qualitäts-Kontrollprogramm für Chemie- und Radiochemie-Instrumentarium“, in der die Qualitätssicherungsmassnahmen festgehalten sind.

Das KKL nimmt jährlich an Ringversuchen von Abwasser- und Abluftproben teil. Diese Ringversuche werden vom Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) in Deutschland organisiert und ausgewertet. Die Resultate der KKL-Proben zeigten eine ausreichende Genauigkeit der überprüften Analysemethoden.

Die Aus- und Weiterbildung für das Personal des Ressorts Chemie ist in der Anweisung „Aus- und Weiterbildung in der Chemie“ im TQM-Teilprozess „Schutz von Mensch und Umwelt vor ionisierender Strahlung (SMIS) ausführlich geregelt. Dem KKL steht genügend ausgebildetes Personal für die Durchführung der Routineanalytik der Anlage zur Verfügung. KKL-Vertreter des Ressorts Chemie tauschen regelmässig Erfahrungen mit Fachkollegen externer Organisationen aus, z. B. im VGB Arbeitskreis „SWR-Chemie“, im Laborleitertreffen der Schweizer Kernkraftwerke oder im Rahmen von Veranstaltungen des EPRI und der WANO.

#### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Massstab für die Qualitätssicherung von im Labor anfallenden Arbeiten ist die so bezeichnete Gute Laborpraxis (GLP, *Good Laboratory Practice*). GLP ist ein formaler Rahmen für die Durchführung von Sicherheitsprüfungen an chemischen Produkten gemäss den Prinzipien der OECD. Die GLP legt den organisatorischen Ablauf und die Bedingungen fest, unter denen Laborprüfungen geplant, durchgeführt und überwacht werden. Daneben umfasst sie auch die Aufzeichnung und Berichterstattung der Prüfungen. Die GLP findet sich in der „VGB-Richtlinie für das Wasser in Kernkraftwerken (VGB-R 401 J)“ und den Empfehlungen des EPRI „BWR Water Chemistry Guidelines–2000 Revision (EPRI-BWRVIP-79)“ wieder.

#### **Beurteilung der HSK**

Das KKL hat eine Reihe von Qualitätssicherungsmassnahmen getroffen, um die Einhaltung der Genauigkeit der Messergebnisse zu gewährleisten. Anhand von Ringversuchen wurde dies auch bestätigt. Aus- und Weiterbildung des Personals der Chemie sowie Teilnahme an Veranstaltungen von externen Organisationen und die Zusammenarbeit mit internationalen Expertengruppen gewährleisten, dass die KKL-Mitarbeiter gut aus- und weitergebildet sind und den neuesten Stand der Technik auf ihrem Fachgebiet kennen.

Die HSK hat in die Personalplanungsunterlagen der Abteilung Überwachung Einsicht genommen. Sie stellt fest, dass das KKL mit dem heutigen Personalbestand in der Chemie angesichts der aufgrund

des Projektes KKLVIP (Vessel and Internals Project) geänderten Randbedingungen (s. Kapitel 6.14.3) die Anforderungen knapp erfüllt. Im Rahmen ihrer Inspektionstätigkeit hat sich die HSK davon überzeugt, dass im KKL Änderungen, wie der Austausch oder Ersatz von Analysengeräten, sowie Optimierungen von Analysemethoden im KKL ordnungsgemäss durchgeführt werden.

## 6.14.2 Chemie und Radiochemie

Konzentrationsänderungen von Spalt-, Korrosions- und Aktivierungsprodukten und bestimmter Anionen im Primärwasser geben Auskunft über den Zustand der Brennelemente sowie des Wasser-Dampfkreislaufs. Daher werden Wasserinhaltsstoffe aus den Wassersystemen periodisch analysiert und dokumentiert. Bei Abweichungen von Sollwerten können so rechtzeitig geeignete Gegenmassnahmen getroffen werden.

### Angaben des KKL

Die einzuhaltenden chemischen und radiochemischen Parameter des Wasser-Dampfkreislaufes sind im KKL in der Spezifikation SPA 170 (letzte Revision im Jahr 2003) definiert. Als Grundlage hierfür wurden neben den Herstellervorgaben in der TSL auch Dokumente des EPRI und die VGB-Richtlinien berücksichtigt. Die Werte der TSL werden vom KKL als Grenzwerte betrachtet. Für die Normalbetriebswerte (Richtwerte) sind die Grenzen strenger gesetzt. Die Spezifikationen werden periodisch den neuen Erkenntnissen angepasst. Der Umfang der chemischen und radiochemischen Überwachung ist in der Vorschrift VO/192 geregelt. Das KKL hat insgesamt 143 verschiedene Analysenvorschriften erstellt. Die Resultate der Analysen werden handschriftlich protokolliert oder direkt in ein Labor-Informationen-Management-System (LIMS) eingegeben. Zur Beurteilung der eigenen Wasserchemie im weltweiten Vergleich übermittelt das KKL die Werte des Wasser-Dampfkreislaufs jährlich an das EPRI. Diese Werte werden in eine Datenbank übertragen und mit anderen Anlagen verglichen. Des Weiteren dient der WANO-„Chemie-Performance-Indikator“ (CPI) ebenfalls zur Überwachung der Effektivität der Kontrolle der Wasser-Dampfkreislauf-Chemie. Auf der Basis des CPI kann die eigene Wasserqualität mit der gleichartiger Anlagen verglichen werden.

Da die Eisenkonzentration im Speisewasser und die Zinkdosierung einen massgebenden Einfluss auf die Dosisleistung der Umwälzschleifen haben wurden vom KKL frühzeitig Massnahmen zu deren Optimierung ergriffen. Bereits anfangs 1991 führte das KKL das GEZIP-Verfahren (General Electric Zinc Injection Passivation) ein, um die Dosisleistung an Komponenten, Leitungen und Umwälzschleifen zu reduzieren. Seit 1992 wird abgereichertes Zn-64 ins Speisewasser dosiert. Die Qualität des DZO (Depleted Zinc Oxide) ist in den letzten Jahren laufend verbessert worden und der Anteil an Zn-64 konnte immer weiter gesenkt werden.

Die ins Speisewasser dosierte Zinkmenge wurde im Laufe der Jahre variiert und an die jeweiligen Vorgaben und die wechselnden Randbedingungen angepasst. Eine Zinkkonzentration von etwa 0,23 µg/kg Speisewasser entspricht einer Konzentration von rund 5 µg/kg Reaktorwasser. Die Konzentration von Eisen im Speisewasser lag in den letzten 10 Jahren fast immer unter 2 µg/kg. Der Wert liegt deutlich unter dem Action Level von 5 µg/kg der EPRI-Guidelines von 2004. Bei steigendem molarem Verhältnis von Eisen zu Zink stieg auch das Co-60/Zn-Verhältnis an, was zur Erhöhung der Dosisleistung der Umwälzschleifen führte. Bei einer Reduktion scheint das Gegenteil der Fall zu sein. Die Zusammenhänge zwischen den Parametern sind jedoch noch nicht genügend bekannt, um belegbare Schlussfolgerungen zu ziehen. Die Crud-Struktur auf den Brennelementen wird

massgeblich vom Fe/Zn-Verhältnis beeinflusst und scheint eine wichtige Funktion für die Mobilisierung und Aktivierung von Co-60 im Primärwasser zu haben.

Bis zur JHR 2000 war der Co-60-Anteil im KKL höher als der des Co-58. Nach der JHR 2000 haben sich die Verhältnisse geändert, seitdem liegt der Co-58-Anteil über dem des Co-60. Ein unmittelbarer Zusammenhang mit der Zinkdosierung kann nicht hergestellt werden. Nach der JHR 2001 waren die Konzentrationen beider Co-Nuklide auf tiefe Werte gesunken. Danach stieg der Anteil von Co-58 im Reaktorwasser wieder an, Co-60 liegt bis heute auf einem erfreulich tiefen Niveau.

Die Konzentrationsverläufe von Gesamt-Chrom und der Cr-51-Aktivitätskonzentration im Reaktorwasser sind dem des Co-60 sehr ähnlich. Da sich die chemischen Randbedingungen beim Betrieb eines Reaktors immer wieder ändern (dekontaminieren oder wechseln von Komponenten und Leitungen, Zunahme der Strömungsgeschwindigkeit aufgrund Leistungserhöhung 2 (LE-2), Konzentrationsänderungen von Fe und Zn) ist es nicht möglich, die Konzentrationsschwankungen der verschiedenen Nuklide und Elemente eindeutig zu begründen. Die Zusammenhänge zwischen Eisen und Zink im Speisewasser und Co-60 im Reaktorwasser sind komplex und der Versuch, die Konzentrationen mittels neuronalem Netz zu erklären, ist gescheitert.

Die in der TSL definierten Grenzwerte für die Leitfähigkeit sowie für den Chlorid- und Sulfatgehalt im Reaktorwasser wurden immer eingehalten. Die Überschreitung der KKL-internen Richtwerte fand hauptsächlich beim Anfahren der Anlage nach Revisionen statt (Leitfähigkeitsrichtwert viermal überschritten, Chloridrichtwert einmal, Sulfatrichtwert siebenmal). Die Sulfat-Konzentration stieg wegen zwei Harzdurchbrüchen in der Kondensatreinigungsanlage über den Richtwert an. Zudem gab es jeweils beim Chlorid und Sulfat im Jahr 1996 einen Konzentrationsanstieg über den Richtwert hinaus, der in beiden Fällen nicht zuzuordnen war.

Zur Überwachung der Schadensfreiheit der Steuerstäbe wird im KKL der Borsäuregehalt im Reaktorwasser wöchentlich gemessen. In den letzten Betriebszyklen des Beurteilungszeitraums wurde eine Auswaschung von Bor aus den Steuerstäben beobachtet, wobei die Borsäurekonzentration im Reaktorwasser auf einen Maximalwert von 1800 µg/kg stieg. Ein Grenz- oder Richtwert für Bor im Reaktorwasser existiert im KKL nicht. Eine niedrige Borkonzentration im Reaktorwasser wird dennoch angestrebt, um einen Anstieg der Leitfähigkeit sowie die Produktion von Tritium als Folge der Neutronenaktivierung von Bor zu vermeiden. Die Filteranschwemmung im Reaktorwasserreinigungssystem wurde in den letzten Jahren aufgrund der Borauswaschungen aus den Steuerstäben dahingehend optimiert, Bor möglichst effektiv aus dem Reaktorwasser zu entfernen. Die Auswirkungen der Borauswaschung aus den Steuerstäben wurden detailliert untersucht. Als Massnahme wurden die älteren Steuerstäbe sukzessive ersetzt. Die getroffenen Massnahmen zeigten die gewünschte Wirkung, da sich Ende 2005 die Borkonzentration um den Wert von 200 µg/kg bewegte.

Anhand der Überwachung der Iod- und Spaltproduktaktivität im Reaktorwasser können Brennelementdefekte erkannt und eingeschätzt werden. Die Freisetzung von Uran bei Brennelementdefekten beeinflusst die radiologischen Parameter der Wasserchemie aufgrund des Eintrags von Spaltprodukten. Im Beurteilungszeitraum traten insgesamt 29 Brennelementhüllrohrschäden auf. Seit dem 20. Zyklus (2004/2005) gab es keine weiteren Brennelementschäden. Die Konzentration des sogenannten Tramp-Urans zeigt seit 2001 eine starke Abnahme. Nachweisbar ist dies anhand der Isotope Np-239 und Sr-92.

Der Analysenaufwand und die Häufigkeit der im KKL durchgeführten Messungen entsprechen dem internationalen Standard. Das KKL schneidet bezüglich der Konzentrationen von Verunreinigungen

im Wasser-Dampfkreislauf im internationalen Vergleich sehr gut ab. Alle Analysen, ausser den Alpha-Bestimmungen der Aerosolfilter, werden direkt in einem der beiden KKL-Labors durchgeführt.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Zur Beurteilung der chemischen Situation im Wasser-Dampfkreislauf des KKL hat die HSK die „VGB-Richtlinie für das Wasser in Kernkraftwerken (VGB-R 401 J)“, die Empfehlungen des EPRI „BWR Water Chemistry Guidelines – 2004 Revision“ (EPRI-BWRVIP-130), die KTA-Regel 1504 „Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser“ sowie die KKL-Spezifikation SPA 170 (letzte Revision im Jahr 2003) herangezogen.

### **Beurteilung der HSK**

Die HSK beurteilt die Spezifikationsgrundlagen für den Wasser-Dampfkreislauf, die vorhandenen Arbeitsvorschriften, die Dokumentation der Daten sowie die externe Bewertung der Wasserchemie durch anerkannte Organisationen wie das EPRI und die WANO als gut.

Die Grenzwerte der TSL wurden im Wasser-Dampfkreislauf immer eingehalten und die Richtwerte wurden nur in wenigen Fällen (meist beim An- und Abfahren der Anlage zur Revision) überschritten.

Die Co-60-Aktivitätskonzentration hat sich im KKL auf einem tiefen Niveau eingependelt. Die Borkonzentration im Reaktorwasser liegt aufgrund des Austauschs der älteren Steuerstäbe seit Ende 2005 bei 200 µg/kg. Die bisher getroffenen Massnahmen zur Verhinderung von Brennstoffschäden zeigen ihre Wirkung.

### **6.14.3 Wasserstoff-Wasserchemie**

Neben den Materialeigenschaften und der Spannung im Material ist eine gute Wasserchemie einer der wichtigsten Punkte, um Spannungsrisskorrosion im Primärsystem eines Siedewasserreaktors zu verhindern. Die Umstellung der normalen Wasserchemie (NWC, Normal Water Chemistry) auf Wasserstoff-Wasserchemie (HWC, Hydrogen Water Chemistry) ist eine Möglichkeit, um das Auftreten von Spannungsrisskorrosion an Innenflächen und Einbauten des Reaktordruckbehälters zu unterdrücken oder zu minimieren.

### **Angaben des KKL**

Im Jahr 2003 wurde entschieden, zum Schutz vor Spannungsrisskorrosion die chemische Fahrweise im KKL zu ändern und auf HWC umzustellen. Als unerwünschter Nebeneffekt dieser Fahrweise müsste eine massive Erhöhung der N-16-Konzentration im Frischdampf in Kauf genommen werden. Damit einhergehend wäre die Dosisleistung an Dampf führenden Komponenten auf das 6-fache angestiegen. Dies wurde 1995 im Rahmen des HWC-Minitests experimentell verifiziert. Inzwischen wurde als alternative Strategie die NMCA-Fahrweise (Einspeisung von Edelmetall mit reduziertem Wasserstoffanteil) gewählt, die keine dauernde Erhöhung der Dosisleistung an Dampfleitungen zur Folge haben wird.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Als Beurteilungsgrundlage wurden die Empfehlungen des EPRI „BWR Water Chemistry Guidelines – 2004 Revision“ (EPRI-BWRVIP-130), die Richtlinie HSK-R-51 „Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen“, das EPRI-Dokument „HWC/

NMCA Experience Report and NMCA Applications Guidelines“ (EPRI-BWRVIP-159) und Art. 59 Abs. 1 StSV herangezogen.

### **Beurteilung der HSK**

Weltweit haben fast alle GE-BWR-Anlagen Massnahmen gegen Spannungsrisskorrosion eingeführt. Die NMCA-Fahrweise wird heute als Stand der Technik gewertet. Das KKL war vor der Einführung der NMCA-Fahrweise, welche inzwischen begonnen hat, die einzige GE-BWR/6-Anlage, die noch mit NWC fuhr. Die HSK begrüßte daher die vom KKL angestrebte Umstellung auf eine reduzierende Fahrweise als geeignete Präventivmassnahme zum Schutz vor Spannungsrisskorrosion. Das KKL entschied sich im Rahmen des Projekts KKLVIP (Vessel and Internals Project) für eine Online-Einspeisung (OLNC-Fahrweise). Für das diesbezügliche Konzept erteilte die HSK im Jahr 2007 die Freigabe.

#### **6.14.4 Reaktorwasserreinigungssystem (TC)**

Das Reaktorwasserreinigungssystem (RWCU, Reactor Water Cleaning Unit) erfüllt vornehmlich betriebliche Funktionen. Zum einen hat das System die vorgeschriebene Reaktorwasserqualität durch mechanisches Ausfiltern ungelöster und durch Ionenaustausch gelöster Verunreinigungen in jeder Betriebsart sicherzustellen, um Ablagerungen auf den Brennstoffhüllrohren zu minimieren und damit einen guten Wärmeübergang vom Hüllrohr zum Kühlmittel zu gewährleisten und sekundäre Strahlenquellen, wie aktivierte Korrosionsprodukte, Verunreinigungen und Spaltprodukte, aus dem Primärkreislauf zu reduzieren. Zum anderen werden durch Ablassen überschüssigen Wassers ein Anstieg des Reaktorfüllstands in den Betriebsarten „Anfahren“, „Abfahren“ und „Heisse Bereitschaft“ verhindert sowie bei abgeschalteten oder auf Minimaldrehzahl laufenden Umwälzpumpen örtliche Überhitzungen und Temperaturschichtungen durch Umwälzen des heissen Kühlmittels in den Umwälzleitungen und im RDB-Bodenteil vermieden.

Das Reaktorwasserreinigungssystem befindet sich im Wesentlichen innerhalb des Containments. Ausnahmen bilden die zwei Umwälzpumpen des Systems, die im Reaktorhilfsanlagengebäude installiert sind. Die mit dem Primärkreislauf in Verbindung stehenden Leitungsabschnitte innerhalb des Drywells sind bis zur zweiten Absperrarmatur der mechanischen Sicherheitsklasse SK 1 und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Die Absperrarmaturen schliessen im Fall eines Leitungsbruches im System TC und dienen damit dem Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“. Die Leitungsabschnitte mit den Umwälzpumpen im Reaktorhilfsanlagengebäude sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 3 und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Die Leitungsabschnitte mit den Absperrarmaturen, die den Einschluss radioaktiver Stoffe innerhalb des Containments gewährleisten, sind der mechanischen Sicherheitsklasse SK 2 und der Erdbebenklasse EK I zugeordnet. Die Komponenten des Reaktorwasserreinigungssystems innerhalb des Containments sind mehrheitlich in SK 3 und EK I eingestuft. Die der Isolationsfunktion dienenden elektrischen Komponenten sind elektrisch 1E klassiert.

### **Angaben des KKL**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Funktionstüchtigkeit der Isolationsarmaturen sowie der TC-Leckageerkennung werden mittels drei verschiedener Funktionstests nachgewiesen. Alle Tests wurden im Berichtszeitraum ohne Beanstandungen erfolgreich durchgeführt.

In der Berichtsperiode traten mehrere nicht meldepflichtige Ereignisse im System auf waren. Hierbei handelte es sich um eine fehlerhafte Isolation des Reaktorwasserreinigungssystems, Luftleckagen an Pneumatikantrieben sowie eine geringe Kontamination im Reaktorhilfsanlagengebäude während Reinigungsarbeiten.

Zwischen dem 14. September 2000 und dem 9. November 2000 traten beim Anschwemmen eines Filters des Reaktorwasserreinigungssystems weitere nicht-meldepflichtige Ereignisse auf, deren Ursachen bis auf die erhöhte Druckdifferenz über dem Harzfänger (Ereignis vom 14. September 2000) alle geklärt werden konnten. Der Grund für den Druckanstieg über dem Harzfänger ist nicht bekannt, ein Harzdurchbruch wird ausgeschlossen. Dieses Phänomen ist seither nicht mehr aufgetreten, obwohl in der dem Vorfall folgenden JHR 2001 die Filterkerzen nicht gewechselt wurden.

Das System TC wurde ab dem 6. November 2000 bis zur JHR 2001 nur noch mit dem redundanten Filter betrieben. Der schadhafte Filter konnte nicht mehr angeschwemmt werden, da beide Isolierventile undicht waren. In der JHR 2001 wurden diese beiden Ventile repariert. Wenn beide Isolierventile undicht sind, kann dies zu einer Leckage ins Primärcontainment führen. Um dies künftig auszuschliessen, wurde im Jahr 2005 eine Änderung der Steuerung vorgenommen.

#### Wiederholungsprüfprogramme

Das System unterliegt dem Wiederholungsprüfprogramm nach SVTI-Festlegung NE-14. Im Beurteilungszeitraum wurden zahlreiche zerstörungsfreie Prüfungen durchgeführt, darunter auch PDI-qualifizierte Ultraschallprüfungen an Schweissnähten. Es ergaben sich Befunde bei der Funktionsprüfung an zwei Sicherheitsventilen. Das KKL betrachtet die Prüfverfahren, Prüfintervalle und Prüfumfänge als angemessen.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die aufgrund der Leistungserhöhung erforderliche leichte Erhöhung des Durchflusses im Reaktorwasserreinigungssystem liegt immer noch innerhalb der Auslegung und hat keinen Einfluss auf die Systemfunktion.

Im Rahmen der 1E-MOV-Sanierung wurden in den Jahren 1996 bis 2000 acht Antriebe der Isolationsventile saniert und an zwei Armaturen eine Totalrevision durchgeführt.

1997 wurde die Filtersteuerung des Reaktorwasserreinigungssystems nach wiederholten Problemen erneuert. Seither arbeitet die Steuerung problemlos.

Die Kühlleitungen für die Gleitringdichtung wurden im Jahre 1995 so geändert, dass die Instandhaltung an den Umwälzpumpen vereinfacht und damit die Strahlenexposition bei Instandhaltungsarbeiten reduziert werden konnte.

#### Alterungsüberwachung

Im Jahr 2004 wurde eine alterungstechnische Beurteilung für die mechanischen Ausrüstungen des Systems TC durchgeführt und die Ergebnisse in einem AÜP-Steckbrief dokumentiert. Hieraus resultierte ein Abklärungsauftrag zu Temperaturschichtungen im Stutzenbereich der Wärmetauscher. Ultraschallprüfungen in diesem Bereich zeigten keine registrierpflichtigen Anzeigen. Die Ermüdungsrelevanz im Zusammenhang mit den Temperaturschichtungen wird überprüft. Die Alterungsüberwachung des Systems TC wird in mit dem jährlich durchzuführenden Review aktualisiert.

## Gesamtbewertung

Die Instandhaltungsmassnahmen, die regelmässig durchgeführten Systemfunktionstests, die Wiederholungsprüfungen und die Allertungsüberwachung gewährleisteten im Beurteilungszeitraum die hohe Verfügbarkeit des Systems TC. Die systemspezifischen Ereignisse führten nicht zu Abweichungen vom Normalbetrieb. Die Vorgaben der TSL wurden jederzeit eingehalten.

## **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Für die Beurteilung des Reaktorwasserreinigungssystems wurden die KKL-Spezifikation SPA 170 (letzte Revision im Jahr 2003), die Richtlinie HSK-R-15 „Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken“, die Richtlinie HSK-R-51 „Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen“ und die SVTI-Festlegung NE-14 als Grundlage herangezogen.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die erfolgreiche Durchführung aller Funktionstests sowie die Einhaltung der Vorgaben aus der Technischen Spezifikation belegen die hohe Zuverlässigkeit des Systems TC. Die während Reinigungsarbeiten aufgetretene Kontamination wurde durch eine unzureichende Systemabsicherung während der Revision verursacht. Die Leckage wurde schnell identifiziert und der betroffene Bereich unmittelbar dekontaminiert. Es kam zu keiner unzulässigen Bestrahlung des Betriebspersonals und zu keiner unzulässigen Abgabe an die Umgebung.

### Wiederholungsprüfprogramme

Das System TC weist wegen hoher Ortsdosisleistungen und fehlender oder erschwerter Zugänglichkeit Einschränkungen in der Prüfbarkeit der mechanischen Komponenten auf. Daher wurden vom KKL nicht alle gemäss SVTI-Festlegung NE-14 vorgeschriebenen Prüfungen durchgeführt. Die HSK forderte das KKL auf, ein Konzept zu entwickeln, wie zukünftig die nach NE-14 für das System TC vorgeschriebenen Prüfungen unter Berücksichtigung eines ausreichenden Schutzes des Betriebspersonals durchgeführt werden. Dieses Konzept wird vom KKL zurzeit umgesetzt. So wird die innere Prüfung der Wärmetauscher des Systems TC, die keine Inspektionsöffnungen aufweisen, durch qualifizierte Ultraschallprüfungen ersetzt. Es ist zudem erforderlich, die Wiederholungsprüfungspflicht weiterer Behälter des Reaktorwasserreinigungssystems entsprechend Forderung 5.5.2-2 in Kapitel 5.5.2 zu überprüfen.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die Auslegung des Systems bedurfte trotz der Leistungserhöhung keiner Änderung, da eine nach wie vor ausreichende Reaktorwasserqualität gewährleistet ist.

Die Sanierung der Antriebe der Isolationsventile war eine notwendige Massnahme zur Gewährleistung des sicheren Containmentabschlusses bei Leckagen im System TC ausserhalb des Containments. Aufgrund der durchgeführten Systemänderungen wurde die Betriebszuverlässigkeit des Systems verbessert und die Strahlenbelastung für das Betriebspersonal bei Instandhaltungsarbeiten reduziert.

### Alterungsüberwachung

Als potenziell relevante Alterungsmechanismen wurden Spannungsrisskorrosion, Spaltkorrosion, Ermüdung durch Betriebstransienten und Ermüdung durch Temperaturschichtungen identifiziert. Abgesehen von der oben genannten Abklärung sieht das KKL keinen Ergänzungsbedarf bei den Instandhaltungs- und Wiederholungsprüfprogrammen.

In der JHR 2005 wurden abgebrochene Schrauben an einer Pumpe des Reaktorwasserreinigungssystems sowie abgebrochene Rohrleitungshalter an einer zum System gehörenden Rohrleitung gefunden. Vom KKL wurden daraufhin Modifikationen an der betroffenen Pumpe durchgeführt, um das Auftreten weiterer Schädigungen an den Schrauben zu verhindern. Des Weiteren beabsichtigt das KKL im Jahr 2009 die betroffene Rohrleitung durch eine Rohrleitung mit grösserem Durchmesser zu ersetzen, um die im Betrieb auftretenden starken strömungsinduzierten Vibrationen zu reduzieren. Ungeachtet dieser Massnahmen sind aus Sicht der HSK diese Schäden gezielt auf ihre Relevanz für die Alterungsüberwachung zu untersuchen.

#### **Forderung 6.14.4-1**

*Das KKL hat die in der Jahresrevision 2005 entdeckten Schäden an mechanischen Ausrüstungen des Reaktorwasserreinigungssystems bis 31. Dezember 2009 auf ihre Relevanz für die Alterungsüberwachung zu überprüfen.*

### Gesamtbeurteilung

Im Beurteilungszeitraum wurden einige Schwachstellen des Systems TC, wie die veraltete Steuerung, gezielt durch Änderungen behoben. Die Störungen beim Anschwemmen der Filter sind seitdem nicht mehr aufgetreten. Mit der Instandhaltung, den regelmässig durchgeführten Systemfunktions-tests, den Wiederholungsprüfungen und der Alterungsüberwachung wurde die hohe Verfügbarkeit des Reaktorwasserreinigungssystems gewährleistet. Allerdings ist der Umfang der durchzuführenden systemspezifischen Wiederholungsprüfungen zu überprüfen.

#### **6.14.5 Kondensatreinigungsanlage (UB)**

Die Kondensatreinigungsanlage (KRA) erfüllt vornehmlich betriebliche Funktionen. Die KRA reinigt den gesamten Kondensatstrom, und entfernt gelöste sowie ungelöste Verunreinigungen, die durch Korrosion, Kühlwassereinbruch oder unvollständig entsalztes Zusatzwasser in den Kreislauf gelangen können. Dadurch werden die Korrosionen (z. B. Spannungsrisskorrosionen) minimiert, der Brennstoff und die Wärmeaustauschflächen vor unzulässigen Ablagerungen geschützt und die Aktivierung durch Neutronen niedrig gehalten.

Durch die Minimierung von Aktivierungsprodukten unterstützt die Kondensatreinigungsanlage die Einhaltung des Schutzziels „Begrenzung der Strahlenexposition“. Ausser den der Klasse SK 3 (EK II) zugeordneten Filtereinheiten und dem Rückspülbehälter sind alle weiteren Komponenten der Kondensatreinigungsanlage der Klasse SK 4 (EK II) zugeordnet.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die TSL enthält keine expliziten Prüfanforderungen für das System UB. Die Funktion des Systems wird im Rahmen der stufenweisen Inbetriebnahme nach jeder Jahresrevision geprüft. Hierbei traten keine Funktionsstörungen auf.

Die Leistungserhöhung im KKL hatte einen wesentlichen Einfluss auf das Standzeitverhalten der Filter in der KRA. Die Standzeit der Filter sinkt exponentiell mit der Filtrationsgeschwindigkeit, d. h. mit dem Durchsatz. Bei unveränderter Auslegung der KRA wäre die Wassergeschwindigkeit mit der Leistungserhöhung gestiegen, was eine Verkürzung der Standzeiten zur Folge gehabt hätte. Im Beurteilungszeitraum wurden daher Änderungen im System UB durchgeführt, um die Wickelkerzenfilter im Hinblick auf Kapazität, Standzeit und Harzverbrauch zu optimieren. Diese umfassten

- die Modifikation eines Wickelkerzenfilters (Filter 5, JHR 1995) für den Einsatz längerer Kerzen (Filterfläche vergrößert und dementsprechend sinkt die Filtrationsgeschwindigkeit bei gleichem Durchsatz); und
- den Ersatz von 2 Wickelkerzenfiltern (Filter 4, JHR 1997 und Filter 3, JHR 2001) durch nicht angeschwemmte Faltkerzenfilter einschliesslich der dadurch erforderlichen Anpassungen.

Da Faltkerzenfilter als rein mechanische Filter wirken, werden vor allem ungelöste Eisenoxide an der Oberfläche des Filtermediums zurückgehalten. Da die ionale Belastung des Rohkondensats im Normalbetrieb vernachlässigbar ist, kann bei einem Teilstrom auf eine ionale Filtration mit Anschwemmharz verzichtet werden. Durch die Faltkerzenfilter können 50 % des Kondensats filtriert werden. Dies bewirkt eine Reduktion des Volumenstroms durch die drei angeschwemmten Wickelkerzenfilter, wodurch der jährliche Ionenaustauscher-Harzverbrauch von rund 16'000 kg im Jahr 1986 auf rund 3'000 kg gesenkt werden konnte.

### Wiederholungsprüfprogramme

Für das System UB werden keine Wiederholungsprüfungen nach SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt.

### Gesamtbewertung

Durch die regelmässige Instandhaltung und die Durchführung der Funktionstests wird sichergestellt, dass die Kondensatreinigungsanlage auch in Zukunft seine auslegungsgemässe Funktion erfüllt.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Für die Beurteilung der Kondensatreinigungsanlage wurden die KKL-Spezifikation SPA 170 (letzte Revision im Jahr 2003), die Richtlinie HSK-R-51 „Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen“, die KTA-Regel 3603 „Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in Kernkraftwerken“ und die SVTI-Festlegung NE-14 als Grundlage herangezogen.

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Zur weiteren Reduktion des Harzverbrauchs und der Abfallmenge wäre der Ersatz der drei verbliebenen Wickelkerzenfilter (Filter 1, 2, und 5) durch nicht-anschwemmbarere Faltkerzenfilter zu begrüßen. Da aber im Fall eines Kühlwassereinbruchs die ionalen Verunreinigungen aus dem Kondensat durch drei anschwemmbarere Filter herausgefiltert werden müssen, ist ein derartiger Ersatz nicht möglich. Die Kondensatreinigungsanlage weist eine hohe Betriebszuverlässigkeit auf. Das System hat innerhalb des Beurteilungszeitraums keine die Auslegung beeinflussende Änderungen erfahren.

### Wiederholungsprüfprogramme

Entgegen der Aussage vom KKL wurden im System UB Wiederholungsprüfungen in Form zerstörungsfreier Prüfungen durchgeführt. Das durchgeführte Wiederholungsprüfprogramm erfüllt jedoch nicht die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14, da die Kerzenfilter sowie der Rückspülbehälter nicht entsprechend ihrer Zugehörigkeit zur Kategorie 3.1 der SVTI-Festlegung NE-14 innen und aussen geprüft wurden. Es ist daher erforderlich, die Wiederholungsprüfungspflicht der Behälter des Systems UB entsprechend Forderung 5.5.2-2 in Kapitel 5.5.2 zu überprüfen und zu ergänzen.

### Gesamtbeurteilung

Durch die regelmässige Instandhaltung ist gewährleistet, dass die hohe Betriebszuverlässigkeit der Kondensatreinigungsanlage auch in Zukunft erhalten bleibt. Allerdings ist der Umfang der durchzuführenden systemspezifischen Wiederholungsprüfungen zu überprüfen und ggf. zu erweitern.

## **6.14.6 Abgassystem (TS)**

Aufgabe des Abgassystems ist es, nicht kondensierbare Gase (Wasserstoff, Sauerstoff und Edelgase) aus dem Primärkreislauf sicher abzuführen und kontrolliert an die Umwelt abzugeben. Durch die kontinuierliche Messung und die Überwachung der Aktivitätsabgabe dient das Abgassystem dem Schutzziel „Begrenzung der Strahlenexposition“. Die wesentlichen Komponenten des Abgassystems sind der Klasse SK 3 (EK II) zugeordnet.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Funktionsstests des Abgassystems wurden ohne Beanstandung durchgeführt. Das System TS verursachte im Beurteilungszeitraum zwei nicht meldepflichtige Ereignisse. Im einen Fall löste der Alarm „Abgasmenge tief“ wegen einer vorübergehend aus einem nicht bekannten Grund zugefahrenen Abgas-Mengenbegrenzungsklappe aus. Da das Vorkommnis zu einer Reaktorschnellabschaltung hätte führen können, wurden die Eingriffsmöglichkeiten des Betriebspersonals beim Auftreten von Störungen in der Regelung der Klappe verbessert. Im zweiten Fall funktionierte die periodische automatische Umschaltung der Gastrockner der Abgasanlage nicht. Ursache war eine defekte Speicherkarte.

Während des Ereignisses vom 28. Dezember 1996, bei dem es zu einem Lastabwurf infolge eines Stromwandlerdefekts gekommen war, führten Schwankungen in der Abgasmenge zwischen 50 und 150 kg/h zum Alarm „Niveau im Abgaskondensator zu hoch“. Die Ursache, liess sich nicht schlüssig klären. Das Problem ist seither nicht mehr aufgetreten.

Aufgrund der grösseren Menge an Radiolysegasen als Folge der Leistungserhöhung erhöhte sich die Rekombinator-Temperatur um rund 15 °C von 275 °C auf 290 °C. Bei Vollast fallen etwa 14 kg/h Wasserstoff an. Der Auslegungswert beträgt 19 kg/h.

#### Wiederholungsprüfprogramme

Für das Abgassystem werden keine Wiederholungsprüfungen nach der SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt.

#### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Die Auslegung des Systems TS wurde im Beurteilungszeitraum nicht verändert, es wurden allerdings einige Anlagenänderungen realisiert: Diese dienten zum einen der Verbesserung der Alarmierung, Systeminformation und die Kontrollmöglichkeiten für die Operateure, zum anderen wurden Komponenten oder Untersysteme (z. B. Kältekompressoren und die H<sub>2</sub>-Messung) ersetzt, die technologisch nicht mehr auf dem neuesten Stand oder am Ende ihrer Lebensdauer waren.

#### Alterungsüberwachung

Für das Abgassystem existiert kein formelles Alterungsüberwachungsprogramm, es ist aber die Erstellung eines systemspezifischen Steckbriefes zur Alterungsüberwachung geplant.

#### Gesamtbewertung

Aufgrund der im Beurteilungszeitraum durchgeführten Änderungen, der regelmässigen Instandhaltung sowie der periodischen Funktionstests ist ein zuverlässiger Betrieb des Abgassystems auch in Zukunft zu erwarten

#### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Für die Beurteilung des Abgassystems wurden die KKL-Spezifikation SPA 170 (letzte Revision im Jahr 2003), die Richtlinie HSK-R-51 „Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen“, die KTA-Regel 1503.1 „Überwachung der Ableitung gasförmiger und an Schwebstoffen gebundener radioaktiver Stoffe“ und die SVTI-Festlegung NE-14 als Grundlage herangezogen.

#### **Beurteilung der HSK**

##### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Ergebnisse der Funktionstests und die wenigen, jeweils nicht der Meldepflicht unterliegenden Vorkommnisse bestätigen die hohe Zuverlässigkeit des Abgassystems im Beurteilungszeitraum. Die Leistungserhöhung im KKL hatte nur geringfügige Auswirkungen auf den Betrieb des Abgassystems. Das System wird nach wie vor innerhalb der spezifizierten Auslegung betrieben.

##### Wiederholungsprüfprogramme

Im Beurteilungszeitraum wurden für das Abgassystem keine Wiederholungsprüfungen nach der SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt. Das System wäre jedoch aufgrund seiner Sicherheitsklasse, seiner Funktion und seiner Abmessungen der nuklearen Abnahmepflicht und der Wiederholungsprüfungspflicht gemäss der SVTI-Festlegung NE-14 zu unterstellen gewesen. Aus diesem Grund ist das Wie-

derholungsprüfprogramm für das Abgassystem entsprechend Forderung 5.5.2-2 in Kapitel 5.5.2 zu überprüfen und zu ergänzen.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Der im Beurteilungszeitraum erfolgte vorbeugende Ersatz einiger wichtiger Komponenten war eine wesentliche Voraussetzung für den zuverlässigen Betrieb des Abgassystems. Die durchgeführten Änderungen stellten punktuelle Verbesserungen dar, die insbesondere die Überwachung der ordnungsgemässen Funktion des Systems betrafen.

### Alterungsüberwachung

Der HSK wurde Anfang 2009 ein AÜP-Steckbrief zum Abgassystem eingereicht. Demnach sind in der Vergangenheit im Bereich der Regel- und Abschlussarmaturen vor dem Rekombinator alterungsbedingte Schäden (insbesondere Auswaschungen und Korrosion im Dichtungsbereich) aufgetreten. Die für die Alterung relevanten Schädigungsmechanismen sind bekannt und können daher im Rahmen der zustandsorientierten Instandhaltung rechtzeitig identifiziert und behoben werden.

### Gesamtbeurteilung

Durch die regelmässige Instandhaltung, die im Beurteilungszeitraum durchgeführten Änderungen und der Erweiterung der Alterungsüberwachung ist gewährleistet, dass die hohe Betriebszuverlässigkeit des Abgassystems auch in Zukunft erhalten bleibt. Allerdings ist der Umfang der durchzuführenden systemspezifischen Wiederholungsprüfungen zu überprüfen und zu erweitern.

## **6.15 Lagerung und Handhabung von Brennelementen**

Neue Brennelemente (BE) werden vor ihrem Einsatz im Reaktorkern im Trockenlager des KKL gelagert. Aus dem Reaktorkern entladene Brennelemente werden in zwei Brennelementbecken unter Wasser gelagert, wobei das Lager auf der +28 m-Ebene im Reaktorgebäude nur während des BE-Wechsels genutzt werden darf. Die Geometrie und die Materialien der Brennelement-Lagergestelle des Trockenlagers und der beiden Nasslager müssen so beschaffen sein, dass eine Kritikalität verhindert wird.

Für die Kühlung und Reinigung der Brennelementbecken steht das Lagerbecken Kühl- und Reinigungssystem TG zur Verfügung. Für die Kühlung können ausserdem zwei Stränge des Nach- und Notkühlsystems TH verwendet werden.

### **6.15.1 Kritikalitätssicherheit**

#### **Angaben des KKL**

Im Rahmen der Freigabeverfahren für neue BE-Typen wurden Kritikalitätsberechnungen für deren Trocken- und Nasslagerung durchgeführt. Anhand dieser Rechnungen wurde nachgewiesen, dass folgende Anforderungen an die Unterkritikalität der BE-Lager erfüllt sind:

- Für die Nasslager ist eine Unterkritikalität von mindestens 5 % nachzuweisen;
- Für das Trockenlager ist bei vollständiger Flutung mit Wasser eine Unterkritikalität von mindestens 5 %, bei optimaler Moderation (Schaum) eine Unterkritikalität von mindestens 2 % nachzuweisen.

## Beurteilungsgrundlage der HSK

Die HSK legt die Anforderungen aus dem Standard Review Plan NUREG-0800, Chapter 4.2 (Fuel System Design) der US-NRC<sup>97</sup> zugrunde.

## Beurteilung der HSK

Die Kritikalitätsanalysen wurden gemäss den Anforderungen aus dem Standard Review Plan NUREG-0800, Chapter 4.2 (Fuel System Design) der US-NRC durchgeführt. Die Ergebnisse der Analysen zeigen, dass für die BE-Lager im KKL sowohl im Normalbetrieb als auch unter Störfallbedingungen (z. B. Eindringen von Wasser oder Schaum ins Trockenlager) eine ausreichende Sicherheit gegen Kritikalität besteht.

### 6.15.2 Brennelement-Wechseleinrichtungen (PL)

Das KKL verfügt zur Handhabung von Brennelementen und Kerneinbauten über eine Brennelementwechselmaschine im Containment und über eine Brennelementhandhabungsmaschine im Brennelementlagergebäude. Beide Brennelement-Wechseleinrichtungen sind baugleich.

Die Brennelementwechselmaschine wird z. B. zum Transport von Brennelementen, Steuerstäben, Steuerstab-Führungsrohren, Brennelement-Fussstücken und Messlanzen inner- und ausserhalb des Reaktordruckbehälters verwendet. Sie ist eine Brückenkonstruktion, welche vor- und rückwärts auf zwei Schienen oberhalb des Reaktors und über den Becken im Containment verfahren werden kann. Sie besitzt mit der Laufkatze und dem Monorail mehrere Hebeeinrichtungen. Die Laufkatze ist mit einer Steuerstabwinde, einer Hilfswinde und der Masthauptwinde mit Brennelementgreifer zum Be- und Entladen des Reaktorkerns mit Brennelementen ausgestattet.

Die Hilfsbühne ist ebenfalls eine Brückenkonstruktion, fährt auf eigenen Schienen und ist mit einem Hilfshebezeug ausgerüstet. Die Hilfsbrücke wird für Inspektionsarbeiten im Reaktor und beim Öffnen und Schliessen des Reaktordruckbehälters verwendet.

An die Hebezeuge der Brennelementwechselmaschine werden erhöhte Anforderungen gestellt, um bei Funktionsstörungen oder Beschädigungen an den Hebezeugen mögliche Gefährdung (z. B. Kritikalitätsstörfall oder Aktivitätsfreisetzung) zu vermeiden. Bei der Brennelementwechselmaschine sind daher Verriegelungen realisiert, die Kernveränderungen nur bei eingefahrenen Steuerstäben erlauben. Weiterhin gewährleisten die automatischen Abschaltungen und die mechanische Konstruktion der Hubeinrichtungen immer eine ausreichende Überdeckung der Brennelemente mit Wasser. Damit unterstützen die Sicherheitseinrichtungen der Brennelementwechselmaschinen die Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“. Die mechanischen Komponenten der Brennelement-Wechseleinrichtungen sind der Sicherheitsklasse SK 2 und die elektrischen Komponenten sind der Sicherheitsklasse 0E zugeordnet. Zudem erfüllen die Brennelement-Wechseleinrichtungen die Anforderung der Erdbebenklasse EK I.

---

<sup>97</sup> USNRC Standard Review Plan NUREG-0800, Chapter 4.2: Fuel System Design, Rev. 2, July 1981

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit der Brennelement-Wechseleinrichtungen werden im KKL insgesamt fünf verschiedene Funktionstests durchgeführt, wobei ein wesentlicher Teil der Tests die Verriegelungen betreffen. Im Beurteilungszeitraum wurden alle Tests bestanden.

Am 23. April 2005 ereignete sich während des Stillstandes ein gemäss der Richtlinie HSK-R-15 der Kategorie B und der Stufe INES-1 zugeordnetes Vorkommnis (Ereignis 2005-12), bei dem die Betriebsmannschaft das Beladen des Reaktorkerns fortsetzte, obwohl mehr als ein Steuerstab aus dem Kern herausgefahren war.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Um die Effizienz und die Sicherheit an den Brennelementwechseleinrichtungen zu verbessern, wurden im Beurteilungszeitraum zwei freigabepflichtige Anlagenänderungen durchgeführt. Dabei handelte es sich um die Nachrüstung an den Brennelementwechseleinrichtungen im Jahr 1997 mit Laser-Distanzmessgeräten und mit neuen Sicherheitsrechnern sowie dem Ersatz der Motor-Regler und der Relais-Steuerung für die Sicherheits- und Not-Endschalter.

2006 wurden aufgrund der Betriebserfahrung umfassende Verbesserungen durchgeführt. Dabei handelte es sich um den Ersatz der Laser-Messung auf der X-Y-Achse durch inkrementelle Weggeber und um zusätzliche oder modifizierte Verriegelungen, die das Vorkommnis im Jahr 2005 verhindert hätten. Der Ersatz einzelner Elektronikkomponenten durch neue Teile trug zur Erhöhung der Leistungsfähigkeit der Steuerung bei und löste gleichzeitig das Problem bei der Ersatzteilbeschaffung.

### TSL-Änderungen

Das KKL hat im Anschluss an das Vorkommnis vom Jahr 2005 festgestellt, dass seit der Inbetriebnahme der Anlage eine Diskrepanz zwischen der TSL und den realisierten Verriegelungen der Brennelementwechselmaschine besteht. Deshalb wurde das Kapitel 3.9.A.3 der TSL geändert.

### Gesamtbewertung

Mit den durchgeführten Anlagenänderungen wurden die Effizienz, die Alarmierung und die Sicherheit nachhaltig verbessert. Mit den realisierten Anlagenänderungen wurde eine strukturelle Staffelung der Sicherheitseinrichtungen erreicht.

## **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die Beurteilung der Betriebserfahrung mit den Brennelement-Wechseleinrichtungen konzentriert sich darauf, inwieweit die praktizierte Überwachung und Prüfung eine vorausschauende Erkennung von Schwachstellen sicherstellt und welche Auswirkungen Änderungen auf die Verfügbarkeit der Brennelement-Wechseleinrichtungen hatten. Hierzu werden die nachfolgenden Beurteilungskriterien herangezogen:

- Einhaltung der Anforderungen der TSL
- Anzahl und Einstufung meldepflichtiger Vorkommnisse
- Anzahl Änderungen
- Vermeidung von Ausfällen durch vorbeugende Instandhaltung

- Auswirkungen der TSL-Änderungen auf die Zuverlässigkeit von Komponenten
- Vermeidung systematischer Fehler

## **Beurteilung der HSK**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Mit der erfolgreichen und fehlerfreien Durchführung aller Funktionstests auf der Basis der Testvorschriften und einem störungsfreien Betrieb beim Be- und Entladen der Brennelemente wurde die Zuverlässigkeit der Brennelement-Wechseleinrichtungen aufgezeigt. Das Ereignis im Jahre 2005 war sowohl in Auslegungsschwächen wie auch in Mängeln bei der Arbeitsvorbereitung und Arbeitsdurchführung begründet, die durch Änderungen in der Verriegelung der Brennelement-Wechselmaschine und Verbesserungen der Betriebsvorschriften beseitigt wurden.

### Änderungen, Ersatz und Reparaturen von Komponenten

Mit den im Beurteilungszeitraum durchgeführten Anlagenänderungen wurden die Zuverlässigkeit und die Bedienbarkeit der Brennelement-Wechseleinrichtungen deutlich verbessert.

### TSL-Änderungen

Bei der Änderung der TSL handelt es sich um eine Anpassung an die seit Inbetriebnahme der Brennelement-Wechselmaschine geltende Auslegungsspezifikation.

### Gesamtbeurteilung

Der Betrieb der Brennelementwechseleinrichtungen verlief im Beurteilungszeitraum störungsfrei. Allerdings trugen Auslegungsschwächen bei den Verriegelungen der Brennelementwechselmaschine zu einem Vorkommnis der Stufe INES-1 bei, das aber letztendlich zu keiner Gefährdung des Betriebspersonals führte. Aufgrund der durchgeführten Ertüchtigungen kann davon ausgegangen werden, dass ein derartiges Vorkommnis in Zukunft nicht mehr auftritt.

## **6.15.3 Brennelement-Transportsystem (PX)**

Das Brennelement-Transportsystem PX dient dem Transport von neuen und abgebrannten Brennelementen und Steuerstäben zwischen den Lagerbecken im Reaktor- und im Brennelementlagergebäude. Das System besteht aus einem Schrägrohr mit Transportvorrichtung, das beide Lagerbecken miteinander verbindet. Der Brennelementtransport erfolgt auf einem Wagen, der auf Rollen im Transportrohr geführt und mit einer Seilwinde bewegt wird. Mit Absperrklappen am oberen und unteren Ende des Transportrohres wird das Auslaufen des oberen Lagerbeckens im Reaktorgebäude verhindert. Die Kühlung der transportierten Brennelemente wird dadurch gewährleistet, dass das System immer vollständig mit Wasser gefüllt ist.

Das Brennelement-Transportsystem stellt eine Durchdringung des Containments dar und darf nur in den Betriebsarten 4 und 5 (kalt abgestellt und während des Brennelementwechsels) betrieben werden. Während der anderen Betriebsarten ist das System mittels eines Blindflansches, zwei Rohrstücken und einem Kompensator verschlossen.

Im verschlossenen Zustand gewährleistet das System zusammen mit anderen die Dichtheit des Containments und dient damit dem Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“. Die Komponenten des Systems, die den Containmentabschluss gewährleisten, sind der mechanischen Sicherheitsklasse

SK 2 und der elektrischen Sicherheitsklasse 1E zugeordnet. Die anderen mechanischen und elektrischen Komponenten des Systems gehören zur mechanischen Sicherheitsklasse SK 3 und zur elektrischen Sicherheitsklasse 0E. Zudem erfüllen die wesentlichen Komponenten des Systems die Anforderung der Erdbebenklasse EK I.

## **Angaben des KKL**

### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Zum Nachweis der Funktionstüchtigkeit des Brennelement-Transportsystems werden im KKL insgesamt 6 verschiedene Funktionstests durchgeführt. Im Beurteilungszeitraum wurden alle Funktionstests bestanden.

Im Beurteilungszeitraum trat ein gemäss Richtlinie HSK-R-15 der Kategorie U zugeordnetes meldepflichtiges Ereignis am Brennelement-Transportsystem auf. Während der JHR 2003 blieb der Wagen des Brennelement-Transportsystem zweimal, beladen mit einem bestrahlten Brennelement, auf dem Weg ins Brennelementlagerbecken in der Zwischenposition (Füll-/Leerposition) stehen. Durch manuelle Eingriffe in der Steuerung konnte der Transportwagen in die Endposition gefahren werden. Deshalb wurden der Hydraulikantrieb und ein defekter Endschalter ausgetauscht.

### Wiederholungsprüfprogramme

Im Beurteilungszeitraum wurden am System PX visuelle Prüfungen, Dichtheitsprüfungen und System- und Komponentenbegehungen gemäss der SVTI-Festlegung NE-14 durchgeführt. Es gab keine bewertungspflichtigen Befunde.

### Änderungen und Reparaturen an Komponenten

Im Beurteilungszeitraum wurden vier freigabepflichtige Änderungen an Komponenten des Systems durchgeführt, wobei drei Anlagenänderungen die Überprüfung und Sanierung (1999, 2004) einer Armatur der Containmentisolation sowie deren Einbindung in das neu installierte Diagnosesystem ANDIS betrafen. Zur Sanierung musste nur das Anzugsmoment der Gehäuseschrauben erhöht werden.

Eine weitere freigabepflichtige Änderung betraf die Niveaumessung im Transportrohr, für die keine Ersatzteile mehr verfügbar waren. Diese Messeinrichtung wurde durch eine Druckmessung ersetzt, wobei die alten Anschlüsse auf 6 m genutzt wurden.

Im Jahr 2001 wurde die Windensteuerung durch eine speicherprogrammierbare Steuerung ersetzt, wodurch auch Unterwasser-Wagenpositionssensoren entfielen. Weitere meldepflichtige Änderungen dienten der Modernisierung des Systems, der Verbesserung der Verfügbarkeit sowie der Gewährleistung der Ersatzteilversorgung.

### TSL-Änderungen

Nach dem Wegfall der Unterwasser-Wagenpositionssensoren im Jahr 2001 wurde das entsprechende Kapitel der TSL angepasst.

### Alterungsüberwachung

Es wurde eine detaillierte alterungstechnische Beurteilung der mechanischen Komponenten des Systems PX durchgeführt und im AÜP-Steckbrief für das Stahlcontainment dokumentiert. Es wurden keine Schwachstellen erkannt, die eine Erweiterung der Programme für Instandhaltung oder Wieder-

holungsprüfungen erfordern würden. Die alterungstechnische Beurteilung wird jährlich im Rahmen eines Reviews aktualisiert.

### Gesamtbewertung

Das Brennelement-Transportsystem erfuhr mehrere Änderungen, aufgrund derer die Systemzuverlässigkeit erhöht werden konnte. Durch die regelmässige Instandhaltung und die Systemfunktions-tests ist sichergestellt, dass die hohe Systemzuverlässigkeit auch in Zukunft erhalten bleibt.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die Beurteilung der Betriebserfahrung mit dem Brennelement-Transportsystem konzentriert sich darauf, inwieweit die praktizierte Überwachung und Prüfung eine vorausschauende Erkennung von Schwachstellen sicherstellt und welche Auswirkungen Änderungen auf die Verfügbarkeit des Brennelement-Transportsystems hatten. Hierzu werden die nachfolgenden Beurteilungskriterien herangezogen:

- Einhaltung der Anforderungen der TSL.
- Anzahl und Einstufung meldepflichtiger Vorkommnisse.
- Einhaltung der Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14.
- Einhaltung der Anforderungen der Richtlinie HSK-R-51.
- Anzahl Änderungen.
- Vermeidung von Ausfällen durch vorbeugende Instandhaltung.
- Auswirkungen der TSL-Änderungen auf die Zuverlässigkeit von Komponenten.
- Vermeidung systematischer Fehler.

### **Beurteilung der HSK**

#### Funktionstests und weitere Betriebserfahrung

Die Anforderung der TSL an die Funktionstüchtigkeit des Brennelement-Transportsystems wurde mit der erfolgreichen Durchführung der Funktionstests erfüllt. Das meldepflichtige Vorkommnis hatte eine geringe Bedeutung für die nukleare Sicherheit, da die Kühlung des transportierten Brennelements auch ohne direkte Eingriffe des Betriebspersonals langfristig gewährleistet gewesen wäre.

#### Wiederholungsprüfprogramme

Die für das System PX durchgeführten Wiederholungsprüfprogramme erfüllen die Anforderungen der SVTI-Festlegung NE-14. Die bei den Prüfungen festgestellten Abweichungen wurden behoben oder mittels Abweichungsmeldungen behoben.

#### Änderungen und Reparaturen von Komponenten

Mit den im Beurteilungszeitraum durchgeführten Änderungen an der Isolationsarmatur des Brennelement-Transportsystems wurden geringfügige Schwächen beseitigt und die Überwachung der Armatur deutlich verbessert. Die weiteren Anlagenänderungen dienten vornehmlich der Verbesserung der Systemzuverlässigkeit und der Vereinfachung der Ersatzteilbeschaffung.

### TSL-Änderungen

Die Änderung der TSL nach der Anlagenänderung im Jahr 2001 stellt lediglich eine redaktionelle Anpassung aufgrund einer Systemänderung dar.

### Alterungsüberwachung

Als potenziell relevante Alterungsmechanismen des Brennelement-Transportsystems wurden im Rahmen der Alterungsüberwachung Korrosion und Ermüdung des Isolationskompensators durch Betriebstransienten festgestellt. Mögliche Schäden werden über die vorhandenen Instandhaltungs- und Wiederholungsprüfprogramme erfasst.

### Gesamtbeurteilung

Die HSK kommt auf der Grundlage der dargelegten Betriebserfahrung zum Ergebnis, dass das Brennelement-Transportsystem im Beurteilungszeitraum eine hohe Zuverlässigkeit aufwies. Es ist zu erwarten, dass diese hohe Zuverlässigkeit auch in Zukunft gewährleistet bleibt.

## **6.16 Strahlenschutzmesstechnik**

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.
- Fallweise automatische Anregung geeigneter Gegenmassnahmen (z. B. Isolierung des Containments) beim Überschreiten von Grenzwerten.
- Messung der an die Umwelt abgegebenen Stoffe (Emissionsmessung).
- Erfassung der Strahlendosen und allfälliger Kontaminationen des Personals.

Zusätzlich müssen Einrichtungen und Messgeräte vorhanden sein, die bei und nach Störfällen

- ausreichende Information über den radiologischen Zustand der Anlage liefern, um die erforderlichen Schutzmassnahmen für Personal und Anlage ergreifen zu können;
- Hinweise auf den Störfallablauf geben und wichtige radiologische Parameter aufzeichnen;
- eine Abschätzung der Auswirkungen auf die Umgebung gestatten; und
- ausreichende Information zur Erfüllung der internationalen Meldepflicht liefern.

### **Angaben des KKL**

Zur Beschreibung und Bewertung der Strahlenschutzmesstechnik wurden der Sicherheitsbericht, die Technische Spezifikation des KKL (TSL), das Abgabereglement für das KKL<sup>98</sup> und die Richtlinie HSK-R-47 herangezogen. Im KKL werden zur Überwachung des Normalbetriebs folgende Strahlenschutzmesssysteme eingesetzt:

---

<sup>98</sup> HSK 12/456, Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks Leibstadt (KKL), Januar 1996

- Raumstrahlungsüberwachung (Ortsdosisleistungen)
- Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft des Drywells (als Teil der Leckageüberwachung)
- Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft des Containments
- Prozessstrahlungsüberwachung (Kaminfortluft, Raumluft, Kreisläufe, Abwasser)
- Personen- und Materialkontaminationskontrolle
- Personendosimetriesysteme und Inkorporationsmessung

Laut TSL gehören folgende Strahlenschutzmesseinrichtungen zur Störfallinstrumentierung des KKL:

- Dosisleistung im Drywell
- Dosisleistung im Containment
- Dosisleistung im Abluftkamin (SGTS-Leitung)

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 Reaktorkühlsystem und dem Druckabbaubecken zur Verfügung.

Bei den Strahlenschutzmesssystemen erfolgten die Änderungen der TSL aufgrund von technischen Änderungen und infolge von Anpassungen an die betrieblichen Erfordernisse. Die Funktionstests wurden während des Beurteilungszeitraumes gemäss der TSL durchgeführt. Es traten innerhalb des Beurteilungszeitraums folgende Ereignisse auf:

- Bei der Durchführung von Funktionstests versagten bei der Raumüberwachung viermal die Vor-Ort-Alarmierungsmittel. Die Ereignisse waren nicht meldepflichtig und lösten auch keine LCO aus. Zusätzlich kam es während des Beurteilungszeitraums zum Totalausfall von fünf Messstellen der Raumüberwachung. Die Ausfälle waren nicht meldepflichtig. Sie lösten jedoch LCO aus, die nach erfolgreicher Reparatur innerhalb von weniger als 24 Stunden aufgehoben werden konnten. Im Anforderungsfall wäre aber in allen Fällen die Sicherheit des Personals durch mobile Messgeräte oder elektronische Dosimeter gewährleistet gewesen.
- Bei der Durchführung des Funktionstests am 19. Juni 2002 wurde festgestellt, dass die Alarmwerte der Dosisleistungsmessung an der Frischdampfleitung rund 15 % zu hoch eingestellt waren. Das Ereignis wurde gemäss Richtlinie HSK-R-15 als Vorkommnis der Kategorie U gemeldet. Die Sicherheit der Anlage war nicht beeinträchtigt. Die Funktionalität der Aktivitätsüberwachung und der Schutzauslösung blieb gewährleistet.
- Im Jahr 2001 wurde festgestellt, dass die Alarmierung der Grob-Aerosolmessung im Fortluftkamin nicht funktionierte. Das Ereignis war nicht meldepflichtig und löste auch keine LCO aus, da die betroffene Messtelle in der TSL nicht aufgenommen ist.

Die Alterungsüberwachung der Messgeräte und Systeme erfolgt mit den Funktionstests. Zusätzlich wird die Alterung von elektrisch 1E-klassierter Komponenten typenweise nach einem mit der HSK vereinbarten Programm überwacht.

Im Zeitraum zwischen 1994 und 2007 wurden an der Strahlenschutzmesstechnik folgende bedeutende Änderungen und Neuinstallationen durchgeführt:

- Im Zeitraum zwischen 1994 und 2000 wurden fünf neue mobile Aerosolmonitore zur Überwachung von Arbeitsplätzen beschafft.

- 1997 wurde eine grossvolumige Freimessanlage für das Ausmessen brennbarer Abfälle in Betrieb genommen.
- 1997 wurde die Messelektronik der Störfall-Dosisleistungsmessungen im Drywell und Containment durch eine solche eines neuen Typs desselben Herstellers ersetzt.
- 1997 wurden im Rahmen der Umnutzung der heissen Werkstatt als Dekontaminationswerkstatt drei festinstallierte Ortsdosisleistungsmonitore durch mobile Messgeräte ersetzt. Dies ermöglichte eine bessere strahlenschutzmassige Überwachung der Dekontaminationsarbeiten.
- 1998 wurden die beiden Monitore zur Überwachung der Edelgas- und Aerosolaktivitätskonzentration im Containment ersetzt. Zusätzlich wurde ein Jahr später der Standort des Aerosolmonitors so geändert, dass auf ein Probenahmesystem verzichtet werden konnte.
- 2001 wurde die Messelektronik und Software des Triageinkorporationsmonitors ersetzt. Zusätzlich wurde ein in der Höhe verstellbarer Schilddrüsendetektor integriert.
- 2001 wurde die Gasversorgung der Personenkontaminationsmonitore ertüchtigt.
- 2005 wurden die Verschleppungsmonitore an der Arealgrenze, d. h. in der Personenschleuse und in der Fahrzeugschleuse, mit einer neuen Messelektronik ausgerüstet.
- 2006 wurden ein Iod- und Aerosolmonitor zur Überwachung der Kaminfortluft ersetzt. Im Rahmen dieses Ersatzes wurden auch die Probenahmeausrüstungen ertüchtigt. Die Monitore werden neu auch zur Bilanzierung der radioaktiven Abgaben verwendet.
- 2007 wurde die Grob- und Feinaerosolmesseinrichtung zur Überwachung der Kaminfortluft durch einen Aerosolmonitor mit nachgeschalteter Iod-Bilanzierungskapsel ersetzt. Im Rahmen dieses Ersatzes wurde auch das zugehörige Probenahmesystem ertüchtigt.
- 2007 wurde die Elektronik der Störfall-Dosisleistungsmessungen an der SGTS-Leitung im Kamin ersetzt.

Die Änderungen dienten der Anpassung der Strahlenschutzmesstechnik an den aktuellen Stand der Technik. Insbesondere stieg der Wartungsaufwand an den alten Messgeräten und die Ersatzteilbeschaffung erschwerte sich. In naher Zukunft ist eine Erweiterung der Störfall-Dosisleistungsmessungen an der Leitung des Notabluftsystems im Kamin geplant, sodass auch die Edelgasabgaben, die über die Leitung des gefilterten Containment-Druckentlastungssystem in den Kamin gelangen, erfasst werden.

Der technische Zustand der eingesetzten Messgeräte und Systeme wird als gut beurteilt. Durch die regelmässige Instandhaltung und die Durchführung der Funktionstests wird sichergestellt, dass die Messgeräte und Systeme ihre spezifischen strahlenschutzrelevanten Aufgaben zuverlässig erfüllen. Etliche Systeme wurden in den vergangenen Jahren nachgerüstet und modernisiert. Folgende Verbesserungspotenziale wurden hierbei identifiziert:

- Die Auslegung der Prozessstrahlungsüberwachung ist nicht in allen Fällen nachvollziehbar. Auch war bei den Raumstrahlungsmonitoren eine Verifikation der Auslegung für die Wahl der Detektorpositionen nicht möglich. Daraus wurde als Massnahme die Überprüfung der Auslegung der radiologischen Messsystemen (Raum- und Prozessstrahlungsüberwachungen) abgeleitet.

- Verschiedene Messeinrichtungen erreichen in den nächsten Jahren das Ende ihrer technischen Lebensdauer und werden in der Zukunft einen erhöhten Instandhaltungsbedarf aufweisen. Dabei gilt es dem Stand der Messtechnik und der elektronischen Aufbereitung zu folgen. Aus diesen Gründen wird eine umfassende Modernisierung der Strahlenschutz-Instrumentierung und Messtechnik durchgeführt.

### Beurteilungsgrundlage der HSK

Als Grundlage für die Beurteilung der Strahlenschutzmesstechnik im KKL dienen das Strahlenschutzgesetz (Art. 9, 11, 17, 31, 34, 43 und 44), die Strahlenschutzverordnung (Art. 6, 7, 33-37, 42-44, 63, 64, 79-81, 94, 96 und 97) die Dosimetrieverordnung (Art. 32-35 und 38) und das Abgabereglement für das KKL.

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 Beurteilung der Auslegung der Strahlenschutzmesstechnik im KKL wurden auch KTA-Regeln und DIN-Normen herangezogen, insbesondere die KTA-Regeln 1501<sup>99</sup>, 1502<sup>100</sup>, 1503.1<sup>101</sup>, 1503.2<sup>102</sup>, 1504<sup>103</sup>, 3502<sup>104</sup> und die DIN 25423<sup>105</sup>. Abweichungen von KTA-Regeln werden hinsichtlich ihrer Bedeutung für die Schutzziele „Einschluss radioaktiver Stoffe“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“ beurteilt.

Die Betriebserfahrung der Strahlenschutzmesstechnik wird durch Vergleich der Ausfallraten der KKL-Messsysteme mit den Erfahrungen aus anderen schweizerischen und ausländischen Anlagen und hinsichtlich der Einhaltung der zulässigen Reparaturzeiten gemäss der TSL beurteilt.

### Beurteilung der HSK

Die Strahlenschutzmesstechnik im KKL genügt den Anforderungen der schweizerischen Gesetzgebung. Die konzeptionelle Auslegung der Strahlenschutzmesstechnik genügt bis auf die folgenden Verbesserungspotenziale den aus dem Stand der Technik abgeleiteten Anforderungen der HSK:

<sup>99</sup> KTA 1501, Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken, November 2004

<sup>100</sup> KTA 1502, Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft von Kernkraftwerken, November 2005

<sup>101</sup> KTA 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

<sup>102</sup> KTA 1503.2, Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Stoffe, Teil 2: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei Störfällen, Juni 1999

<sup>103</sup> KTA 1504, Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser, Juni 1994

<sup>104</sup> KTA 3502, Störfallinstrumentierung, Juni 1999

<sup>105</sup> DIN 25423, Probeentnahme bei der Radioaktivitätsüberwachung der Luft

Teil 1: Allgemeine Anforderungen, Dezember 1999

Teil 2: Spezielle Anforderungen an die Probeentnahme aus Kanälen und Kaminen, Prüfungen, August 2000

Teil 3: Probenahmeverfahren, März 1987,

Beiblatt 1: Hinweise zur Berechnung von Partikelverlusten in Probenahmeleitungen und Hinweise zur Ermittlung des Fehlers infolge anisokinetischer Probenahme

- Die Kriterien für die Wahl der Messorte der Raumstrahlungsmonitore sind nicht nachvollziehbar.
- Eine Ableitung und eine Begründung der Grenzwerte der Prozessstrahlungsüberwachung, wie z. B. die Ortsdosisleistungs-Messungen an den Abluftkanälen von Containment, Ringraum/SGTS, Brennelementlager sind nicht vorhanden.
- Die Umgebungsbedingungen für einzelne Messeinrichtungen sind nicht dokumentiert.
- Das Konzept zur Überwachung der Abluftstränge aus dem Sekundärcontainment, aus der kontrollierten Zone des Reaktorhilfsanlagengebäudes, aus dem Aufbereitungsgebäude, aus dem Dekontaminationszentrum, aus der Aktivwerkstatt und aus dem Aktivlabor entspricht nicht der KTA-Regel 1502, da die Abluftstränge hinsichtlich radioaktiver Aerosole nicht überwacht werden.
- Das Probenahmesystem zur Überwachung der Maschinenhausluft entnimmt im Maschinenhaus im Bereich der Turbinen an ungefähr 90 Stellen Luftproben und leitet diese Strangweise auf zwei Aerosolmonitore. Versuche mit nichtradioaktiven Aerosolpartikeln zeigten, dass das Messsystem eine Leckage nur dann erkennt, wenn der Abstand zwischen dem Leckageort und der Probenahmedüse deutlich kleiner als ein Meter ist.

Im Rahmen der Überprüfung hat die HSK des Weiteren festgestellt, dass die Dokumentation zu den einzelnen im KKL eingesetzten Messeinrichtungen Lücken aufweist. Zur Sicherung des langfristigen Wissenserhalts ist eine solche Dokumentation wichtig.

Die HSK begrüsst den Entschluss des KKL, die Strahlenschutzmesstechnik dem Stand der Technik entsprechend zu ertüchtigen. Hierfür bedarf es einer Überprüfung des bisherigen Konzeptes der Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung und der Auslegung der eingesetzten Messsysteme. Die daraus resultierenden Ergebnisse und die von der HSK festgestellten Verbesserungspotenziale sind bei der anschliessenden Ertüchtigung der Strahlenschutzmesstechnik zu berücksichtigen. Die Dokumentation der Strahlenmesstechnik ist abschliessend zu verbessern und zu ergänzen. Die HSK präzisiert die vom KKL formulierten Massnahmen wie folgt:

#### **Forderung 6.16-1**

*Das KKL hat die Strahlenmesstechnik und deren Dokumentation an den Stand der Technik anzupassen. Dabei ist wie folgt vorzugehen:*

- a) *Bis 31. Dezember 2010 sind das Konzept der Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung in der Anlage sowie die Auslegung der einzelnen Messsysteme zu überprüfen. Dazu gehören unter anderem folgende Aspekte:*
  - *Darlegung und Bewertung des Konzepts der Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung.*
  - *Darlegung der sicherheitstechnischen Bedeutung der einzelnen Messung und Klassierung der Messeinrichtungen.*
  - *Überwachungs- bzw. Messmethode, Aufbau der Messgeräte.*
  - *Ableitung und Begründung der Alarmwerte.*
  - *Messbereich, Nachweisgrenze, Kalibriernuklid.*
  - *Rückführbarkeit auf Normale.*

- *Umgebungsbedingungen, Messmediumsbedingungen, Vergleich mit der Auslegung des zu überwachenden Systems.*
  - *Beurteilung der Auslegung der Probenahme; dazu gehört ihre Repräsentativität, die Gesamtübertragungsraten für Partikel, Dichte etc.*
  - *Bewertung der Stromversorgung.*
- b) *Die Ergebnisse dieser Überprüfung sind bei der Ertüchtigung der Strahlenmesstechnik zu berücksichtigen. Die geplanten Verbesserungen sind vor der Einreichung eines allfälligen Freigabeantrags in Fachgesprächen mit der HSK zu erörtern.*
- c) *Zusätzlich ist die Dokumentation der Strahlenmesstechnik zu verbessern und zu ergänzen. Dazu gehören technische Beschreibungen, vollständige technische Daten sowie Einsatz- und Umgebungsbedingungen, Kalibrierzertifikate einschliesslich einer Darlegung der Rückverfolgbarkeit auf Referenznormale, Messbereiche und Nachweisgrenzen, Ableitung und Begründung der Grenzwerte, Stromversorgung und aktueller Standortplan.*

Neben diesen konzeptionellen Verbesserungspotenzialen hat die HSK weitere technische Verbesserungsmöglichkeiten identifiziert.

Die Messstellen 10XT46 und 20XT47 überwachen beim Betrieb des Notkühlwassersystems VE den aufgeschalteten Wärmetauscher hinsichtlich Leckagen. Dieser Wärmetauscher ist die einzige Barriere zwischen Reaktorwasser und Umwelt. Aus diesem Grunde sollten die oben erwähnten Messstellen an die gleiche Stromversorgung wie das System VE angeschlossen sein. Ansonsten ist die Überwachung dieser Barriere beim Betrieb des Systems VE, insbesondere bei gleichzeitigem Auftreten eines Gesamtausfalls der externen Stromversorgung und eines Kühlmittelverluststörfalls, nicht sichergestellt.

#### **Forderung 6.16-2**

*Die elektrischen Anspeisungen der Messstellen zur Überwachung des Notkühlwassersystems 10XT46 und 20XT47 sind im Hinblick auf ihre Verfügbarkeit bei Störfällen zu verbessern. Insbesondere müssen die Messeinrichtungen immer auch dann mit Strom versorgt sein, wenn der jeweilige Strang des Notkühlwassersystems in Betrieb genommen wird. Das KKL hat dazu bis 31. Dezember 2010 ein Konzept mit einem Zeitplan für die Umsetzung zu entwickeln und der HSK vorzulegen.*

Bei einem Störfall ist es wichtig, dass die radioaktiven Emissionen mit der Kaminfortluft über den gesamten Messbereich der Instrumentierung für den Normalbetrieb und den Messbereich der Störfall-Dosisleistungsmonitore zeitlich lückenlos erfasst werden. Eine Analyse zeigte, dass die Instrumentierung für den Normalbetrieb bei gleichzeitigem Auftreten eines Gesamtausfalls der externen Stromversorgung und eines Kühlmittelverluststörfalls (LOCA) mit dem Anstehen des LOCA-Reaktorschutzsignals nicht unterbrechungsfrei mit Strom versorgt wird. Eine manuelle Zuschaltung der Stromversorgung für die Instrumentierung von den Dieselaggregaten erfolgt erst nach der Beherrschung des Kühlmittelverluststörfalls. Aus Sicht der HSK ist auch in diesem Fall eine unterbrechungsfreie Stromversorgung der Instrumentierung zur kontinuierlichen Überwachung sicherzustellen.

Im KKL ist nur einer der beiden Störfall-Dosisleistungsmonitore zur Überwachung der Edelgasabgaben mit der Kaminfortluft an eine Notstromversorgung angeschlossen und elektrisch 1E-klassiert. In den anderen schweizerischen Kernkraftwerken sind jeweils beide Störfall-Dosisleistungsmonitore 1E-klassiert und notstromversorgt. Diese Instrumentierung erfüllt zudem das Einzelfehlerkriterium.

Bei Einsatz des gefilterten Containment-Druckentlastungssystems müssen die über dieses System abgegebenen Edelgasabgaben zur Beurteilung der radiologischen Situation in der Umgebung der Kernanlage während und nach einem Störfall und zur Erfüllung der nationalen und internationalen Meldepflicht erfasst werden. Das KKL hat dieses Verbesserungspotenzial erkannt und plant eine entsprechende Verbesserung. Jedoch hat sich die Erarbeitung des zugehörigen Konzepts verzögert.

### **Forderung 6.16-3**

*Das KKL hat die Überwachung der radioaktiven Emissionen mit der Kaminfortluft in folgenden Bereichen zu verbessern:*

- a) *Bei Störfällen müssen die radioaktiven Emissionen mit der Kaminfortluft über den gesamten Messbereich der Instrumentierung für den Normalbetrieb und den Messbereich der Störfall-Dosisleistungsmonitore zeitlich lückenlos erfasst werden.*
- b) *Die Störfall-Dosisleistungsinstrumentierung zur Überwachung der Kaminfortluft muss einzelfehlersicher ausgelegt sein.*
- c) *Die Edelgasabgaben über das Containment-Druckentlastungssystem müssen kontinuierlich erfasst werden.*

*Zur Umsetzung dieser Punkte ist bis 31. Dezember 2010 ein Konzept mit einem Zeitplan zu erarbeiten und der HSK vorzulegen.*

Aus der vom KKL dargelegten Betriebserfahrung lassen sich folgende Aussagen über den Qualitätszustand der Strahlenschutzmesssysteme ableiten:

- Die Funktionsprüfungen wurden während des Beurteilungszeitraumes gemäss den Betriebsvorschriften durchgeführt. Sie ergaben keine wesentlichen Befunde.
- Da bei den Strahlenschutzmesssystemen in der Regel keine präventive Instandhaltung durchgeführt wird, überwiegt im Beurteilungszeitraum die durch Komponentenausfall bedingte Instandhaltung.
- Aus den vom KKL dargelegten Ereignissen lässt sich für den Beurteilungszeitraum eine Ausfallrate von ungefähr 0,01 pro Jahr und Gerät ableiten. Dieser Wert ist vergleichbar mit den Erfahrungswerten, die in anderen Anlagen vorliegen.
- Sämtliche Störungen wurden innerhalb des durch die Technische Spezifikation vorgegebenen Zeitintervalls behoben.

Die HSK hat 1999 die Richtlinie HSK-R-47 in Kraft gesetzt. Das KKL hat in den vergangenen Jahren die Vorgaben dieser Richtlinie umgesetzt. Dazu gehörten Anpassungen des Umfangs und der Intervalle der Prüfungen und die Bestimmung der Gesamtübertragungsraten für Aerosole bei den mobilen Aerosolmonitoren mit und ohne Schlauch. Nach Umsetzung der Forderungen 6.16-1 bis 6.16-3 wird die Strahlenmesstechnik im KKL auch die Anforderungen der neuen Richtlinie HSK-G13 erfüllen.



## 7 Schutz der Anlage gegen Auslegungsstörfälle

### 7.1 Grundlagen der Störfallanalysen

#### Grundlegende Anforderungen

Störfälle, die aufgrund der Erfahrung während der Lebensdauer einer Kernanlage zu erwarten oder nach menschlichem Ermessen nicht auszuschliessen sind, werden unter dem Begriff „Auslegungsstörfälle“ zusammengefasst. Im Rahmen der Erteilung der Betriebsbewilligung für das KKL wurde für ein abdeckendes Spektrum von Auslegungsstörfällen nachgewiesen, dass die Anlage durch Eingreifen von Sicherheitssystemen automatisch in einen sicheren Zustand überführt wird und keine schwerwiegenden Auswirkungen in der Umgebung auftreten<sup>106</sup>. Ein weiterer derartiger Nachweis wurde im Rahmen der Leistungserhöhung des KKL auf 3600 MW<sub>th</sub> erbracht. Mithilfe der Störfallanalysen wird aufgezeigt, dass folgende grundlegende Schutzziele jederzeit bei Auslegungsstörfällen gewährleistet sind:

- Kontrolle der Reaktivität.
- Kühlung der Brennelemente und Sicherstellung der langfristigen Nachwärmeabfuhr.
- Einschluss der radioaktiven Stoffe.
- Begrenzung der Strahlenexposition.

Insbesondere ist hierfür nachzuweisen, dass

- die Sicherheitssysteme bei Störfällen rechtzeitig ausgelöst werden und die erwartete Wirksamkeit zeigen;
- die Beanspruchungen der sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteile innerhalb der spezifizierten Sicherheitsgrenzen bleiben;
- die getroffenen Massnahmen zur Begrenzung der Abgabe radioaktiver Stoffe in die Anlage und in die Umgebung wirksam sind.

Für diesen Nachweis wird der Ablauf derjenigen Störfälle detailliert untersucht, die maximale Beanspruchungen verursachen und maximale Anforderungen an die Anlage und die Sicherheitssysteme stellen.

Die Bewertungen im vorliegenden Kapitel konzentrieren sich insbesondere auf die der Sicherheits-ebene 3 zuzuordnenden Auslegungsstörfälle (s. Tab. 7-1). Je nach erwarteter Eintrittshäufigkeit des Störfalls werden 3 Störfallkategorien unterschieden. Je höher die Eintrittshäufigkeit ist, desto höher sind gemäss der Richtlinie HSK-R-100 die Anforderungen an den Erhalt der Barrieren zum Einschluss der radioaktiven Stoffe.

---

<sup>106</sup> HSK 12/161: Gutachten zum Gesuch der Kernkraftwerk Leibstadt AG um Erteilung einer Bewilligung für die Inbetriebnahme und den Betrieb eines Kernkraftwerks mit Siedewasserreaktor am Standort Leibstadt, 9. Februar 1984

Sicherheitsebene		Störfall-kategorie	Häufigkeit H pro Jahr	Nachweis	Ziel	Dosislimite Umgebung <sup>107</sup>	Dosislimite Personal	Grundlage
1	Normalbetrieb		$H > 10^{-1}$	Abgedeckt durch Deterministische Störfallanalyse	Verhindern von Betriebsstörungen und Störfällen. Minimierung der Strahlenbelastung des Personals.	Q-DRW <sup>108</sup>	20 mSv / Jahr	Art. 7, 6, 35 StSV
2	Betriebsstörungen							Art. 7, 6, 35 StSV Art. 94 Abs. 2 StSV
3	Auslegungstörfälle	1	$10^{-2} < H < 10^{-1}$	Deterministische Störfallanalyse	Verhindern von Schäden an: <ul style="list-style-type: none"> <li>sicherheitsrelevanten Anlagenteilen</li> <li>Brennstabhüllrohren</li> </ul>	D <sup>109</sup>	50 mSv <sup>110</sup> 250 mSv <sup>111</sup>	Art. 94 Abs. 3 StSV Art. 96 Abs. 5 StSV
		2	$10^{-4} < H < 10^{-2}$	Sicherheitssysteme bleiben im erforderlichen Umfang wirksam	Begrenzen von Schäden an: <ul style="list-style-type: none"> <li>sicherheitsrelevanten Anlagenteilen</li> <li>Brennstabhüllrohren</li> </ul>	1 mSv	50 mSv <sup>3</sup> 250 mSv <sup>4</sup>	Art. 94 Abs. 4 StSV Art. 96 Abs. 5 StSV
		3	$10^{-6} < H < 10^{-4}$		Sicherstellen der: <ul style="list-style-type: none"> <li>Kühlbarkeit des Reaktorkerns</li> <li>Integrität des Containments</li> </ul>	100 mSv	50 mSv <sup>3</sup> 250 mSv <sup>4</sup>	Art. 94 Abs. 5 StSV Art. 96 Abs. 5 StSV
4	Auslegungsüberschreitende Störfälle		$H < 10^{-6}$	PSA	Begrenzung der Auswirkungen durch Einschluss der Radioaktivität oder durch kontrollierte Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung (interner Notfallschutz)	-	50 mSv <sup>3</sup> 250 mSv <sup>4</sup>	Art. 96 Abs. 5 StSV Art. 121 Abs. 1 StSV
5				Notfallschutzbereitschaft	Linderung der radiologischen Konsequenzen in der Umgebung (externer Notfallschutz)	-	50 mSv <sup>3</sup> 250 mSv <sup>4</sup>	Art. 96 Abs. 5 StSV Art. 121 Abs. 1 StSV KomABC-Notfallschutzkonzept

Tab. 7-1: Überblick über das Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke

<sup>107</sup> Dosislimiten für die meistbetroffene Person in der Umgebung<sup>108</sup> Quellenbezogener Dosisrichtwert pro Jahr nach Art. 7 StSV, konkretisiert in der Richtlinie HSK-R-11<sup>109</sup> Zulässige Dosis pro Störfall nach Art. 94 Abs. 3 StSV<sup>110</sup> Dosislimite für das zur Eingrenzung und zur Behebung der Störfallfolgen eingesetzte Personal<sup>111</sup> Dosislimite zur Rettung von Menschenleben resp. zum Schutz der Bevölkerung

## Nachweisführung

Das KKL hat eine deterministische Sicherheitsstatusanalyse (DSSA) vorgelegt, in der für ein Spektrum von Auslegungsstörfällen der Nachweis der Einhaltung der in Tab. 7-1 festgehaltenen Ziele dargelegt wird. Darüber hinaus wurden die analysierten Auslegungsstörfälle mit Vorkommnissen verglichen, die während des Beurteilungszeitraumes im KKL auftraten oder bewusst zum Nachweis des auslegungsgemässen Verhaltens der Anlage gefahren wurden. Für die im Zusammenhang mit der DSSA erbrachten Nachweise verweist das KKL auf den Sicherheitsbericht, auf die im Bewertungszeitraum vorgelegte und den Sicherheitsbericht ergänzende Störfallliste und auf den vom Brennelement-Lieferanten verfassten Grundlagenbericht zur Auslegung der zyklusspezifischen Kernnachladungen.

Die HSK stellt fest, dass die vom KKL gewählte Vorgehensweise bei der Bewertung der Störfallanalysen den Anforderungen der Richtlinie HSK-R-48 entspricht. Das analysierte Störfallspektrum wird auf Vollständigkeit, Aktualität und Korrektheit überprüft. Hierbei werden Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung, die aktuelle Auslegung der Anlage KKL und neue behördliche Anforderungen berücksichtigt.

Die HSK stützt sich bei ihrer Beurteilung der Störfallanalysen auf die Richtlinie HSK-R-100 sowie auf Richtlinien der IAEA<sup>112,113,114</sup> und der USNRC<sup>115</sup>.

In den schweizerischen Kernkraftwerken sind Bestrebungen im Gange, mittels Entwicklung von genaueren Rechenmethoden und durch Erhöhung des Abbrands der Brennelemente den Brennstoff besser auszunützen und die Wirtschaftlichkeit des Brennstoffkreislaufs zu verbessern. In diesem Zusammenhang ergeben sich folgende Fragen:

- Sind die verwendeten Rechenmethoden weiterhin konservativ und werden ausreichende Rechenunsicherheiten berücksichtigt?
- Sind die Brennstoff-Sicherheitskriterien auch bei erhöhtem Abbrand gültig?
- Werden die festgelegten Sicherheitsgrenzwerte während des Ablaufs der Auslegungsstörfälle weiterhin eingehalten?

## Rechenmethoden

Während des Bewertungszeitraums wurde das vom KKL für Störfallanalysen eingesetzte eindimensionale Transientenprogramm BISON an Änderungen der Brennelementauslegung (z. B. infolge der Verwendung teillanger Brennstäbe) sowie an Anlagenänderungen angepasst. Zur Stabilitätsanalyse des Reaktorkerns und zur Nachweisführung bei Reaktivitätsstörfällen wurde neu das Rechenprogramm RAMONA (Versionen 3 und 5) verwendet.

Das KKL legte Qualifikationsrechnungen vor, anhand derer die Ergebnisse der geänderten bzw. neuen Rechenprogramme mit Messdaten sowie mit den Ergebnissen von genaueren Berechnungen und

---

<sup>112</sup> IAEA Safety Standards Series, Requirement NS-R-1: Safety of Nuclear Power Plants: Design, September 2000

<sup>113</sup> IAEA Report INSAG 10: Defense in Depth in Nuclear Safety, 1998

<sup>114</sup> IAEA Report INSAG 12: Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, Vienna 1999

<sup>115</sup> USNRC Regulatory Guide 1.70: Standard Format and Content of Safety Analysis Reports of Nuclear Power Plants, LWR edition, Rev. 3, Table 15-1: Representative Initiating Events, November 1978

anderen modernen Rechenprogrammen verglichen wurden. Das KKL ist der Ansicht, dass die zur Analyse der Auslegungsstörfälle eingesetzten Rechenprogramme den heutigen Entwicklungsstand darstellen und die Störfallanalysen dem internationalen Stand der Modellierung entsprechen.

Die HSK hat die Qualifikationsrechnungen im Rahmen der Freigabeverfahren überprüft und die neuen Programmversionen zum Einsatz freigegeben, da mit den vom KKL verwendeten Rechenprogrammen das Anlagenverhalten bei Störfällen ausreichend genau analysiert und die erzielten Ergebnisse aufgrund der eingesetzten Rechenmodelle, der Eingabedaten und der berücksichtigten Sicherheitszuschläge konservativ sind.

### Brennstoff-Sicherheitskriterien

Die gegenwärtig geltenden Brennstoff-Sicherheitskriterien wurden in den 1960er und 1970er Jahren aufgrund von Brennstoffexperimenten festgelegt. Der verwendete Brennstoff war zu jener Zeit in den meisten Fällen unbestrahlt. Später wurde die Gültigkeit der Grenzwerte auch an höher abgebranntem Brennstoff verifiziert. Zurzeit werden die technischen Grundlagen für die gegenwärtig geltenden Brennstoff-Sicherheitskriterien und ihre Anwendbarkeit bei hohem Abbrand und auf neue Brennstoff- und Hüllrohrmaterialien durch die Mitgliedstaaten der OECD/NEA überprüft. Hierzu laufen in verschiedenen Ländern Forschungsprogramme, die sich insbesondere auf Reaktivitätsstörfälle (Reactivity-Initiated Accident, RIA) und auf Kühlmittelverluststörfälle (Loss of Coolant Accident, LOCA) konzentrieren. Darüber hinaus werden entsprechende Experimente (z. B. in den USA, in Frankreich, Japan und Norwegen) durchgeführt<sup>116</sup>.

Die HSK verlangte von den Betreibern der schweizerischen Kernkraftwerke eine Beteiligung an diesen internationalen Programmen. Daraufhin legten die schweizerischen Kernkraftwerke eine Strategie vor, wie sie sich an den laufenden internationalen Untersuchungen zum Störfallverhalten von Hochabbrand-Brennstoff beteiligen wollen, um den Rückfluss der Ergebnisse auf die anlagenspezifische Kernausslegung sicherzustellen. Die HSK beurteilt diese Strategie sowie die bereits laufenden und vorgesehenen Beteiligungen an den internationalen Untersuchungen als eine angemessene Grundlage für die zukünftige Entscheidung über die Erhöhungen von Abbrandlimiten bei Brennelement-Nachladungen.

Im Bewertungszeitraum haben sich die anzuwendenden RIA-Sicherheitskriterien geändert. In den Jahren 1995 bis 2004 galt eine vorläufige, von der HSK festgelegte abbrandabhängige Grenzkurve für Brennstabhüllrohr-Defekte, die dem Kenntnisstand von 1994 entsprach. Seither durchgeführte RIA-Versuche und ein verbessertes theoretisches Verständnis für das Brennstabverhalten während eines Reaktivitätsstörfalls haben gezeigt, dass die vorläufige HSK-Grenzkurve zu konservativ war. Basierend auf Untersuchungen, die in den USA durchgeführt wurden, legte die HSK im Juli 2004 neue Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle<sup>117</sup> fest. Auf die Erfüllung dieser Kriterien wird im Kapitel 7.3 eingegangen.

---

<sup>116</sup> Bericht der OECD Nuclear Energy Agency NEA/CSNI/R(99)25: Fuel Safety Criteria; Technical Review, 20 July 2000

<sup>117</sup> HSK-AN-5208: Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle in schweizerischen Kernkraftwerken, 15. Juli 2004

### Kategorisierung der Störfälle

Mit der Inkraftsetzung der revidierten Richtlinie HSK-R-100 im Dezember 2004 wurde die Überprüfung der Zuordnung der Störfälle zu den in Tab. 7-1 dargestellten Störfallkategorien notwendig, da die anlagenspezifische Betriebserfahrung sowie die Annahme eines Einzelfehlers in einem zur Störfallbeherrschung erforderlichen Sicherheitssystem gezielter in die Ermittlung der Störfallhäufigkeiten einbezogen werden musste.

Aufgrund dieser Überprüfung wurden im KKL folgende Störfälle einer anderen Störfallkategorie zugeordnet:

- Die Turbinenschnellabschaltung und der Generatorlastabwurf (beide mit Bypass) sowie der Verlust des Kondensatorvakuums wurden neu den Betriebsstörungen (statt der Störfallkategorie 1) zugeordnet.
- Die Turbinenschnellabschaltung ohne Bypass wurde neu der Störfallkategorie 1 (statt der Störfallkategorie 2) zugeordnet.
- Lecks respektive Brüche von Leitungen oder Behältern ausserhalb des Primärcontainments wurden mit Ausnahme des Bruchs der RWCU-Leitung neu der Störfallkategorie 2 (statt der Störfallkategorie 3) zugeordnet.
- Der Steuerstabfall wurde neu der Störfallkategorie 3 (statt der Störfallkategorie 2) zugeordnet.
- Brennelement-Handhabungsstörfälle mit einer grossen Anzahl beschädigter Brennstäbe wurden neu der Störfallkategorie 3 (statt der Störfallkategorie 2) zugeordnet.

Die Ergebnisse der Neueinstufung der Störfälle durch das KKL sind in Tab. 7-2 zusammengefasst. Im Hinblick auf den Nachweis der Einhaltung der Dosislimite für Einzelpersonen in der Umgebung und für das Betriebspersonal sind die Störfälle ohne und mit Annahme eines Einzelfehlers (EF) den Störfallkategorien zugeordnet.

Das KKL hat im Bewertungszeitraum für diverse Auslegungsstörfälle neue Störfallanalysen durchgeführt. Gründe hierfür waren Anlagenänderungen (einschliesslich der Einführung neuer Brennelementtypen), die stufenweise Erhöhung der Reaktorleistung auf 3600 MW<sub>th</sub>, Forderungen der HSK nach zusätzlichen Sicherheitsnachweisen sowie Änderungen von Sicherheitsgrenzwerten (Nachweiszielen) und Rechenmethoden. Im Rahmen der zyklusspezifischen Kernauslegung werden jeweils diejenigen Auslegungsstörfälle analysiert, die hinsichtlich Einhaltung der Sicherheits- und Betriebsgrenzwerte des Reaktorkerns (lineare Stableistung und kritisches Leistungsverhältnis) und Druckaufbau im Reaktordruckbehälter begrenzend sind.

Die Tab. 7-2 gibt eine Übersicht über die in den nachfolgenden Kapiteln 7.2 bis 7.5 behandelten Störfallgruppen (fett markiert) bzw. Störfälle. Es handelt sich hierbei ausschliesslich um Störfälle oder Betriebsstörungen, die im Bewertungszeitraum aufgrund neuer Anforderungen oder Anlagenänderungen neu analysiert wurden, bei denen neue Erkenntnisse vorliegen oder die im Beurteilungszeitraum aufgetreten sind.

Für systemübergreifende interne Einwirkungen wie Brand und Überflutung wurden im KKL keine Störfallanalysen durchgeführt, da aufgrund der getroffenen Schutzmassnahmen die Auswirkungen dieser Störfälle so begrenzt bleiben, dass diese über die Analysen der anderen Auslegungsstörfälle abgedeckt sind. Ergänzend sind die Auswirkungen dieser Störfälle probabilistisch analysiert (s. Kapitel 8.2.5).

<b>Störfallgruppe (Kapitel)</b>	Störfall- kategorie ohne EF	Störfall- kategorie mit EF	Radiologisch repräsentativ (Kapitel)	Neue Anfor- derung	Anlagen- änderung	Betriebs- erfahrung	Neue Erkennt- nisse
<b>Anlagentransienten (7.2)</b>							
<i>Anstieg des Reaktordrucks (7.2.1)</i>							
- Fehler Frischdampf-Druckregler	1	2					
- Turbinenschnellabschaltung (mit Bypass)	BS	1				Ja	Ja
- Turbinenschnellabschaltung (ohne Bypass)	1	2					
- Generatorlastabwurf (mit Bypass)	BS	1				Ja	
- Generatorlastabwurf (ohne Bypass)	2	2					
- Fehlerhaftes Schliessen aller FD-Isolationsventile	1	2	Ja (7.6.3.1)				
- Verlust Kondensatorvakuum	BS	1					
<i>Störungen des Reaktorfüllstandes (7.2.2)</i>							
- Ausfall Speisewasser-Pumpen	1	2			Ja	Ja	Ja
- Fehler Speisewasser-Regelung	BS	1			Ja		
<i>Störungen der Reaktorleistung (7.2.3)</i>							
- Zunahme Kerndurchfluss	1	2			Ja		Ja
- Abnahme Kerndurchfluss	1	2				Ja	
- Abnahme Speisewasser-Temperatur	1	2			Ja		
<i>Instabilität des Reaktorkerns (7.2.4)</i>	-	-			Ja		Ja
<i>Transienten ohne Reaktorschnellabschaltung (7.2.5)</i>	AÜ	-			Ja		
<b>Reaktivitätsstörfälle (7.3)</b>	1	2					Ja
<i>Fehlausfahren von Steuerstäben (7.3.1)</i>	3	3	Ja (7.6.3.12)	Ja			
<i>Steuerstabfall (7.3.2)</i>							

<b>Störfallgruppe (Kapitel)</b>	Störfall- kategorie ohne EF	Störfall- kategorie mit EF	Radiologisch repräsentativ (Kapitel)	Neue Anfor- derung	Anlagen- änderung	Betriebs- erfahrung	Neue Erkennt- nisse
<b>Kühlmittelverluststörfälle (7.4)</b>							
<i>Innerhalb Drywell (7.4.1)</i>	3	3	Ja (7.6.3.4)		Ja		Ja
- Grosses Leck (Bruch einer Umwälzleitung)	-	-					
- Kleine und mittlere Lecks							
<i>Ausserhalb Drywell innerhalb Primär- Containment (7.4.2)</i>	1	2				Ja	Ja
- Fehlerhaftes Öffnen eines Abblaseventils	2	3					
- Bruch Messleitung	3	3	Ja (7.6.3.3)				
- Bruch Reaktorwasserreinigungs(RWCU)- Leitung							
<i>Ausserhalb Primär-Containment (7.4.3)</i>	3	3					
- Bruch RWCU-Leitung im Hilfsanlagengebäude	2	3	Ja (7.6.3.11)				
- Bruch Frischdampfleitung im Maschinenhaus	2	3	Ja (7.6.3.5)		Ja		
- Bruch Speisewasserleitung im Maschinenhaus			Ja (7.6.3.6)				
<b>Externe Ereignisse (7.5)</b>	3	3	Ja (7.6.3.13)				Ja
<i>Erdbeben (7.5.1)</i>	-	-					Ja
<i>Blitzschlag (7.5.2)</i>	-	-					
<i>Externe Überflutung oder Niedrigwasser</i>	-	-					
<i>Windlasten</i>	-	-					
<i>Einwirkung von Gasen oder Explosionen</i>							
<b>Versagen weiterer Aktivität führender Systeme und Komponenten</b>	3	3					
<i>Aktivkohlebehälter im Abgasfiltergebäude</i>	2	3	Ja (7.6.3.7)				
<i>Dampfstrahlsaugerleitung im Maschinenhaus</i>	2	3	Ja (7.6.3.8)				
<i>Behälter im Aufbereitungsgebäude</i>	-	-	Ja (7.6.3.9)				
<i>Verdampfer im Aufbereitungsgebäude</i>			Ja (7.6.3.10)				

<b>Störfallgruppe (Kapitel)</b>	Störfall- kategorie ohne EF	Störfall- kategorie mit EF	Radiologisch repräsentativ (Kapitel)	Neue Anfor- derung	Anlagen- änderung	Betriebs- erfahrung	Neue Erkennt- nisse
<i>Brennelement-Handhabungsstörfall</i>	2	2	Ja (7.6.3.2)				
- 10 beschädigte Brennstäbe im Lagergebäude	3	3					
- 148 beschädigte Brennstäbe im Lagergebäude	3	3					
- 192 beschädigte Brennstäbe im Transfersystem							

Tab. 7-2: Übersicht über die im KKL analysierten Auslegungsstörfälle

EF – Einzelfehler

BS – Betriebsstörung

AÜ – Auslegungsüberschreitend

## 7.2 Anlagentransienten

Transienten resultieren aus Störungen des Gleichgewichts zwischen Wärmeerzeugung und Wärmeabfuhr im Reaktorkühlsystem. Auslösende Ereignisse von Transienten können Fehlfunktion oder Versagen einzelner oder mehrerer Komponenten, sowie Fehlhandlungen des Betriebspersonals sein. Diese führen zu Störungen von Betriebsparametern (Kerndurchfluss, Frischdampfmenge, Speisewassermenge- oder -temperatur, Steuerabstellung) und damit zur Veränderung folgender sicherheitsrelevanter Prozessgrössen:

- Reaktordruck
- Füllstand im Reaktordruckbehälter (RDB)
- Reaktorleistung

Das Reaktorschutzsystem überwacht diese Grössen und löst eine Reaktorschnellabschaltung (SCRAM) aus, wenn die Grenzwerte „Reaktordruck hoch“, „Reaktorfüllstand tief oder hoch“, „nukleare Leistung (Neutronenfluss) hoch“ oder „durchflussabhängige thermische Leistung hoch“ erreicht werden. Der SCRAM ist die primäre Massnahme zur Beherrschung von Transienten. Zur Beherrschung bestimmter Transienten gibt es zusätzliche Auslösesignale, die von der direkten Störungsursache abgeleitet sind und somit zeitlich vor einer Überschreitung oben genannter Prozessgrössen anstehen. Dazu gehören Störungen wie das Schliessen von Frischdampfisolationsventilen (Main Steam Line Isolation Valves, MSIV), die Schnellabschaltung der Turbine oder ein Verlust der externen Stromversorgung.

Transienten sind im KKL gemäss Tab. 7-2 als Betriebsstörungen oder als Störfälle der Kategorien 1 oder 2 zugeordnet. Nach Tab. 7-1 ist für diese nachzuweisen, dass je nach Störfallkategorie Schäden an sicherheitsrelevanten Anlagenteilen und Brennstabhüllrohren vermieden (Kategorie 1) oder begrenzt werden (Kategorie 2). Die Brennstabhüllrohre bleiben intakt, wenn vorgelagerte Grenzwerte wie der Sicherheitsgrenzwert für das kritische Leistungsverhältnis (SLMCPR) und der Betriebsgrenzwert für die lineare Stableistung (TMOL) nicht verletzt werden. Die Integrität sicherheitsrelevanter Anlagenteile ist gewährleistet, sofern der Druck im Reaktorkühlsystem 91 bar nicht überschreitet. Ein drittes Nachweisziel betrifft die ausreichende Nachwärmeabfuhr aus dem Primärcontainment (Wassertemperatur im Kondensationsbecken  $< 85\text{ °C}$ ). Die vorstehend genannten Grenzwerte werden zusammengefasst als technische Akzeptanzkriterien für Transienten bezeichnet.

Im Rahmen der DSSA hat das KKL die Transientenanalysen auf Vollständigkeit, Aktualität und Richtigkeit überprüft. In die Prüfung einbezogen wurde der Vergleich der Transientenanalysen mit den Betriebserfahrungen in der eigenen Anlage und in Fremdanlagen.

Im Bewertungszeitraum wurden im Rahmen der Einführung neuer Brennelementtypen die im Sicherheitsbericht dokumentierten und von der Kernbeladung abhängigen Transienten neu analysiert. Ausgehend davon wurden diejenigen Transienten ermittelt, die zu maximalen CPR-Abnahmen führen und damit den CPR-Betriebsgrenzwert (OLMCPR) bestimmen können. Diese Transienten wurden dann zyklusspezifisch analysiert.

Im betrachteten Zeitraum kam es nach Aussage vom KKL insgesamt zu 15 Anlagentransienten, die sämtlich als Betriebsstörungen eingestuft wurden. Das KKL kommt zu dem Schluss, dass alle aufgetretenen Anlagentransienten auslegungsgemäss beherrscht wurden.

## Beurteilungsgrundlage der HSK

Nachfolgend werden die im KKL gegen die unterschiedlichen Transientengruppen getroffenen Schutzmassnahmen bewertet. Die HSK legt ihrer Beurteilung generell die Richtlinie HSK-R-100 zugrunde. Weitere, störfallspezifisch herangezogene Beurteilungsgrundlagen werden in den jeweiligen Kapiteln explizit genannt.

### 7.2.1 Anstieg des Reaktordrucks

#### Angaben des KKL

Folgende auslösende Ereignisse, die zu einem Anstieg des Reaktordrucks führen, wurden im KKL in die Störfallanalysen einbezogen:

- Fehler des Frischdampf-Druckreglers.
- Schnellabschaltung der Turbine (mit oder ohne Turbinen-Bypass).
- Lastabwurf des Generators (mit oder ohne Turbinen-Bypass).
- Fehlerhaftes Schliessen eines, zweier oder aller Frischdampfisolationsventile.
- Verlust des Kondensatorvakuums.

Diese Transienten wurden gemäss der aktuellen Richtlinie HSK-R-100 neu eingestuft (s. Tab. 7-2).

Die hinsichtlich thermischer Belastung des Brennstoffs begrenzende Transiente ist der „Lastabwurf des Generators mit 75 % Turbinen-Bypasskapazität“. Wegen ihrer Abhängigkeit von der Kernbelastung wird diese Transiente zyklusspezifisch analysiert. Bezüglich Druckbeanspruchung des Reaktorkühlsystems und Abgabe von radioaktivem Kühlmittel in das Kondensationsbecken ist das „Fehlerhafte Schliessen aller Frischdampfisolationsventile“ der begrenzende resp. radiologisch abdeckende Fall (s. auch Kapitel 7.6.3.1). Zum Nachweis der Überdrucksicherung des Reaktorkühlsystems wurde dieser Fall zusätzlich unter sehr konservativen Anfangs- und Randbedingungen analysiert.

Die im Rahmen der Leistungserhöhung<sup>118</sup> durchgeführten Versuche mit Schnellabschaltung der Turbine bestätigten, dass das Anlagenverhalten durch die Analysen abdeckend behandelt wird.

Im Beurteilungszeitraum kam es sechsmal zu Lastabwürfen und Turbinenschnellabschaltungen, bei denen der Turbinen-Bypass jeweils voll funktionstüchtig war. Bei den durch Störungen der externen Stromversorgung verursachten Ereignissen 2002-08 und 2004-27 wurden Sicherheitssysteme und der Start des Notstromdiesels der Division 31 aktiviert.

Das KKL kommt zu dem Schluss, dass die im Sicherheitsbericht dokumentierten Analysen für die Transienten der Störfallgruppe „Anstieg des Reaktordrucks“ aktuell sind, korrekt durchgeführt wurden und die technischen Akzeptanzkriterien eingehalten werden.

#### Beurteilung der HSK

Die HSK hat die Neueinordnung der Transienten mit Anstieg des Reaktordrucks gemäss Tab. 7-2 überprüft und als korrekt bestätigt. Die Einhaltung der zugeordneten Nachweisziele gemäss HSK-R-100 und der technischen Akzeptanzkriterien ist nachgewiesen.

---

<sup>118</sup> HSK 12/420: Gutachten zum Gesuch des Kernkraftwerks Leibstadt um Leistungserhöhung auf 3600 MW<sub>th</sub>, März 1996

Die aufgetretenen Ereignisse 2002-08 und 2004-27 sind aus Sicht der HSK im Gegensatz zu den anderen Ereignissen dieser Transientengruppe als Störfälle einzuordnen (s. Ausführungen in Kapitel 5.2) und stellten damit besondere Anforderungen an das Anlagenverhalten dar. Bei allen Ereignissen reagierte die Anlage KKL auslegungsgemäss, indem die angeforderten Begrenzungs- und Sicherheitssysteme die Anlage in einen sicheren Zustand überführten.

## 7.2.2 Störungen des Reaktorfüllstandes

### Angaben des KKL

Störungen mit Füllstandsabsenkung gefährden potentiell die Kühlung des Reaktorkerns. Innerhalb dieser Gruppe von Transienten führt der Ausfall der Speisewasserversorgung zur grössten Füllstandsabsenkung. Zur Beherrschung dieser Transiente erfolgt bei Reaktorfüllstand 3 zunächst eine Reaktorschnellabschaltung. Etwas später, bei Erreichen des Reaktorfüllstands 2, werden die beiden Hochdruckeinspeisesysteme RCIC und HPCS automatisch eingeschaltet. Diese verhindern eine weitere Füllstandsabsenkung.

Störungen mit Füllstandsanstieg könnten durch erhöhten Wassermittels die Turbine gefährden oder zu Kondensations- und Wasserschlägen in den Frischdampfleitungen führen. Dies wird durch Abschaltung von Turbine, Reaktor und Speisewassersystem sowie aller anderen Hochdruckeinspeisesysteme bei Erreichen des Reaktorfüllstands 8 verhindert.

Die Transienten dieser Störfallgruppe wurden gemäss der aktuellen Richtlinie HSK-R-100 neu eingestuft (s. Tab. 7-2).

Die hinsichtlich thermischer Belastung des Brennstoffs begrenzende Transiente mit Füllstandsanstieg ist das „Versagen der Speisewasserregelung“ in Richtung maximaler Fördermenge. Wegen ihrer Abhängigkeit von der Kernbelastung wird diese Transiente zyklusspezifisch analysiert.

Bezüglich Füllstandsabsenkung ist der „Ausfall der Speisewasserversorgung“ die begrenzende Transiente. Diese Transiente wurde im Zusammenhang mit der Leistungserhöhung neu analysiert. Der vorgezogene SCRAM bei Ausfall aller drei Speisewasserpumpen wurde dabei konservativerweise nicht berücksichtigt. Die Analyse zeigte, dass das RCIC auch bei erhöhter Reaktorleistung von 3600 MW<sub>th</sub> allein ausreicht, um das Niveau oberhalb des Reaktorfüllstands 1 (Notkühlniveau) zu halten.

Des Weiteren wurden 1999 im Rahmen der Leistungserhöhung (Reaktorleistung 3515 MW<sub>th</sub>) Versuche mit dem Ausfall einer Speisewasserpumpe durchgeführt. Die Versuche bestätigten, dass mit den 1998 durchgeführten Anlagenänderungen in der Speisewasser- und Umwälzregelung der Füllstandsabfall so weit abgefangen wird, dass kein SCRAM erfolgt.

Im Jahre 2002 kam es zu einem Teilausfall der Speisewasserversorgung infolge Schutzabschaltung einer Speisewasserpumpe (Ereignis 2002-31). Die automatisch ausgelöste betriebliche Funktion (Umwälzmengen-Runback) reduzierte die Reaktorleistung auf ca. 65 %, und die noch in Betrieb stehende Speisewasserpumpe lieferte die erforderliche Speisewassermenge. Nach dem Start der Reserve-Speisewasserpumpe konnte die Anlage wieder auf Nennleistung gebracht werden. Die Transiente (mit zeitweiliger Füllstandsabsenkung) wurde ohne Eingreifen von Sicherheitssystemen beherrscht.

Das KKL kommt zu dem Schluss, dass die im Sicherheitsbericht dokumentierten Analysen für die Transienten der Störfallgruppe „Störungen des Reaktorfüllstands“ aktuell sind, korrekt durchgeführt wurden und die technischen Akzeptanzkriterien eingehalten werden.

### **Beurteilung der HSK**

Die HSK hat die Neueinordnung der Transienten mit Störung des Reaktorfüllstands gemäss Tab. 7-2 überprüft und als korrekt bestätigt. Die Einhaltung der zugeordneten Nachweisziele gemäss HSK-R-100 und der technischen Akzeptanzkriterien ist nachgewiesen.

Das aufgetretene Ereignis bestätigt das auslegungsgemässe Verhalten der Anlage. Es trat kein Ereignis auf, dass zu einer Anforderung von Sicherheitssystemen führte.

## **7.2.3 Störungen der Reaktorleistung**

### **Angaben des KKL**

Neben der in den Kapiteln 7.2.1 und 7.2.2 bereits behandelten Erhöhung des Druckes resp. der Speisewassermenge führen folgende weitere Hauptursachen zu einer Zunahme der Reaktorleistung:

- Zunahme des Kerndurchflusses
- Abnahme der Speisewassertemperatur

Eine rasche Zunahme des Kerndurchflusses mit schneller Leistungssteigerung ist bei einem Fehler in der Umwälzmengenregelung (rasches Öffnen eines oder beider Umwälzmengenregelventile) möglich. Auch das Zuschalten einer stehenden Umwälzpumpe kann zu einem Leistungsanstieg führen.

Als Ursache für eine Abnahme der Speisewassertemperatur kommt der Ausfall von Speisewasservorwärmern in Betracht. Dies kann durch Schliessen einer Turbinen-Dampfentnahmeleitung zu einer Vorwärmergruppe oder durch Umgehen einer Vorwärmergruppe erfolgen. Im ersten Fall nimmt die Speisewassertemperatur langsam ab und ändert sich beim Ausfall des grössten Vorwärmers um maximal 36 °C. Im zweiten Fall wird das Umgehen eines Hochdruckvorwärmerstranges angenommen, wodurch innerhalb von 20 Sekunden die Speisewassertemperatur um 21 °C abnimmt.

Die Transienten der Störfallgruppe „Störungen der Reaktorleistung“ wurden gemäss der aktuellen Richtlinie HSK-R-100 neu eingestuft (s. Tab. 7-2).

Die hinsichtlich thermischer Belastung des Brennstoffs begrenzende Transiente mit Abnahme der Speisewassertemperatur ist der „Ausfall des grössten Speisewasservorwärmers“. Wegen ihrer Abhängigkeit von der Kernbelastung wird diese Transiente zyklusspezifisch analysiert.

Um auch bei langsamen Transienten mit starker Abkühlung des Speisewassers die Einhaltung der Sicherheitsgrenzwerte für alle Zustände im Betriebskennfeld zu gewährleisten, hat das KKL im Revisionsstillstand 1995 ein automatisches Einfahren von Steuerstäben (Select Rod Insertion, SRI) bei Ausfall beider Hochdruckvorwärmerstränge nachgerüstet.

Im Bewertungszeitraum traten insgesamt sechs Transienten mit Abnahme des Kerndurchflusses auf. Sie wurden durch verschiedene Ursachen ausgelöst:

- Arbeiten an der Turbinenregelung (Ereignis 1997-09).
- Test des Turbinen-Bypasses (Ereignis 1998-15).

- Geplante Abschaltung beider Umwälzpumpen mit Ausfall der automatischen Anregung des SRI (Ereignis 1999-16).
- Fehlschliessen eines Umwälzmengen-Regelventils (Ereignis 2002-05).
- Fehlerhafte Auslösung des alternativen SCRAM-Auslösesystems (Alternate Rod Insertion, ARI) mit nachfolgender Abschaltung beider Umwälzpumpen (Ereignis 2002-15).
- Ausfall eines Regelschranks des Turbinenregelsystems (Ereignis 2004-04).

Das KKL kommt zu dem Schluss, dass die im Sicherheitsbericht dokumentierten Analysen für die Transienten der Störfallgruppe „Störungen der Reaktorleistung“ aktuell sind, korrekt durchgeführt wurden und die technischen Akzeptanzkriterien eingehalten werden.

### **Beurteilung der HSK**

Die HSK hat die Neueinordnung der Transienten mit Störung der Reaktorleistung gemäss Tab. 7-2 überprüft und als korrekt bestätigt. Die Einhaltung der zugeordneten Nachweisziele gemäss HSK-R-100 und der technischen Akzeptanzkriterien ist nachgewiesen.

Die aufgetretenen Ereignisse bestätigen das auslegungsgemässe Verhalten der Anlage. Es trat kein Ereignis auf, dass zu einer Anforderung von Sicherheitssystemen führte. Die Nachrüstung des SRI wirkt auch möglichen Instabilitäten des Reaktorkerns entgegen (s. Ausführungen im nachfolgenden Kapitel 7.2.4).

## **7.2.4 Instabilität des Reaktorkerns**

### **Angaben des KKL**

Bei Betriebszuständen der Anlage mit geringerem Kerndurchsatz (kleiner als 45 % des Nennwertes) und höherer stationärer Reaktorleistung (grösser 40 % des Nennwertes) können im Kern aufschwingende Oszillationen der Reaktorleistung angeregt werden (instabiles Verhalten). Diese Leistungs- und Neutronenflussozillationen entstehen aus den phasenverschobenen Reaktivitätsrückwirkungen von Dampfgehalt und Wärmestrom aus dem Brennstoff in das Kühlmittel. Die Oszillationen werden zusätzlich durch die im betroffenen Betriebsbereich mögliche hydraulische Instabilität des Zweiphasen-Druckverlustes verstärkt. Eine axiale Leistungsverteilung mit dem Maximum am unteren Ende des Kerns begünstigt Instabilitäten. Bei grossen Reaktorkernen, wie dem KKL-Kern, sind ausser den globalen Instabilitäten, bei denen die Leistung über den gesamten Kern gleichphasig schwingt, auch regionale Instabilitäten, bei denen die Leistung von zwei Kernhälften gegenläufig schwingt, möglich.

Zur Vermeidung von Instabilitäten sind im Betriebskennfeld zwei Regionen festgelegt, in denen der stationäre Leistungsbetrieb nicht zulässig ist (Ausschlussregion) resp. eine besondere Überwachung erforderlich ist (Überwachungsregion).

Zur Überwachung des Stabilitätsverhaltens des Reaktorkerns wird im KKL seit 1991 der Stabilitätsmonitor COSMOS (Core Online Stability Monitoring System) verwendet. Dieser ermittelt das sogenannte „Decay Ratio“ DR (Verhältnis aufeinander folgender Schwingungsamplituden), das im Hauptkommandoraum (HKR) angezeigt wird, und löst bei  $DR > 0,8$  einen akustischen Alarm aus. Die 1995 eingeführte Version 6 von COSMOS beinhaltet eine Methode zur Überwachung von regionalen Instabilitäten. Die Qualifizierung dieser Version erfolgte anhand von Daten, die beim Stabilitätstest vom September 1996 aufgezeichnet wurden. Die gegenwärtige Version 7.1 arbeitet seit August 2002 mit sehr hoher Verfügbarkeit ( $> 99,3\%$ ).

Im Zusammenhang mit der Leistungserhöhung auf 3600 MW<sub>th</sub> hat KKL die Ausschluss- und Überwachungsregionen im Betriebskennfeld neu festgelegt. Mit dem Stabilitätstest vom September 2002 wurden diese Regionen überprüft und ihre Konservativität bestätigt. Aus der nachfolgenden Auswertung des Stabilitätstests mit verschiedenen Rechenmethoden schlussfolgert KKL, dass die Überwachung des Stabilitätsverhaltens mit COSMOS konservativ ist, d. h. COSMOS überschätzt das „Decay Ratio“.

Im Beurteilungszeitraum traten im KKL keine Instabilitäten auf. Selbst der 1999 bei 3420 MW<sub>th</sub> Reaktorleistung wiederholte Test mit Abschalten beider Umwälzpumpen, bei dem der SRI wegen eines fehlerhaften Relais nicht automatisch ausgelöst wurde und die SRI-Stäbe manuell eingefahren wurden (Ereignis 1999-16), führte nicht zu Instabilitäten.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die HSK stützt sich auf das Auslegungskriterium GDC 12 der USNRC<sup>119</sup>, wonach Instabilitäten möglichst vermieden werden sollen. Treten sie dennoch auf, so müssen rechtzeitig manuelle oder automatische Gegenmassnahmen ergriffen werden, um die Oszillationen rechtzeitig und wirksam zu dämpfen.

### **Beurteilung der HSK**

Die Vermeidung von Instabilitäten im KKL stützt sich auf

- die Festlegung von Ausschlussregionen im Betriebskennfeld;
- den Einsatz des Stabilitätsmonitors COSMOS;
- spezielle Vorschriften für den Anfahrvorgang;
- die automatische Auslösung leistungsreduzierender Massnahmen (SRI) bei speziellen rasch verlaufenden Transienten, welche zu Instabilitäten führen können.

Im Revisionsstillstand 1995 hat das KKL die automatische Auslösung eines SRI bei Ausfall beider Umwälzpumpen oder bei Ausfall beider Hochdruckvorwärmerstränge nachgerüstet. Diese Nachrüstung war aus Sicht der HSK erforderlich, da dem Betriebspersonal in derartigen Situationen zu wenig Zeit verbleibt, um Leistungsozillationen rechtzeitig zu dämpfen. Der Ausfall beider Umwälzpumpen mit automatischer SRI-Auslösung wurde 1995 bei 3138 MW<sub>th</sub> Reaktorleistung erfolgreich getestet.

Aus Sicht der HSK hat das KKL ausreichende Massnahmen zur Erkennung und Vermeidung von Leistungsozillationen getroffen und erfüllt damit das Auslegungskriterium GDC 12.

## **7.2.5 Transienten ohne Reaktorschnellabschaltung (ATWS)**

### **Angaben des KKL**

Ein ATWS-Störfall (Anticipated Transient Without Scram) ist ein postuliertes Versagen der Reaktorschnellabschaltung während einer Transiente. Folgende Versagensmöglichkeiten der Reaktorschnellabschaltung kommen in Frage:

---

<sup>119</sup> Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, App. A, General Design Criterion 12: Suppression of Reactor Power Oscillations, January 1995

- Ein mehrfaches elektromechanisches Versagen im Reaktorschutzsystem.
- Ein mehrfaches mechanisches Versagen von Steuerstabantrieben oder Steuerstäben.
- Ein hydraulisches Versagen der Steuerstabantriebe aus gemeinsamer Ursache („common cause“).

Aufgrund des erforderlichen Mehrfach- oder „common cause“-Versagens handelt es sich beim ATWS-Störfall um einen auslegungsüberschreitenden Störfall. Trotzdem wird der ATWS ähnlich einem Auslegungsstörfall, allerdings ohne Unterstellung eines Einzelfehlers, deterministisch analysiert, um die Wirksamkeit der gegen ATWS ergriffenen Vorsorgemassnahmen, teilweise auch aufgrund von Forderungen der USNRC<sup>120</sup>, zu überprüfen.

Ein ATWS-Störfall wird im KKL durch spezielle ATWS-Alarme signalisiert. Zur gezielteren Beherrschung von ATWS-Störfällen wurden im Bewertungszeitraum folgende Nachrüstungen im KKL durchgeführt:

- Verhinderung einer automatischen Druckentlastung; und
- Zurückfahren der Speisewasserpumpen auf Minimaldrehzahl (Speisewasser-Runback).

Das KKL legt dar, dass durch diese Nachrüstungen das Betriebspersonal von manuellen Handlungen befreit und ihm mehr Zeit eingeräumt wird, um das Vergiftungssystem (SBLC) zur weiteren Reduktion der Reaktorleistung zu starten.

### **Beurteilung der HSK**

Beide im KKL durchgeführten Nachrüstungen waren Bestandteil der Auflage 3.6 in der Verfügung des Bundesrates zur Leistungserhöhung (s. Ausführungen im Kapitel 2.1) und wurden von der HSK beurteilt und freigegeben. Sie wurden während des Revisionsstillstandes 1998 ausgeführt und anschliessend erfolgreich getestet. Allerdings wurde die bis anhin gültige Analyse des ATWS-Störfalls nicht soweit nachgeführt, dass auch der Einfluss des Speisewasser-Runbacks berücksichtigt ist.

In der DSSA weist das KKL darauf hin, dass Änderungen in der Brennelementauslegung die nuklearen Parameter und damit die Ergebnisse der Analyse des ATWS-Störfalls wesentlich beeinflussen können. Nach der Einführung von Brennelementtypen mit teillangen Brennstäben (wie SVEA-96 Optima2, ATRIUM 10XM) und dem damit verbundenen erhöhtem Anteil nicht siedenden Kühlmittels im Reaktorkern ist nach Ansicht der HSK eine Aktualisierung der jetzigen Analyse des ATWS-Störfalls erforderlich.

### **Forderung 7.2.5-1**

*Das KKL hat bis 31. Dezember 2010 die Analyse für die limitierende Transiente „Schliessen aller Frischdampf-Isolationsventile“ unter ATWS-Bedingungen hinsichtlich des Einflusses von Brennelementen mit teillangen Brennstäben sowie des Speisewasser-Runbacks zu aktualisieren.*

---

<sup>120</sup> Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, §50.62: Requirements for Reduction of Risk from Anticipated Transients without Scram (ATWS) Events for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants, June 1984

## **7.3 Reaktivitätsstörfälle**

Bei Reaktivitätsstörfällen (Reactivity Initiated Accident, RIA) handelt es sich um Ereignisse, bei denen es durch Fehlausfahren von Steuerstäben (Control Rod Withdrawal Error, CRWE) oder durch Herabfallen eines Steuerstabes (Control Rod Drop Accident, CRDA) zu einem unbeabsichtigten Reaktivitäts- und damit Leistungsanstieg kommt. Im engeren Sinne wird unter RIA der CRDA verstanden.

### **7.3.1 Fehlausfahren von Steuerstäben**

#### **Angaben des KKL**

Das Fehlausfahren von Steuerstäben (CRWE) ist die Folge des Nichtbeachtens von Betriebsvorschriften durch den Operateur oder eines technischen Fehlers. Im Leistungsbereich wird durch die Stabfahrbegrenzung (Rod Withdrawal Limiter, RWL) die maximale Stabbewegung derart begrenzt, dass die Sicherheitsgrenzwerte bei einmaliger Stabbewegung nicht verletzt werden. So ist im Bereich von 40 bis 70 % der Nennleistung ein Ausfahren um vier Schritte (61 cm) und im Bereich von 70 bis 100 % ein Ausfahren um zwei Schritte (30,5 cm) erlaubt.

Der CRWE wurde gemäss der aktuellen Richtlinie HSK-R-100 neu eingestuft (s. Tab. 7-2). Als limitierender Einzelfehler wurde ein Fehler im Steuerstabkontroll- und Informationssystem unterstellt.

Der CRWE kann zu relativ grossen CPR-Abnahmen führen und damit den CPR-Betriebsgrenzwert bestimmen. Da die Auswirkungen dieses Störfalles von der jeweiligen Kernbeladung und dem Steuerstabmuster abhängig sind, wird er zyklusspezifisch analysiert.

Bei den CRWE-Analysen für Zyklus 22 (2005/2006) wurde festgestellt, dass die im Grundlagendokument ASTAR beschriebene Methodik zur CRWE-Analyse vom Brennelementlieferanten für bestimmte Teillastfälle nicht korrekt befolgt wurde. Das vom Brennelementlieferanten zugrunde gelegte Steuerstabmuster beim Betriebspunkt 70 % Reaktorleistung und 108 % Kerndurchfluss entsprach nicht der tatsächlichen Betriebsfahrweise.

Nach einem Fachgespräch mit der HSK zur Methodik der CRWE-Analyse beschloss das KKL, die erforderliche Kommunikation zwischen dem KKL und dem Brennelementlieferanten bezüglich der tatsächlichen Steuerstab-Anfahrsequenz explizit im TQM-System festzuhalten und den Umfang der Überprüfung der zyklusspezifisch durchzuführenden Analysen zu erweitern.

#### **Beurteilung der HSK**

Die HSK hat die Neueinordnung des CRWE gemäss Tab. 7-2 überprüft und als korrekt bestätigt. Die Einhaltung der Nachweisziele gemäss HSK-R-100 und der technischen Akzeptanzkriterien für Transienten ist nachgewiesen.

Im Rahmen der Freigabe einer neuen Kernbeladung prüft die HSK insbesondere auch die CRWE-Analysen. Ein Überblick über die Kernbeladungen im Beurteilungszeitraum hat gezeigt, dass seit dem Zyklus 18 (2001/2002) der CRWE tatsächlich den CPR-Betriebsgrenzwert bestimmt. Die HSK hat sich davon überzeugt, dass das KKL die Massnahmen zur verbesserten Qualitätssicherung und Überprüfung der CRWE-Analysen umgesetzt hat.

## 7.3.2 Steuerstabfall

### Angaben des KKL

Beim Steuerstabfall (CRDA) wird davon ausgegangen, dass sich der wirksamste Steuerstab in der voll eingefahrenen Stellung befindet, von seinem Antrieb fehlerhaft entkoppelt ist und in seiner Stellung mechanisch blockiert wird. Nach dem Ausfahren des Steuerstabantriebs löst sich der Steuerstab aus der Blockierung und fällt um eine gewisse Strecke (Anzahl Notches). Die dabei freigesetzte Reaktivität führt zu einem Leistungs- und Temperaturanstieg im Brennstoff. Die mit steigender Brennstofftemperatur inhärent abnehmende Reaktivität (Dopplereffekt) begrenzt den Energieeintrag in den Brennstoff (Brennstoffenthalpie). Der Störfall wird durch die Reaktorschnellabschaltung beendet. Der Energieeintrag in den Brennstoff ist bei niedrigen Ausgangsleistungen resp. im unterkritischen Zustand am grössten, da hier u. a. der Dopplereffekt später wirksam wird als bei höheren Leistungen.

Bei niedrigen Leistungen begrenzt das Stabmusterüberwachungssystem (Rod Pattern Control System, RPCS) im KKL den Fallweg und damit den Reaktivitätswert eines Steuerstabes durch entsprechende Stabmusterwahl. Unter Beachtung der Steuerstab-Fahrweise im Anfahrbereich werden das begrenzende Steuerstabmuster und der Steuerstab mit der grössten Reaktivitätswirksamkeit ermittelt. Der wirksamste Steuerstab fällt unter diesen Bedingungen aus der Position „voll eingefahren“ um 8 Notches (ca. 67 cm) nach unten. Im Leistungsbetrieb kann der Steuerstab bis zur Kernunterkante fallen.

Im Rahmen der Freigabe neuer Typen von Nachlade-Brennelementen in den Jahren 2000 (SVEA-96 Optima) und 2002 (SVEA-96 Optima2) führte das KKL auch neue CRDA-Analysen durch und wies die Einhaltung der damals gültigen RIA-Sicherheitskriterien der HSK nach.

Nach der Festlegung neuer RIA-Sicherheitskriterien durch die HSK analysierte das KKL im Jahre 2005 den CRDA für die Nulllast-Zustände „kalt“ (40 °C) und „heiss“ (276 °C) und für verschiedene Leistungsstufen (40 %, 70 % und 100 %) zyklusübergreifend. Die 3D-Analysen wurden mit dem Rechenprogramm RAMONA durchgeführt. Für einen Referenzkern aus Brennelementen des Typs SVEA-96 Optima2 wurde gezeigt, dass beim CRDA aus Nulllast die Brennstoffenthalpie die jeweilige abbrandabhängige Grenzkurve für Brennstabhüllrohr-Defekte nicht überschreitet und dass beim CRDA aus dem Leistungsbetrieb der RIA-spezifische CPR-Sicherheitsgrenzwert (Vermeiden von Filmsieden) nicht unterschritten wird. Daher sind nach Aussage vom KKL beim CRDA keine störfallbedingten Brennstabschäden zu erwarten.

Aufgrund der Ergebnisse der zyklusübergreifenden CRDA-Analysen wurden vorgelagerte Kriterien abgeleitet, deren Einhaltung zyklusspezifisch nachgewiesen wird. Für die Nulllastzustände ist dies der maximal zulässige, statisch berechnete Reaktivitätswert des wirksamsten Steuerstabes. Dieser Reaktivitätswert muss im Zustand „Nulllast-kalt“ kleiner als 0,95 % (resp. 1,49 \$) sein. Für den Leistungsbetrieb müssen leistungsabhängige CRDA-spezifische Betriebsgrenzwerte eingehalten werden. Die Einhaltung dieser vorgelagerten Kriterien gewährleistet die Einhaltung der RIA-Sicherheitskriterien.

### Beurteilungsgrundlage der HSK

Die HSK hat im Juli 2004 neue Sicherheitskriterien und Sicherheitsgrenzwerte für Reaktivitätsstörfälle wie den CRDA festgelegt. Das primäre Sicherheitskriterium ist das Verhindern einer Freisetzung von heissem oder gar geschmolzenem Brennstoff in das Kühlmittel, die 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. 7-1).

Ein vorgelagertes Sicherheitskriterium ist das Verhindern von Brennstabhüllrohr-Defekten. Für einen CRDA aus den Zuständen „Nulllast-kalt“ (Reaktorwassertemperatur < 100 °C) oder „Nulllast-heiss“ (Reaktorwassertemperatur 276 °C) sind die Hüllrohrdefekt-Kriterien durch abbrandabhängige Grenzkurven für die zulässige Brennstoffenthalpie gegeben (s. Abb. 7-1).

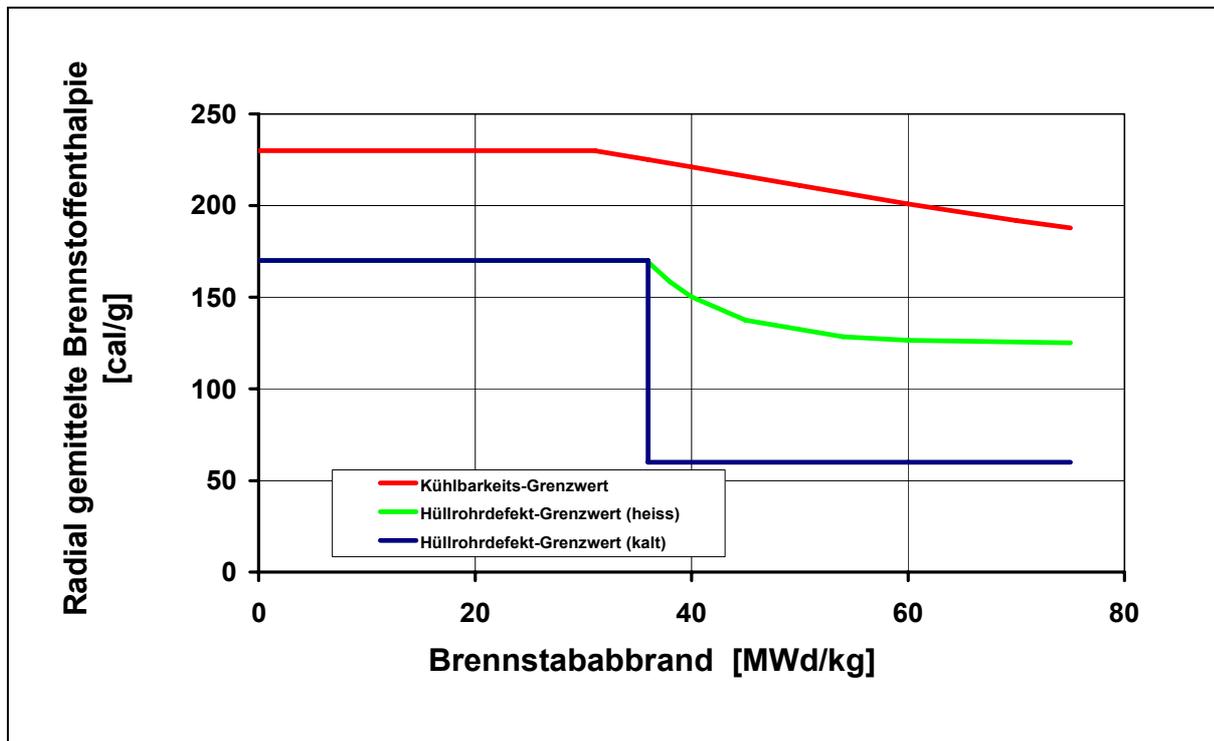


Abb. 7-1: Sicherheitsgrenzwerte für Reaktivitätsstörfälle für Brennstäbe mit Uranoxidbrennstoff

Für einen CRDA aus dem Leistungsbetrieb gilt ein RIA-spezifischer CPR-Sicherheitsgrenzwert als Hüllrohrdefekt-Kriterium. Beim Überschreiten des Hüllrohrdefekt-Kriteriums ist die Zahl der defekten Brennstabhüllrohre zu ermitteln und nachzuweisen, dass die Dosislimite eingehalten wird.

Der CRDA ist gemäss Tab. 7-2 der Störfallkategorie 3 zugeordnet. Bei Störfällen dieser Kategorie ist die Kühlbarkeit des Reaktorkerns entsprechend den genannten Kriterien nachzuweisen.

### Beurteilung der HSK

Die zyklusübergreifenden CRDA-Analysen wurden mit dem von der HSK freigegebenen Rechenprogramm RAMONA (Versionen 3 resp. 5) für einen Reaktorkern durchgeführt, der aus Nachlade-Brennelementen des jeweils aktuellsten Typs bestand. Die Analysen wurden von der HSK als konservativ beurteilt. Auf der Grundlage von Kriterien, die in konservativer Weise aus den Analysen abgeleitet wurden, weist das KKL zyklusspezifisch nach, dass bei einem CRDA Brennstabhüllrohr-Defekte vermieden werden und somit auch die Kühlbarkeit des Reaktorkerns gewährleistet ist. Die Nachweisführung wurde von der HSK akzeptiert.

## 7.4 Kühlmittelverluststörfälle

Ein Bruch oder ein Leck einer kühlmittelführenden Leitung (Loss of Coolant Accident, LOCA) kann sowohl inner- als auch ausserhalb des Drywells auftreten. Brüche oder Lecks innerhalb des Drywells sind dadurch gekennzeichnet, dass sie nicht absperrbar sind und somit einen kontinuierlichen Kühlmittelverlust zur Folge haben. Die Schutzmassnahmen im KKL gegen diese Störfälle werden im Kapitel 7.4.1 bewertet.

Brüche oder Lecks ausserhalb des Drywells sind dadurch gekennzeichnet, dass sie absperrbar sind (mit Ausnahme des Messleitungsbruchs) und somit der Kühlmittelverlust schnell unterbunden werden kann. Die Schutzmassnahmen im KKL gegen diese Störfälle werden in den Kapiteln 7.4.2 und 7.4.3 bewertet.

Bei LOCAs verbleibt das ausgeströmte Kühlmittel mit den darin enthaltenen radioaktiven Stoffen im Primärcontainment, das über den Druckanstieg im Drywell automatisch isoliert wird. Der im Drywell anfallende Wasserdampf wird über Überströmrohre in das Kondensationsbecken geleitet, wodurch der Druckaufbau im Primärcontainment begrenzt wird. Mithilfe der automatisch angeregten Notkühlsysteme wird der Reaktor Druckbehälter geflutet, sodass die Brennstäbe ausreichend gekühlt sind. Die langfristige Wärmeabfuhr aus dem Primärcontainment wird durch das Nachkühlsystem LPCI oder das Notstandssystem SEHR gewährleistet.

Bei einem Leitungsbruch ausserhalb des Primär-Containments werden einerseits radioaktive Stoffe ins Sekundär-Containment freigesetzt, andererseits steht das bis zur Isolation der betroffenen Leitung ausgeströmte Kühlmittel für die Notkühlung nicht mehr zur Verfügung. Rohrleitungsbrüche ausserhalb des Primär-Containments müssen deshalb automatisch isoliert werden oder durch das Betriebspersonal erkannt und anschliessend zum Primär-Containment hin isoliert werden.

### Beurteilungsgrundlage der HSK

Es ist für unterschiedliche Bruchgrössen und -orte in kühlmittelführenden Leitungen nachzuweisen, dass die Kühlbarkeit des Reaktorkerns gewährleistet bleibt. Der Nachweis gilt als erbracht, wenn die folgenden, von der USNRC im Jahre 1974 festgelegten LOCA-Kriterien<sup>121</sup> eingehalten werden:

- Maximale Hüllrohrtemperatur: 1204 °C
- Maximale Hüllrohroxidation: 17 % der Hüllrohrwandstärke
- Maximale Wasserstoffproduktion im Kern: 1 % der durch die Zirkon-Wasser-Reaktion der Hüllrohre erzeugbaren Menge.
- Langfristige Gewährleistung der Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr.

---

<sup>121</sup> Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, §50.46: Acceptance Criteria for Emergency Core Cooling Systems for Light Water Nuclear Power Reactors, USNRC, January 1974

Aufgrund der Abbranderhöhungen, die in den vergangenen Jahren u. a. auch im KKL durchgeführt wurden, hat die HSK im Jahre 2001 die Interpretation des Oxidationskriteriums präzisiert<sup>122</sup>. Demnach setzt sich die Hüllrohroxidation aus der (abbrandabhängigen) betrieblichen Voroxidation und der störfallbedingten Oxidation zusammen. Für die im KKL eingesetzten Brennelemente der Typen SVEA-96 Optima und SVEA-96 Optima2 beträgt die betriebliche Voroxidation der Hüllrohre bis zu Brennelementabbränden von 60 MWd/kgU weniger als 50 µm und damit weniger als 6 % der ursprünglichen Hüllrohrwandstärke.

#### **7.4.1 Kühlmittelverlust innerhalb Drywell**

##### **7.4.1.1 Grosses Leck (Bruch einer Umwälzleitung)**

###### **Angaben des KKL**

Der doppelendige Bruch einer Umwälzleitung (Leckfläche 2x100 %) stellt den hinsichtlich der Auswirkungen auf den Reaktorkern und auf das Primärcontainment bestimmenden Kühlmittelverluststörfall dar. Eine Überspeisung der Bruchstelle in der Flutphase ist nicht möglich, da die Notkühlsysteme den Reaktorkern nur bis zu 2/3 der aktiven Brennstoffsäule mit Kühlmittel bedecken können. Erst wenn das Primärcontainment geflutet ist, kann der Kern vollständig mit Kühlmittel überdeckt werden. Während des Störfalls werden die Brennstabhüllrohre aufgeheizt und durch den Überdruck im Innern der Brennstäbe belastet. Dies kann zur Deformation und zum Bersten von Hüllrohren führen.

Die im Zusammenhang mit der Leistungserhöhung durchgeführten Analysen für den Umwälzleitungsbruch ergaben eine maximale Hüllrohrtemperatur von 653 °C. Dieser Wert beinhaltet einen Sicherheitszuschlag, der auf den konservativen amerikanischen Vorschriften von 10 CFR 50, Appendix K<sup>123</sup> beruht.

Zur Genehmigung neuer Typen von Nachlade-Brennelementen in den Jahren 2000 (SVEA-96 Optima) und 2002 (SVEA-96 Optima2) hat das KKL auch den Umwälzleitungsbruch neu analysiert und die Einhaltung der LOCA-Kriterien nachgewiesen. Für einen Referenzkern aus Brennelementen des Typs SVEA-96 Optima2 wurde mit realistischen Berechnungsprogrammen und konservativen Anfangs- und Randbedingungen eine maximale Hüllrohrtemperatur von 595 °C ermittelt. Die Berücksichtigung der Unsicherheit der Berechnungsprogramme erhöht diesen Wert auf 715 °C. Die störfallbedingte Oxidation der Brennstabhüllrohre ist vernachlässigbar.

In den neuen Analysen wurde erstmals ermittelt, wie viele Brennstabhüllrohre störfallbedingt defekt werden. Diese Schadensumfang-Berechnung basierte auf einem (experimentell überprüften) Deformations- und Berstmodell für die Hüllrohre. Es zeigte sich, dass im KKL nach einem Umwälzleitungsbruch keine Hüllrohrdefekte zu erwarten sind.

Nach dem Einbau von Speisewasser-Rückschlagventilen mit gedämpften Schliesseigenschaften wurden die Anforderungen an die Dichtheit dieser Ventile neu festgelegt. Massgebend dafür waren die radiologischen Auswirkungen eines Umwälzleitungsbruchs. Wie im Falle der Frischdampf-Isolationsventile führt auch bei den Speisewasser-Rückschlagventilen eine Undichtheit dazu, dass unter Umgehung (Bypass) des Sekundärcontainments Radioaktivität in das Maschinenhaus gelangt und

---

<sup>122</sup> HSK-Brief vom 11. April 2001: Interpretation of LOCA 17 % embrittlement criterion

<sup>123</sup> Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, Appendix K: ECCS Evaluation Models, November 1988

von dort in die Anlagenumgebung freigesetzt wird. Dieser zusätzliche Freisetzungspfad über nicht ganz dicht schliessende Speisewasser-Rückschlagventile wurde bei der radiologischen Analyse des Umwälzleitungsbruchs berücksichtigt.

### **Beurteilung der HSK**

Der doppelendige Bruch einer Umwälzleitung ist aufgrund der hohen Fertigungsqualität der Leitungen und der Wiederholungsprüfungen als sehr unwahrscheinlich zu beurteilen und ist daher aus Sicht der HSK der Störfallkategorie 3 zuzuordnen (s. Tab. 7-2).

Mit den im Beurteilungszeitraum durchgeführten Analysen des Bruchs einer Umwälzleitung wurde gezeigt, dass die LOCA-Kriterien der USNRC eingehalten werden. Zusätzliche konservative Berechnungen zum Schadensumfang zeigten neu auf, dass keine Brennstab-Hüllrohre defekt werden. Dieses Erkenntnis geht in die radiologischen Analysen mit ein (s. Kapitel 7.6.3.4).

Im Januar 2004 wurde bei einer Überprüfung der französischen Druckwasserreaktoren festgestellt, dass die langfristige Kernkühlung aufgrund möglicher Verstopfungen der Ansaugsiebe durch Isolationsmaterial in Verbindung mit zusätzlichen Fremdkörpern im Reaktorsumpf gefährdet sein kann. Daraufhin hat die HSK vom KKL eine Abklärung unter Beachtung der neuen Erkenntnisse zur Funktionstüchtigkeit der Ansaugsiebe in der Druckabbaukammer verlangt. Für die Abklärungen erfolgten Versuche, die durch den Hersteller mit den bereits 1993 vergrösserten Ansaugsieben durchgeführt wurden. Die Versuche zeigten einen unter Berücksichtigung des Dünnschichteffekts gegenüber den ohne Fremdkörper durchgeführten Versuchen leicht höheren Druckverlust, ohne aber den langfristigen gesicherten Sumpfumwälzbetrieb zu beeinträchtigen. Aus Sicht der HSK entsprechen damit die vom KKL für einen ungestörten Langzeitbetrieb der Kernkühlung im Sumpfumwälzbetrieb getroffenen Massnahmen dem Stand von Wissenschaft und Technik.

#### **7.4.1.2 Kleine und mittlere Lecks**

##### **Angaben des KKL**

Bezogen auf die Querschnittsfläche der Umwälzleitung ( $2500 \text{ cm}^2$ ) sind Lecks mit einer Leckfläche bis  $5 \text{ cm}^2$  als kleine Lecks, Lecks mit einer Leckfläche bis  $200 \text{ cm}^2$  als mittlere Lecks einzuordnen.

Ein Kühlmittelverluststörfall mit kleinem oder mittlerem Leck führt zu einem Druckanstieg im Drywell. Bei Erreichen des Reaktorschutzgrenzwertes „Drywelldruck hoch“ werden die Reaktorschnellabschaltung und die Isolation aller nicht zur Notkühlung benötigten Systeme ausgelöst. Ist die Speisewasserregelung nicht in der Lage den Reaktorfüllstand zu halten, so werden die Systeme RCIC und HPCS über das Anregesignal „Reaktorfüllstand tief“ gestartet. Bei Unverfügbarkeit dieser Einspeisesysteme erfolgt eine automatische Druckentlastung (ADS), sodass das Kernsprühsystem (LPCS), das Nach- und Notkühlsystem sowie das SEHR-System einspeisen können und die Kernkühlung gewährleisten.

Im Zusammenhang mit der Leistungserhöhung wurden Lecks kleiner und mittlerer Grösse analysiert. Die Analysen zeigen, dass es nicht zu einer Aufheizung der Brennstabhüllrohre kommt.

##### **Beurteilung der HSK**

Die Kühlbarkeit des Reaktorkerns ist bei kleinem und mittlerem Leck dadurch gewährleistet, dass die Brennelemente jederzeit von Kühlmittel bedeckt bleiben. Daher ist auch nicht mit Brennstabhüllrohr-Defekten zu rechnen. Die Kühlbarkeitskriterien der USNRC sind auf jeden Fall eingehalten.

Das KKL hat kleine und mittlere Kühlmittelverluststörfälle bisher nicht gemäss der Richtlinie HSK-R-100 eingeordnet. Basierend auf den Auswertungen der internationalen Betriebserfahrung sind diese innerhalb des Drywells häufiger zu erwarten als grosse Kühlmittelverluststörfälle innerhalb des Drywells. Daher ist davon auszugehen, dass zumindest kleine Lecks nicht der Störfallkategorie 3 zuzuordnen und daher auch andere Dosisgrenzwerte einzuhalten sind. Im Hinblick auf den zu erbringenden abdeckenden radiologischen Nachweis für Kühlmittelverluststörfälle innerhalb des Drywells bedarf es einer Einordnung kleiner und mittlerer Kühlmittelverluststörfälle gemäss der Richtlinie HSK-R-100 in Störfallkategorien. Eine diesbezügliche Forderung ist in Kapitel 7.6.3.4 aufgenommen, in dem die radiologischen Auswirkungen von Kühlmittelverluststörfällen bewertet werden.

## **7.4.2 Kühlmittelverlust ausserhalb Drywell innerhalb Primär-Containment**

### **7.4.2.1 Fehlerhaftes Öffnen eines Abblaseventils**

#### **Angaben des KKL**

Ursachen für ein fehlerhaftes Öffnen und Offenbleiben eines Sicherheits-/Abblaseventils (SRV) können eine Fehlfunktion des Ventils oder ein unbeabsichtigtes Öffnen eines Ventils durch einen Operator sein. Aus dem fehlerhaften Öffnen eines SRV resultiert ein kleiner Kühlmittelverluststörfall, wobei aber bei der Störfallbeherrschung nicht die Kernkühlung, sondern die Begrenzung der maximalen lokalen Wassertemperatur im Kondensationsbecken im Vordergrund steht. Überschreitet diese den Wert von ca. 90 °C, so ist mit instabiler Kondensation des in das Kondensationsbecken (Druckabbaubecken) eingeleiteten Dampfes zu rechnen.

Ein Kühlmittelverlust infolge eines offenen Sicherheits-/Abblaseventils ist schwieriger zu erkennen als ein LOCA im Drywell, da die beiden diversitären Anreagesignale „Reaktorfüllstand tief“ und „Drywell-druck hoch“ nicht zwangsläufig ansprechen.

Im Rahmen der Leistungserhöhung auf 3600 MW<sub>th</sub> wurde der Störfall „Fehlerhaftes Öffnen und Offenbleiben eines Sicherheits-/Abblaseventils“ neu analysiert. Dabei wurde das Einzelfehler- und das Instandhaltungskriterium gemäss Richtlinie HSK-R-101 zugrunde gelegt. Dies bedeutet, dass für die Containmentkühlung nur einer von drei Nachwärmeabfuhrsträngen und für die Kernkühlung die Systeme HPCS, LPCS und ein Strang des Nach- und Notkühlsystems verfügbar sind. Das Zusatzwassersystem für die Ergänzung des Kondensationsbeckeninventars wurde berücksichtigt. Mit dieser Analyse wurde gezeigt, dass die Auslegungsgrenzwerte für den maximalen Primärcontainment-Druck (2,03 bar abs) und die maximale Kondensationsbecken-Temperatur (85 °C) eingehalten werden.

Zur Bewertung der Nachwärmeabfuhrkapazität des Notstandssystems (SEHR) in Notstandssituationen wurde 1996 der Störfall „Fehlerhaftes Öffnen und Offenbleiben eines Sicherheits-/Abblaseventils“ für eine Reaktorleistung von 3600 MW<sub>th</sub> neu analysiert. Anlass für diese Neuanalyse waren Bedenken der HSK, dass der für Notstandssituationen festgelegte Grenzwert von 90 °C für die Kondensationsbecken-Temperatur auch unter ungünstigen Bedingungen (passive Einspeisung von Speisewasser aus dem Speisewassertank) noch eingehalten werden kann. Es wurde angenommen, dass nur die Notstromdieselgeneratoren der SEHR-Divisionen 51 und 61 verfügbar sind. Dementsprechend wurde das Zusatzwassersystem in dieser Analyse als nicht funktionstüchtig betrachtet. Des Weiteren wurde ein Brunnenwasserdurchfluss durch den SEHR-Wärmetauscher von 170 kg/s vorausgesetzt. Mithilfe dieser Analyse wurde gezeigt, dass die Auslegungsgrenzwerte für den maximalen Primärcontainment-Druck (2,03 bar abs) und die maximale Kondensationsbecken-Temperatur bei Notstandssituationen (90 °C) auch in Notfallsituationen eingehalten werden.

Der Störfall „Fehlerhaftes Öffnen und Offenbleiben eines Sicherheits-/Abblaseventils“ wurde gemäss der aktuellen Richtlinie HSK-R-100 neu eingestuft (s. Tab. 7-2). Als limitierender Einzelfehler wurde der Ausfall eines Strangs für die Nachwärmeabfuhr aus dem Kondensationsbecken unterstellt.

Im Jahr 2005 wurde versehentlich ein Sicherheits-/Abblaseventil geöffnet (Ereignis 2005-28). Dies führte zu einem Temperaturanstieg im Kondensationsbecken über den SCRAM-Auslösewert von 39 °C. Dem SCRAM folgte eine Frischdampfisolations (Reaktordruck tief). Nachdem trotz geschlossener Frischdampfisolationsventile der Reaktordruck weiter absank, wurde das offene Sicherheits-/Abblaseventil bemerkt und sofort geschlossen. Die Nachwärmeabfuhr aus dem Kondensationsbecken erfolgte mit einem Strang des Nach- und Notkühlsystems sowie dem SEHR. Der Störfall wurde auslegungsgemäss beherrscht.

### **Beurteilung der HSK**

Die HSK hat die Neueinordnung des Störfalls „Fehlerhaftes Öffnen und Offenbleiben eines Sicherheits-/Abblaseventils“ überprüft und als korrekt bestätigt. Die Einhaltung der zugeordneten Nachweisziele gemäss HSK-R-100 und der technischen Akzeptanzkriterien für Transienten ist nachgewiesen.

Bei der Beurteilung des SEHR (s. Kapitel 6.7.5) hat die HSK darauf hingewiesen, dass der in der TSL festgelegte Brunnenwasserdurchfluss von mindestens 165 kg/s nicht konsistent ist mit der Annahme von 170 kg/s in den Störfallanalysen zum Primärcontainmentverhalten. Diese Inkonsistenz wird vom KKL im Rahmen eines bereits initiierten Untersuchungsprogramms behoben.

Ausserhalb des Beurteilungszeitraums wurde am 6. März 2007 im Leistungsbetrieb während Instandhaltungsarbeiten irrtümlich eine automatische Druckentlastung (SEHR-ADS) ausgelöst, die zum gleichzeitigen Öffnen von 8 der 16 SRV führte (Ereignis 2007-11). Für Notstandsituationen (nur das SEHR verfügbar) wurde ein derartiger Störfall im Zusammenhang mit der Leistungserhöhung analysiert. Die Anlage verhielt sich auslegungsgemäss, d. h. die zur Störfallbeherrschung angeforderten Sicherheitssysteme waren verfügbar und wirksam. Es traten keine Brennstabhüllrohrschäden auf, und die Wärmeabfuhr aus dem Primärcontainment war gewährleistet. Die rasche Druckentlastung und das Einspeisen grosser Mengen kalten Notkühlwassers führten jedoch zum Überschreiten der maximal zulässigen Abkühlrate, wodurch einige Primärkreiskomponenten einer ausserordentlichen Temperaturbelastung ausgesetzt waren. Die in diesem Zusammenhang vom KKL durchgeführten und von der HSK geprüften Strukturanalysen bestätigten, dass die betroffenen Primärkreiskomponenten keine unzulässigen Belastungen erfahren haben und somit die Integrität des Primärkreises gewährleistet ist. Die Ergebnisse der Analysen unterlegen die robuste Auslegung des KKL. Auch die im Revisionsstillstand 2007 durchgeführten visuellen Inspektionen zeigten keine Auffälligkeiten bei Primärkreiskomponenten des KKL.

Zum Ereignis 2007-11 trugen grössere Mängel in den Arbeitsvorschriften und Abweichungen von vorgeschriebenen Arbeitsabläufen im KKL bei. Das KKL hat auf Basis vertiefter Analysen zahlreiche Verbesserungsmassnahmen in den Bereichen Mensch und Organisation abgeleitet und diese zwischenzeitlich umgesetzt. Aus Sicht der HSK sind damit wirksame Massnahmen ergriffen worden, um einen derartigen Störfall in Zukunft möglichst zu vermeiden.

### 7.4.2.2 Leitungsbrüche

#### Angaben des KKL

Im Primär-Containment ausserhalb des Drywells werden im KKL alle grossen Leitungen des nuklearen Dampferzeugungssystems in Schutzrohren geführt, die zum Drywell hin offen sind. Die Auswirkungen von Brüchen der Frischdampf- und Speisewasserleitungen innerhalb des Primär-Containments sind daher durch den doppelendigen Bruch einer Umwälzleitung innerhalb des Drywells abgedeckt.

Folgende weitere Leitungen im Primär-Containment sind nicht mit Schutzrohren versehen:

- Messleitungen
- Reaktorwasserreinigungs (RWCU)-Leitungen
- Scram-Abluss- oder Steuerstabantriebssystem
- Notkühleinspeiseleitungen

Ein Kühlmittelverlust über die Notkühleinspeiseleitungen, welche durch Rückschlagarmaturen innerhalb des Drywells abgesperrt werden, wird nicht postuliert, da es sich um im Normalbetrieb geschlossene, prüfbare Armaturen mit Stellungsanzeige handelt. Weil das Scram-Ablussystem nur kurzzeitig (nach einer Reaktorschnellabschaltung) unter Druck steht, wird an diesem System kein Bruch unterstellt.

In der DSSA werden Brüche oder Lecks an folgenden Leitungen im Primär-Containment ausserhalb des Drywells betrachtet:

- Messleitung (Leckfläche  $0,3 \text{ cm}^2$ )
- RWCU-Leitung (Leckfläche  $78 \text{ cm}^2$ )

Die genannten Leitungen verfügen über Durchflussbegrenzer, um die Auswirkungen eines Leitungsbruches zu mildern.

Im Fall des nicht absperrbaren Bruches einer Messleitung erfolgt aufgrund des geringen Kühlmittelaustrags in das Primär-Containment nicht notwendigerweise eine Reaktorschnellabschaltung. Die Operateure erkennen anhand des Anstiegs der Raumstrahlung, der Raumtemperatur oder der Abluftaktivität den Kühlmittelaustritt und fahren die Anlage normal ab. Ein Anstieg des Containmentdruckes ist nicht zu erwarten, da die Containmentlüftung den Unterdruck aufrecht erhalten kann.

Die RWCU-Leitung ist aufgrund des deutlich grösseren Leitungsdurchmessers (ca. 100 mm) durch automatische Isolationsvorrichtungen abgesichert, damit bei einem Leitungsbruch der Druckaufbau im Primärcontainment sowie die Freisetzung radioaktiver Stoffe begrenzt wird. Die Isolation wird durch hohe Raumtemperatur, hohe Temperaturdifferenz über Raumluftkühler oder hohe Durchflussdifferenz im RWCU-System ausgelöst.

Das KKL kommt zu dem Schluss, dass Leitungsbrüche im Primärcontainment ausserhalb des Drywells keine Gefahr für die Kernkühlung darstellen. Das Schutzziel „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ wird durch die Einhaltung des Auslegungsdrucks des Primärcontainments, durch die Isolationen des Primärcontainments und des Reaktorgebäudes sowie durch die Inbetriebnahme des Notabluftsystems SGTS im Reaktorgebäude sichergestellt. Der Bruch einer nicht isolierbaren Messleitung im Primärcontainment wird durch die Anlageninstrumentierung erkannt, sodass die Reaktoroperateure

die Anlage abfahren können. Zur Beherrschung des RWCU-Leitungsbruches sind automatische Isolationsvorrichtungen vorhanden.

### **Beurteilung der HSK**

Nach Ansicht der HSK ist im KKL ausreichende Vorsorge getroffen, um die Einhaltung der Schutzziele bei den Störfällen „Messleitungsbruch“ und „RWCU-Leitungsbruch“ innerhalb des Primär-Containments zu gewährleisten. Die Einhaltung der zugeordneten Nachweisziele gemäss HSK-R-100 und der technischen Akzeptanzkriterien für Störfälle der Kategorie 2 ist nachgewiesen.

Die HSK stimmt der Neueinordnung des Störfalles „Messleitungsbruch“ in die Störfallkategorie 2 (s. Tab. 7.2) zu. Die in der DSSA vorgenommene Einordnung des „RWCU-Leitungsbruchs“ in die Störfallkategorie 3 ist bisher allerdings nicht nachvollziehbar begründet. Im Hinblick auf die in Kapitel 7.6.3.11 diskutierten radiologischen Auswirkungen ist die Häufigkeit eines „RWCU-Leitungsbruchs“ unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen Leitungslängen und -grössen in den jeweiligen Gebäudebereichen auf Basis internationaler Betriebserfahrungen zu bestimmen.

### **Forderung 7.4.2-1**

*Das KKL hat die Häufigkeit des Störfalles „RWCU-Leitungsbruch“ unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen Leitungslängen und -grössen in den jeweiligen Gebäudebereichen auf Basis internationaler Betriebserfahrungen bis 30. Juni 2010 zu bestimmen.*

Die für den Störfall „RWCU-Leitungsbruch“ getroffenen Vorsorgemassnahmen sind in der DSSA ausführlich diskutiert, aber bisher nicht Bestandteil des KKL-Sicherheitsberichtes. Die HSK geht davon aus, dass eine diesbezügliche Ergänzung bei der nächsten Revision des Sicherheitsberichts vorgenommen wird.

## **7.4.3 Kühlmittelverlust ausserhalb des Primär-Containments**

### **Angaben des KKL**

In der DSSA werden Lecks oder Brüche an folgenden Leitungen ausserhalb des Primärcontainments betrachtet:

- RWCU-Leitung im Hilfsanlagegebäude.
- Frischdampfleitung im Maschinenhaus.
- Speisewasserleitung im Maschinenhaus.

Im Falle eines RWCU-Leitungsbruchs im Hilfsanlagegebäude wird die Bruchstelle automatisch über verschiedene Signale (hohe Durchflussdifferenz im RWCU-System, hohe Temperatur bzw. hohe Temperaturdifferenz in den Anlagenräumen) abgesperrt. Sofern sich die Bruchstelle im Dampftunnel befindet, schliessen die Frischdampfisolationsventile (MSIV) aufgrund des Signals „hohe Temperaturdifferenz im Dampftunnel“ und lösen eine Reaktorschnellabschaltung aus. Der überschüssige Dampf wird über die Sicherheits-Abblaseventile in das Kondensationsbecken geleitet. Der Reaktorfüllstand wird bei verfügbarer externer Stromversorgung mittels Speisewassersystem, bei Ausfall der externen Stromversorgung durch das HD-Kernsprühsystem gehalten. Die Nachwärme wird durch das Nach- und Notkühlsystem aus dem Kondensationsbecken abgeführt. Ungeachtet der Absperrung besteht die Gefahr, dass es aufgrund des Austritts von Reaktorwasser in Anlagenräumen zu einer Freisetzung von Radioaktivität in die Anlagenumgebung kommt.

Die Beherrschung eines Frischdampf- oder Speisewasserleitungsbruchs im Maschinenhaus setzt ebenfalls die Absperrung der betroffenen Leitung voraus. Im Fall des Speisewasserleitungsbruchs erfolgt die Absperrung über Rückschlagventile. Bei einem Frischdampfleitungsbruch wird die Absperrung z. B. über Frischdampfdruck tief oder Frischdampfdurchsatz hoch automatisch ausgelöst. Ungeachtet der (zeitlich verzögerten) Absperrung der betroffenen Leitungen kann es in beiden Fällen aufgrund des Austritts von Reaktorwasser zu einem Druckaufbau im Maschinenhaus und dem Bersten der Maschinenhausfenster kommen. Nach Aussage vom KKL gab es für diese Störfallgruppe bezüglich des Anlagenverhaltens keine Neuanalysen.

Im Beurteilungszeitraum ersetzte KKL die schnell schliessenden Rückschlagklappen in den Speisewasserleitungen durch Speisewasser-Rückschlagventile (SW-RSV) mit gedämpften Schliesseigenschaften. Bei einem Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus kommt der Dichtheit der SW-RSV – verglichen mit dem Umwälzleitungsbruch – eine geringere radiologische Bedeutung zu, da störfallbedingte Brennstabschäden auszuschliessen sind. Zudem schliessen bei einem grossen Speisewasserleitungsbruch die SW-RSV unter hoher Schliesskraft rasch und dicht.

Während des Anfahrens der Anlage nach der Revisionsabstellung 1995 wurde eine Speisewasserleckage im Maschinenhaus festgestellt (Ereignis 1995-19). Der Reaktor wurde daraufhin abgeschaltet, das Speisewassersystem isoliert und der Füllstand im RDB mittels RCIC-System kontrolliert. Aufgrund des geringen Leckquerschnitts der betroffenen Leitung sowie der rechtzeitigen Entdeckung und Absperrung des Lecks trat nur eine geringe Menge Speisewasser in Dampfform ins Maschinenhaus aus. Die damit verbundene Freisetzung radioaktiver Stoffe in das Maschinenhaus verblieb unterhalb des gesetzlich zulässigen quellenbezogenen Dosisrichtwerts.

### **Beurteilung der HSK**

Nach Ansicht der HSK ist im KKL ausreichende Vorsorge getroffen, um die Einhaltung der Schutzziele bei Kühlmittelverluststörfällen ausserhalb des Containments zu gewährleisten. Die Einhaltung der zugeordneten Nachweisziele gemäss HSK-R-100 und der technischen Akzeptanzkriterien für Störfälle der Kategorie 2 ist nachgewiesen.

Die HSK stimmt der Einordnung der Leitungsbrüche ausserhalb des Primärcontainments (s. Tab. 7-2) mit Ausnahme der Einstufung des Bruchs der RWCU-Leitung im Hilfsanlagegebäude (ohne Einzelfehler) in die Störfallkategorie 3 zu. Für den RWCU-Leitungsbruch ist die Einstufung unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen Leitungslängen und -grössen in den jeweiligen Gebäudebereichen auf Basis internationaler Betriebserfahrungen nachvollziehbar zu bestimmen (s. Forderung 7.4.2-1 in Kapitel 7.4.2.2).

## **7.5 Externe Ereignisse**

### **7.5.1 Erdbeben**

#### **Angaben des KKL**

Im KKL sind alle sicherheitsrelevanten Systeme so ausgelegt, dass deren Sicherheitsfunktion bzw. Integrität während und nach einem Sicherheitserdbeben (SSE, Safe Shutdown Earthquake) gewährleistet ist (sogenannte Ausrüstungen der Erdbebenklasse I). Das SSE am KKL-Standort ist durch eine Bodenbeschleunigung von 0,21 g charakterisiert. Die Eintrittshäufigkeit des SSE wurde Mitte der 1970er Jahre zu  $10^{-4}$  pro Jahr festgelegt. Darauf basierend wurde das SSE sowohl ohne als auch mit

Berücksichtigung des limitierenden Einzelfehlers (Ausfall des HD-Kernsprühsystems) der Störfallkategorie 3 zugeordnet.

Das KKL legt dar, dass die Sicherstellung der Reaktorschnellabschaltung, der Brennelementkühlung und der Einschluss der radioaktiven Stoffe mit den für das SSE qualifizierten Ausrüstungen der Division 1 oder der Divisionen 2 und 3 oder der SEHR-Divisionen nachgewiesen ist.

Im Bewertungszeitraum wurden drei Ereignisse durch die Erdbebeninstrumentierung registriert. Die maximalen Beschleunigungen lagen erheblich unter den dem SSE vorgelagerten Grenzwerten für das Betriebserdbeben.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Die Auslegungsgrundlagen für den Schutz des KKL gegen Erdbeben basieren auf Erkenntnissen Mitte der 70er Jahre. Die als sicherheitsrelevant eingestufteten Gebäude und Ausrüstungen des KKL wurden gegen die Lasten aus dem sogenannten Sicherheitserdbeben ausgelegt, dass nach damaligen Erkenntnissen mit einer Häufigkeit von  $10^{-4}$  pro Jahr zu erwarten ist. Alle anderen Gebäude und Ausrüstungen des KKL sind gegen das sogenannte Betriebserdbeben ausgelegt, für das 50 % des aus dem Sicherheitserdbeben resultierenden Beschleunigungswertes angenommen wurde.

Mit der abgestuften Vorsorge gegen Erdbeben wurde der generelle Grundsatz verfolgt, vorrangig all die Anlagenteile des KKL ausreichend zu schützen, deren Funktion und Integrität für die Überführung der Anlage in einen sicheren Zustand nach einem Sicherheitserdbeben erforderlich waren. Bei den nicht gegen das Sicherheitserdbeben geschützten Anlagenteilen handelt es sich um Nebensysteme und Teile des Wasser-Dampfkreislaufs im Maschinenhaus, die hierfür nicht benötigt werden. Da diese Anlagenteile zum Teil radioaktive Stoffe führen, galt als weiterer genereller Grundsatz, die Freisetzung radioaktiver Stoffe bei einem Sicherheitserdbeben so zu begrenzen, dass die zum damaligen Zeitpunkt gesetzlich festgelegten Grenzwerte eingehalten werden.

Den für den Störfall Erdbeben in der Vergangenheit durchgeführten Analysen liegt die Annahme zugrunde, dass die nicht gegen Sicherheitserdbeben ausgelegten Anlagenteile versagen. Diese Annahme ist als konservativ zu beurteilen, da die im Rahmen der Bewilligung des KKL durchgeführten Auslegungsrechnungen zeigten, dass diese Anlagenteile noch zum Teil deutliche Tragreserven bis zum Versagen aufweisen.

### **Beurteilung der HSK**

Basierend auf den Erkenntnissen aus der Neubewertung der Erdbebengefährdung für die KKW-Standorte in der Schweiz (Projekt PEGASOS) ist gegenüber den Erkenntnissen Mitte der 70er Jahre auch für den Standort des KKL von einer höheren Erdbebengefährdung auszugehen (s. Ausführungen in Kapitel 3.1). Hierdurch bedingt ist die bisherige Einstufung des Sicherheits- wie auch des Betriebserdbebens in Störfallkategorien zu hinterfragen. Da von dieser Einstufung die gemäss StSV einzuhaltenden radiologischen Grenzwerte abhängen, bedarf es einer Überprüfung, inwieweit die Anlage KKL über ausreichende Tragreserven bis zum Versagen bei Erdbeben verfügt, die nach heutiger Erkenntnis mit einer Häufigkeit von  $10^{-4}$  pro Jahr zu erwarten sind.

#### **Forderung 7.5.1-1**

*Das KKL hat mithilfe anerkannter Methoden zu überprüfen, inwieweit die sicherheitstechnisch klassierten Anlagenteile des KKL den Einwirkungen aus Erdbeben mit ausreichender Sicherheit standhalten, die nach heutiger Erkenntnis mit einer Häufigkeit von  $10^{-4}$  pro Jahr zu erwarten sind. Hierfür*

*ist ein Konzept zu erstellen, in dem das Überprüfungsverfahren, die verwendeten Methoden, Schnittstellen zu anderen Forderungen, ggf. beauftragte Experten und verbindliche Termine für die einzelnen Überprüfungs-schritte festzulegen sind. Das Konzept ist der HSK bis 31. Dezember 2009 zur Abstimmung einzureichen.*

Basierend auf den Erkenntnissen der vom KKL unter Berücksichtigung der Erkenntnisse aus dem Projekt PEGASOS durchgeführten probabilistischen Erdbebenanalyse (s. Kapitel 8.2.6.2) ist bei Beschleunigungen von 0,3 g nicht von einem seismisch bedingten Versagen sicherheitsrelevanter Gebäude und Ausrüstungen im KKL auszugehen. Diese Erkenntnisse bestätigen, dass aufgrund der konservativen Annahmen bei der damaligen Auslegung des KKL gegen Erdbebenlasten hohe Auslegungsreserven bestehen.

## 7.5.2 Blitzschlag

### Angaben des KKL

Im Jahre 1981 wurden drei Szenarien analysiert, welche folgende direkte Folgeschäden bei einem Blitzschlag abdeckten:

- Fehlerhaftes Öffnen von 8 Sicherheitsabblaseventilen (SRV).
- Fehlerhaftes Öffnen aller 16 SRV.
- Auslösung der automatischen Druckentlastungsfunktion über 8 SRV (ADS-Funktion) bei Reaktorfüllstand 1, aufgrund des Ausfalls der Kernsprühsysteme.

In den Analysen wurde unter Zugrundlegen der gegen Blitzschlag geschützten Ausrüstungen unterstellt, dass bei Störfalleintritt die externe Stromversorgung ausfällt und dass während und nach dem Blitzschlag folgende sicherheitsrelevante Systeme (Schutzaktionen) verfügbar sind:

- Reaktorschutzsystem und Steuerstabantriebssystem (Reaktorschnellabschaltung).
- Schliessen der Frischdampf-Isolationsventile (MSIV) und Öffnen der SRV (Reaktorisolation).
- SEHR-System (Kühlung des Kerns und des Kondensationsbeckens).
- Instrumentierung zur automatischen Auslösung der vorstehenden Schutzaktionen.

Für alle anderen Systeme wurde unterstellt, dass deren Regelung und Instrumentierung nicht funktioniert und daher die Systeme als ausgefallen zu betrachten sind. Dies betrifft insbesondere das Speisewassersystem und die Kernsprühsysteme sowie die Nach- und Notkühlsysteme.

Unter diesen Voraussetzungen ergaben die Analysen aus dem Jahr 1981, dass die Folgen eines Blitzschlages beherrscht werden. Eine Überprüfung dieser Analysen durch das KKL führte zu folgenden Erkenntnissen:

- Es sind weitere Störfallabläufe denkbar, die bisher nicht analysiert wurden. Dies betrifft insbesondere den Fall einer Überspeisung des RDB durch das Speisewassersystem oder das Hochdruck-Kernsprühsystem, wodurch Schäden an den Frischdampfleitungen nicht auszuschliessen sind.
- Es wurde keine geodätische Nachspeisung des Reaktors aus dem Speisewasserbehälter berücksichtigt.
- Die Analysen wurden für eine Reaktorleistung von 3000 MW<sub>th</sub> durchgeführt und berücksichtigen nicht die aktuelle Reaktorleistung von 3600 MW<sub>th</sub>.

Das KKL führte unter Zuhilfenahme des eigenen Schulungssimulators eine Neubewertung der möglicherweise durch Blitzschlag ausgelösten Fehlfunktionen durch. Folgende Fälle wurden basierend auf der aktuellen Reaktorleistung von 3600 MW<sub>th</sub> betrachtet:

- a) Fehlöffnen von SRV infolge Blitzschlags.
- b) Überspeisung des Reaktordruckbehälters (RDB) infolge Blitzschlags und postuliertem Versagen des Überspeisungsschutzes.

Im Fall a) bestätigt die Neubewertung, dass die Schutzziele eingehalten bleiben. Ein zusätzlicher Zeitgewinn zur Einleitung ggf. erforderlicher Handmassnahmen resultiert aus der in den damaligen Analysen nicht berücksichtigten geodätischen Nachspeisung aus dem Speisewasserbehälter.

Im Fall b) wird die Anlage automatisch in die Langzeitkühlung des Reaktors und des Containments mittels SEHR-System überführt. Erfolgt eine Überspeisung durch das Speisewassersystem, muss als Folgeschaden die Beschädigung einer Dampfleitung im Maschinenhaus angenommen werden. Die Beherrschung kleiner und mittlerer Dampfleitungsbrüche im Maschinenhaus erfordert die manuelle Isolation des Reaktors. Voraussetzung dafür ist, dass das Schichtpersonal in der Lage ist, eine Überspeisung oder ein daraus folgendes Leck zu erkennen.

Das KKL kommt zu dem Schluss, dass auch bei Berücksichtigung zusätzlicher Störfallabläufe die nukleare Sicherheit der Anlage gegenüber den Folgen eines Blitzschlages gewährleistet ist. Das im KKL in Entwicklung befindliche neue Blitzschutzkonzept sollte folgende Massnahmen in Erwägung ziehen:

- Sensibilisierung des Schichtpersonals bezüglich Überspeisungsszenarien.
- Verbesserung der Störfallinstrumentierung entsprechend dem Stand der Technik, insbesondere Schutz der Flutbereichs-Instrumentierung und der Leckageüberwachungs-Instrumentierung des Maschinenhauses.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Gemäss der Richtlinie HSK-R-100 ist der Blitzschlag als Auslegungsstörfall einzustufen, der auch dann beherrscht werden muss, wenn ein vom auslösenden Ereignis unabhängiger Einzelfehler in einem zur Störfallbeherrschung erforderlichen Sicherheitssystem unterstellt wird. Die Funktionen der nicht gegen Blitzschlag geschützten Systeme sind entweder als ausgefallen anzunehmen oder es ist eine Fehlfunktion beliebiger Art zu unterstellen.

Unter diesen Annahmen ist nachzuweisen, dass mit den getroffenen Schutzmassnahmen die Auswirkungen eines Blitzschlags so begrenzt bleiben, dass die Sicherheitssysteme im erforderlichen Umfang wirksam bleiben. Der erforderliche Umfang an Sicherheitssystemen leitet sich neben der Annahme eines Einzelfehlers aus der Einhaltung der grundlegenden Schutzziele (s. Kapitel 7.1) ab. Die Funktion aller elektrischen Einrichtungen, die sowohl für die Ausführung als auch für die Überwachung der erforderlichen Sicherheitssysteme notwendig sind, muss beim Störfall „Blitzschlag“ gewährleistet bleiben.

### **Beurteilung der HSK**

Zur Einhaltung der grundlegenden Schutzziele sind aus Sicht der HSK unter Berücksichtigung der Auswirkungen der nicht gegen Blitzschlag geschützten Systeme mindestens folgende Sicherheitsfunktionen zu gewährleisten:

- Unterkritikalität des Reaktorkerns.
- Wärmeabfuhr aus dem RDB und dem Kondensationsbecken einschliesslich Kühlmittelergänzung.
- Wärmeabfuhr aus dem Brennelement-Lagerbecken.
- Erhalt der Dichtheit des Reaktorkühlsystems.
- Erhalt der Dichtheit des Containments.
- Verhinderung einer Überspeisung des RDB aufgrund fehlerhafter Regelung bei Weiterbetrieb des Speisewassersystems.

Die in den bisherigen Analysen als verfügbar angenommenen Schutzaktionen (Reaktorschnellabschaltung, Reaktorisolation sowie Kühlung des Kerns und des Kondensationsbeckens) decken die genannten Sicherheitsfunktionen nicht vollständig ab. Es bedarf im Hinblick auf die zurzeit durchgeführten Blitzschutzmaßnahmen (s. weitere Ausführungen in Kapitel 6.12) einer erneuten Analyse, um den Mindestumfang der gegen Blitzschlag auszulegenden elektrischen Einrichtungen abschliessend festzulegen.

#### **Forderung 7.5.2-1**

*Das KKL hat der HSK bis 31. Dezember 2009 den Mindestumfang der gegen Blitzschlag zu schützenden elektrischen Einrichtungen, die zur Einhaltung der grundlegenden Schutzziele erforderlich sind, zur Stellungnahme einzureichen.*

## **7.6 Radiologische Auswirkungen von Auslegungsstörfällen**

### Nachweisführung

Mithilfe 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 gefährlichen Dosen auftreten. Als Beurteilungsgrundlage dienen die in Art. 94 der StSV in Abhängigkeit der Störfallhäufigkeit festgelegten Dosiswerte und der in der Richtlinie HSK-R-11 konkretisierte quellenbezogene Dosisrichtwert.

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;
- die Dosisbelastung der Bevölkerung.

Es entspricht der internationalen Praxis für den Nachweis der Einhaltung der oben genannten Dosen bei Auslegungsstörfällen konservative Berechnungsergebnisse zu verlangen. Damit wird sichergestellt, dass die ausgewiesenen Dosen eine obere Grenze der zu erwartenden radiologischen Auswirkungen darstellen.

Da die Rechenmodelle und Annahmen zur Beschreibung des radioaktiven Transports radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage sowie die Annahmen zur Ausbreitungs- und Dosisrechnung in den letzten 10 Jahren den neuen Erkenntnissen angepasst wurden, hat das KKL die radiologischen Auswirkungen von repräsentativen Auslegungsstörfällen (s. Tab. 7-2) im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung neu beurteilt. Die Prüfung der im Beurteilungszeitraum aufgetretenen Ereignisse mit radiologischer Bedeutung zeigt nach Aussage vom KKL auf, dass deren radiologische Auswirkungen durch die Auswirkungen der neu überprüften radiologischen Störfallanalysen abgedeckt sind.

Die HSK hat die vom KKL eingereichten Rechenmodelle sowie deren Annahmen und Eingabeparameter überprüft und durch eigene Analysen im Detail verifiziert. Als massgebende Grundlage für die Bewertung des Transports von radioaktiven Stoffen innerhalb der Anlage wurde der Regulatory Guide 1.183 der US-NRC<sup>124</sup> herangezogen. Die Beurteilung der Ausbreitungsrechnungen stützt sich auf die Richtlinie HSK-R-41<sup>125</sup>.

## 7.6.1 Aktivitätsinventare

### Angaben des KKL

Den vorliegenden radiologischen Analysen liegt ein 6-Zonen-Kern bei einer Leistung von 3600 MW<sub>th</sub> zugrunde. Als Aktivitätsinventar des Reaktorkerns bei Störfalleintritt wurde ein Inventar unterstellt, das im Jahr 2002 im Zuge der Untersuchung der Auswirkungen der Abbranderhöhung auf die radiologischen Analysen neu bestimmt worden war<sup>126</sup>. Hierbei wurde eine mittlere Anreicherung von 4,75 % w/o U-235 und ein mittlerer Entladeabbrand der Brennelemente von 65 MWd/kg unterstellt.

Ausgehend von dem in der Technischen Spezifikation des KKL festgelegten Grenzwert für das Leitnuklid I-131 erfolgte die Berücksichtigung der erhöhten Abgaben von Iodnukliden an das Kühlmittel während des Störfallverlaufs (sogenannter „Spiking-Effekt“) gemäss den in Deutschland geltenden Störfallberechnungsgrundlagen<sup>127</sup>. Basierend auf anlagenspezifischen Messwerten wurde ein geometrischer Mittelwert des Spiking Faktors von 10 angenommen.

Für die Ermittlung des Aktivitätsübertritts aus dem Reaktorwasser in den Frischdampf wurden Carry-over-Faktoren von 2 % für Iodnuklide und 0,1 % für die übrigen, nicht gasförmigen Nuklide verwendet. Es wurde unterstellt, dass die Edelgasnuklide fast vollständig in die Dampfphase des Kühlmittels übertreten. Das entsprechende Aktivitätsinventar der Edelgasnuklide im Frischdampf wurde anhand der nuklidabhängigen, der Auslegung zugrunde gelegten Freisetzungsraten aus dem Brennstoff ermittelt, ohne Berücksichtigung des radioaktiven Zerfalls. Bei der Ermittlung des Aktivitätsinventars im Speisewasser wurde berücksichtigt, dass etwa 30 % der Wassermenge die Reinigungsanlage umgehen und die Hälfte der verbleibenden Menge über Harzfilter gereinigt wird. Die Aktivitätskonzentration im Speisewasser beträgt für Aerosole und Iod 50 % bzw. 90 % des Aktivitätsinventars im Dampf.

---

<sup>124</sup> Reg. Guide 1.183, „Alternative radiological source terms for evaluating design basis accidents at nuclear power reactors“, US-NRC, July 2000

<sup>125</sup> Diese Richtlinie wurde Anfang des Jahres 2008 durch die neue Richtlinie G14 ersetzt

<sup>126</sup> KKL Technischer Bericht BET/02/132, BET/02/132, Rev. 0, „KKL 3600 MW Source Term Calculations with ORIGEN2“, 12.11.2002

<sup>127</sup> Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien des BMI zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäss § 28 Abs. 3 StrlSchV, 1983

## Beurteilung der HSK

Die zur Bestimmung der radiologischen Auswirkungen von Auslegungsstörfällen wichtigsten radioaktiven Stoffe, die Spaltprodukte, entstehen im Reaktorbrennstoff als Folge der ablaufenden Kernspaltung. Das Inventar an radioaktiven Stoffen in den Brennstäben ist abhängig von der Einsatzdauer und der Leistungsdichte der einzelnen Brennstäbe und berechnet sich aufgrund der nuklidspezifischen Produktions- und Verlustrate.

Das Vorgehen vom KKL zur Bestimmung der Aktivitätsinventare im Kern, Reaktorwasser, Frischdampf und Speisewasser ist nach Ansicht der HSK weitgehend akzeptabel. Insbesondere deckt das unterstellte Kerninventar aktuelle Kernnachladungen ab und die vom KKL den Störfallanalysen zugrunde gelegte Kühlmittelaktivität entspricht der gemäss Technischen Spezifikationen für den unbeschränkten Betrieb maximal zulässigen Kühlmittelaktivität.

Die Auswirkungen des neuen ANS-Standards ANS-18.1-1999<sup>128</sup> auf die zugrunde gelegten Inventare wurden bisher vom KKL allerdings nicht untersucht.

### Forderung 7.6.1-1

*Das KKL hat die Auswirkungen der neuen Quelltermspezifikation ANS-18.1-1999 auf die in den radiologischen Störfallanalysen zugrunde gelegten Aktivitätsinventare bis 30. Juni 2010 aufzuzeigen.*

Das KKL setzt bei der Ermittlung der Inventare radioaktiver Stoffe im Kühlmittel beim Speisewasser-Leitungsbruch die stationären Bedingungen entsprechend dem Normalbetrieb voraus. Beim Speisewasser-Leitungsbruch ist aber mit dynamischen Strömungsvorgängen in den Sekundärsystemen zu rechnen, die z. B. zu einer Verringerung der Reinigungswirkung des Speisewassers über die Harzfilter führen können. Dieser Effekt wurde vom KKL in den Analysen bisher nicht berücksichtigt.

### Forderung 7.6.1-2

*Das KKL hat bis 30. Juni 2010 aufzuzeigen, dass die beim Speisewasser-Leitungsbruch auftretenden dynamischen Strömungsvorgänge durch die in den radiologischen Analysen zugrunde gelegten Aktivitätsinventare abgedeckt sind.*

## 7.6.2 Ausbreitungs- und Dosisberechnungen

### Angaben des KKL

Bei allen Auslegungsstörfällen wurde angenommen, dass die Freisetzung radioaktiver Stoffe zu einem nicht wählbaren Zeitpunkt beginnt und somit die Wetterbedingungen nicht bekannt sind. Zur Bestimmung der maximalen Dosis wurden Berechnungen für verschiedene Abwinddistanzen und Stabilitätsklassen der Atmosphäre bei trockener und nasser Ablagerung durchgeführt und die jeweils ungünstigsten Resultate verwendet. Gebäudeeinfluss und Topographie wurden berücksichtigt. Zudem wurde bei der Freisetzung eine störfallspezifische Impulsüberhöhung angenommen. Bei den Berechnungen wurde jeweils eine minimale Abwinddistanz von 100 m angesetzt.

In den Störfallanalysen wurde unterschieden zwischen Freisetzungen direkt aus Anlagenräumen und Freisetzungen über den Abluftkamin. Bei Freisetzungen aus Anlagenräumen wurde eine mittlere Freisetzungshöhe von ca. 15 m angenommen, bei Freisetzungen über den Abluftkamin wurde jeweils

---

<sup>128</sup> Radioactive Source Term for Normal Operation for Light Water Reactors

die tatsächliche Freisetzungshöhe von 99 m angesetzt. Die effektiven Freisetzungshöhen wurden abhängig von Stabilitätsklasse, Abwinddistanz, Freisetzungshöhe, Impulsüberhöhung, Gebäudeeinfluss und Topographie störfallspezifisch ermittelt. Typische minimale effektive Freisetzungshöhen sind 17,7 m (Freisetzung aus Anlagenräumen) und 77,5 m (Freisetzung über den Abluftkamin). Beim Erdbeben wurde eine effektive Freisetzungshöhe von 0 m angenommen.

In den Berechnungen wurde eine konstante höhenunabhängige Windgeschwindigkeit von 1 m/s angenommen. Ferner wurde bei nasser Ablagerung während der ersten 8 Stunden von einer mittleren Regenintensität von 2 mm/h ausgegangen. Bei länger dauernden Freisetzungen radioaktiver Stoffe wurde unterstellt, dass sich Windrichtung und Wetterlage zeitlich ändern. Die Störfallanalysen wurden daher mit zeitlich gestaffelten Ausbreitungs- und Auswaschbedingungen gemäss Richtlinie HSK-R-41 durchgeführt.

Bei der trockenen und nassen Ablagerung wurde unterschieden zwischen Edelgasen, Iod und Aerosolen. Edelgase lagern 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 für eine erwachsene Person, die sich während des Wolkendurchzugs am ungünstigsten Ort aufhält und danach am Ort mit der grössten Dosis arbeitet, wohnt und ihren gesamten Bedarf an Nahrungsmitteln von diesem Ort deckt. Zur Überprüfung der Einhaltung der gemäss Richtlinie HSK-R-100 festgelegten Dosiswerte wurde in den Berechnungen grundsätzlich von einer Integrationszeit (Expositions- bzw. Inkorporationsdauer) 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  $3.3E-4 \text{ m}^3/\text{s}$  ausgegangen. Bei der Inhalation während der restlichen Zeit des Wolkendurchzugs und bei der langfristigen Inhalation durch Wiederaufwirbelung wurde eine mittlere Atemrate von  $2.3E-4 \text{ m}^3/\text{s}$  angesetzt. Zur Bestimmung der Inhalations- und Ingestionsdosen wurden die Dosisfaktoren aus der schweizerischen Strahlenschutzverordnung StSV oder aus den ICRP Original-Publikationen verwendet.

Die Dosisfaktoren für externe Bestrahlung wurden aus der Datenbank von Kocher 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 der HSK**

Die im Rahmen der Störfallanalysen erforderlichen Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden vom KKL gemäss der Richtlinie HSK-R-41 durchgeführt. Zusätzlich zu den Annahmen der Richtlinie HSK-R-41 wurden eine störfallspezifische Impulsüberhöhung und der Einfluss der benachbarten Gebäude berücksichtigt. Die HSK hat die vom Betreiber unterbreiteten Störfallanalysen hinsichtlich Ausbreitungs- und Dosisberechnungen im Detail überprüft. Die HSK akzeptiert die verwendeten Rechenmethoden und erachtet die getroffenen Annahmen und Eingabeparameter als konservativ. Die angenommene minimale Abwinddistanz von 100 m ist als sehr konservativ zu bewerten, da gemäss Richtlinie HSK-R-41 von einer minimalen Distanz von 200 m ausgegangen werden darf.

In den Berechnungen der HSK wurde (ausser beim Erdbeben) bei Freisetzungen aus Anlagengeräumen eine effektive Freisetzungshöhe von 17,5 m angenommen, bei Freisetzungen über den Abluftkamin wurde eine effektive Freisetzungshöhe von 75 m angesetzt (Kaminhöhe 99 m). Diese von den KKL-Annahmen leicht abweichenden Annahmen haben nur geringe Auswirkungen auf die Dosisberechnungen und sind in Unterschieden der vom KKL und der HSK verwendeten Ausbreitungsprogramme begründet. Bei den Berechnungen der HSK wurde in Übereinstimmung mit den KKL-Analysen auch eine minimale Abwinddistanz von 100 m verwendet.

### **7.6.3 Ergebnisse der Ausbreitungs- und Dosisberechnungen**

Nachfolgend werden die Auswirkungen der in Tab. 7-2 als radiologisch repräsentativ eingeordneten Störfälle dahingehend bewertet, ob im KKL eine ausreichende Störfallvorsorge getroffen ist. Für Einzelpersonen der Bevölkerung sind gemäss StSV für Störfälle der Kategorie 1 maximal 0,3 mSv pro Jahr, für Störfälle der Kategorie 2 maximal 1 mSv und für Störfälle der Kategorie 3 maximal 100 mSv zulässig.

#### **7.6.3.1 Fehlerhaftes Schliessen aller Frischdampf-Isolationsventile**

##### **Angaben des KKL**

Der Störfall wurde der Kategorie 1 (ohne EF) zugeordnet, sodass der maximal zulässige Dosiswert 0,3 mSv beträgt. Die Annahme eines zusätzlichen Einzelfehlers führt zur Einstufung des Störfalls in die Kategorie 2 und hat keinen Einfluss auf die radiologischen Auswirkungen des Störfalls.

##### Störfallablauf

Die vier Frischdampf-Isolationsventile schliessen fehlerhaft im Vollastbetrieb. Dies führt zu einer Reaktorschnellabschaltung und einem schnellen Frischdampfdruckanstieg, der über das Öffnen der Sicherheits-Abblaseventile abgebaut wird. Die zum Kondensationsbecken umgeleitete Dampfmenge wird in Abhängigkeit der Nachzerfallswärme berechnet. Der Störfallablauf führt zu keinen störfallbedingten Brennstabschäden. Der automatischen Isolation der Containment-Lüftung infolge erhöhter Strahlenwerte folgt eine durch die Betriebsmannschaft initiierte gefilterte Belüftung des Containments mithilfe des Notabluftsystems SGTS 8 Stunden nach Störfallbeginn.

### Analyseannahmen und Ergebnisse

Es wird eine für den Normalbetrieb maximal erlaubte Kühlmittelaktivität unterstellt. Das störfallbedingt erhöht freigesetzte Iod („Spiking Effekt“) gelangt mit dem Frischdampf über die Sicherheits-Abblaseventile in das Kondensationsbecken und von dort in den Freiraum des Primär-Containments. Es werden 200 t Dampf bzw. das Äquivalent an radioaktivem Inventar in das Kondensationsbecken abgelassen. Das im Reaktorkühlmittel freigesetzte Iod liegt gemäss Reg. Guide 1.183 zu 95 % in aerosol-, zu 4,85 % in elementarer und zu 0,15 % in organischer Form vor. Das KKL unterstellt eine vollständige Rückhaltung von aerosolförmigen Stoffen im Wasser des Kondensationsbeckens. Die Verteilung der Iodspezies in der Primärcontainment-Atmosphäre weist 97 % elementares und 3 % organisches Iod auf. Der Abscheidegrad des SGTS-Filters beträgt 99,9 % für Aerosole (Feststoffe) sowie 99 % für elementares und organisches Iod.

Die Dosisberechnungen des KKL für die analysierte Anlagentransiente ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 0,039 mSv. Das KKL kommt zum Schluss, dass die für Ereignisse der Störfallkategorien 1 bzw. 2 zulässigen Dosislimiten eingehalten werden.

### **Beurteilung der HSK**

Die HSK hat eine eigene Quelltermrechnung durchgeführt, um die Konservativität des KKL Vorgehens bei der Analyse des Störfalls zu überprüfen. Das KKL nimmt an, dass die Freisetzung von Edelgasen ins Primär-Containment proportional zur freigesetzten Dampfmenge ist. Die HSK ist der Ansicht, dass die Ermittlung der Menge an freigesetzten Edelgasen nicht in Abhängigkeit der freigesetzten Dampfmenge zu erfolgen hat, sondern entsprechend der Edelgasfreisetzungsrates aus dem Brennstoff. Zudem verwendet die HSK für die Ermittlung des freigesetzten Edelgasinventars eine gegenüber der Auslegungsleckrate um einen Faktor 3 erhöhte Edelgas-Leckrate, um dem Spiking-Effekt bei Edelgasen Rechnung zu tragen.

Das vom KKL für die Halogene verwendete Modell ist nach Ansicht der HSK physikalisch nicht zutreffend und führt zu einer Überschätzung der Iod-Freisetzung um etwa einen Faktor 10. Hingegen beruht das vom KKL verwendete Spiking-Modell allein auf anlagenspezifischen Messdaten und führt zu einem zeitlich gemittelten Spiking-Faktor von etwa 10. Gemäss internationaler Praxis sollten auch generische Spiking-Daten aus anderen Anlagen zur Ermittlung des Spiking verwendet werden, um mögliche Unsicherheiten abzudecken. Aus diesem Grund, verwendet die HSK einen gemittelten Spiking-Faktor von 30.

Die von der HSK für diesen Störfall ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7-3 der vom KKL ermittelten Dosis gegenübergestellt. Die KKL-Berechnungen führen zu einer höheren Abschätzung, da die vom KKL unterstellte erhöhte Iod-Freisetzung gegenüber dem von der HSK unterstellten erhöhten Spiking-Faktor dominierend ist.

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKL-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	~ 0	9.0E-3
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	3.9E-2	2.8E-3
Total Wolken- und Bodenphase	3.9E-2	1.2E-2

Tab. 7-3: Maximal zu erwartende Dosis bei fehlerhaftem Schliessen aller Frischdampfleitungs-Isolationsventile

Die Ergebnisse der vom KKL und von der HSK durchgeführten radiologischen Analysen für eine Anlagentransiente der Störfallkategorie 1 bzw. 2 zeigen, dass die zulässigen Dosiswerte deutlich eingehalten werden.

### 7.6.3.2 Brennelement-Handhabungsstörfall

#### Angaben des KKL

Es wurden drei unterschiedliche Störfallszenarien untersucht:

- Brennelement-Handhabungsstörfall mit Beschädigung von 10 Brennstäben (äussere Reihe eines Brennelements).
- Brennelement-Handhabungsstörfall mit Beschädigung von 148 Brennstäben.
- Brennelement-Handhabungsstörfall mit Beschädigung von 192 Brennstäben (Brennstäbe zweier Brennelemente).

Das erste Szenario wurde in die Kategorie 2 (ohne EF) eingestuft, sodass der maximal zulässige Dosiswert 1 mSv beträgt. Das zweite und dritte Szenario wurden in die Kategorie 3 (ohne EF) eingestuft, sodass der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv beträgt. Die Annahme eines zusätzlichen Einzelfehlers hat keinen Einfluss auf die Störfalleinstufung.

#### Störfallablauf

Da die Lüftungstechnische Isolation des Brennelement-Lagergebäudes wesentlich länger dauert als die des Sicherheitsgebäudes, wird als abdeckender Fall für die ersten beiden Störfallszenarien der Absturz eines Brennelements während des Transports im Brennelement-Lagergebäude betrachtet. Dieser kann je nach Fallhöhe eine Beschädigung der Brennstäbe des abstürzenden Brennelements und/oder der getroffenen Brennelemente zur Folge haben. Die aus dem Brennelement im Wasser des Lagerbeckens freigesetzte Radioaktivität entweicht in die Atmosphäre des Brennelement-Lagergebäudes. Die Betriebsmannschaft verlässt sofort das Gebäude und die Isolation des Brennelement-Lagergebäudes erfolgt automatisch in Folge von hohen Strahlenwerten oder manuell spätestens nach 10 Minuten. Die Abgabe an die Umgebung erfolgt über Aerosol- und Aktivkohlefilter des Notabluftsystems SGTS.

Im dritten Störfallszenario wird ein Störfall im Brennelement-Transportsystem unterstellt. Mithilfe eines Transportschlittens werden abgebrannte Brennelemente vom Containmentbecken über ein Transportrohr in das Lagerbecken gebracht.

## Analyseannahmen und Ergebnisse

Für die Ermittlung des Aktivitätsinventars eines Brennstabs wird berücksichtigt, dass Brennelemente frühestens 24 Stunden nach der Reaktorabschaltung entladen werden können. Da einzelne Brennelemente höhere Inventare als ein über alle Brennelemente im Reaktorkern gemittelttes Brennelementinventar aufweisen können, werden die Inventare von Nukliden mit langer Halbwertszeit bzw. mit kurzer Halbwertszeit mit einem Faktor 1,7 respektive 1,5 multipliziert.

Aufgrund der mehrere Meter betragenden Wasserüberdeckung der Brennelemente werden nur die flüchtigen Radionuklide der Edelgase und Iod berücksichtigt. Bezüglich der unterstellten Anzahl beschädigter Brennstäbe stellt das KKL fest, dass bisher weltweit keine Brennelement-Handhabungsstörfälle in Kernkraftwerken vorgefallen sind, bei denen mehr Brennstäbe als die einer äusseren Reihe eines Brennelements beschädigt wurden.

Im Rahmen des dritten Störfallszenarios werden drei auslösende Ereignisse betrachtet:

- (1) Absturz des Transportschlittens: Als Folge wird angenommen, dass die zwei transportierten Brennelemente beschädigt werden und das Hüllrohrspaltinventar freigesetzt wird.
- (2) Blockierung des Transportschlittens im Transportrohr: Die Aufheizung des Kühlwassers führt nach 11,6 Stunden zur Verdampfung der Wasserabdeckung bis zur Höhe der transportierten Brennelemente. Aufgrund dieser Zeitspanne steht genügend Zeit zur Wiederherstellung der Kühlung zur Verfügung. Es werden Freisetzungen aus einem bereits während des Betriebes beschädigten Brennstabs unterstellt.
- (3) Entleerung des Transferbeckens in das Lagerbecken durch Leckage oder fehlerhaftes Öffnen der unteren Absperrarmatur des Transportrohres.

Für das erste Störfallszenario (Basisstörfall mit 10 beschädigten Brennstäben) ergeben die Dosisberechnungen des KKL für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 0,16 mSv. Entsprechend der erhöhten Anzahl von beschädigten Hüllrohren beträgt die maximal zu erwartende Dosis für das zweite Störfallszenario im ersten Jahr 2,3 mSv (Erhöhungsfaktor 14,8) und für das dritte Störfallszenario (Variante 1) im ersten Jahr 3,0 mSv (Erhöhungsfaktor 19,2). Die Variante 1 des dritten Störfallszenarios wird für die Varianten 2 und 3 als abdeckend betrachtet. Das KKL kommt zum Schluss, dass die für Ereignisse der Störfallkategorien 2 bzw. 3 zulässigen Dosislimiten eingehalten werden.

## **Beurteilung der HSK**

Die HSK hat eine eigene Quelltermrechnung durchgeführt und kommt zum Schluss, dass die die Quelltermberechnung betreffenden Annahmen vom KKL weitgehend dem Regulatory Guide 1.183 entsprechen und daher akzeptabel sind. Eine Ausnahme bildet hierbei der Anteil des aus dem Hüllrohrspalt freigesetzten Iodinventars, das vom KKL mit 6 % veranschlagt wird. Die HSK verwendet stattdessen den konservativeren Wert von 8 % aus dem Regulatory Guide 1.183. Die Annahme, dass im Basisstörfall nur eine äussere Reihe von Brennstäben beschädigt wird, entspricht den Vorgaben der deutschen Störfallberechnungsvorgaben. Nach Ansicht der HSK ist selbst diese Annahme als konservativ zu bewerten. Realistischere Angaben könnten aufgrund einer anlagenspezifischen Schadensumfangsanalyse abgeleitet werden.

Die HSK hält die Argumentation des KKL für akzeptabel und konservativ, dass die Ergebnisse der Brennelementabsturzanalyse auf die Variante (1) des Störfalls im Transfersystem extrapoliert werden können. Bezüglich der Störfallvariante (2) führt KKL an, dass aufgrund der vorhandenen Reaktions-

zeit und dem verringerten Hüllrohrspaltinventar des zugrunde gelegten defekten Brennstabs die Freisetzungen weit unterhalb der unterstellten Freisetzungen in der Störfallvariante (1) bleiben. Nach Ansicht der HSK ist allerdings nicht auszuschliessen, dass der kombinierte Einfluss einer vorübergehenden verminderten Wasserüberdeckung und Aufheizung zu wesentlich höheren Freisetzungsraten aus dem defekten Brennstab führt. Ferner ist eine nachvollziehbare Einstufung der Störfallvariante (2) vom KKL nicht vorgenommen worden. Bezüglich der Störfallvariante (3) geht die HSK davon aus, dass die Wasserabdeckung der transportierten Brennelemente wesentlich schneller verloren geht als in Variante (2). Auch hier fehlt eine nachvollziehbare Einstufung der Störfallvariante und es ist nicht nachvollziehbar dargelegt, warum die für Variante (1) abgeschätzte Freisetzung auch für die Variante (3) abdeckend sein soll.

### Forderung 7.6.3-1

*Die Einordnung der Brennelement-Handhabungsstörfälle „Blockade des Transportschlittens im Transportrohr“ und „Entleerung des Transferbeckens“ in die Störfallkategorie 3 sowie die Abdeckung der radiologischen Auswirkungen durch den Störfall „Absturz des Transportschlittens“ sind vom KKL bis 30. Juni 2010 anhand einer detaillierten Analyse nachweislich zu belegen.*

Die von der HSK für die drei Störfallszenarien ermittelten maximal zu erwartenden Dosen für Einzelpersonen in der Umgebung werden in Tab. 7-4 den vom KKL ermittelten Dosen gegenübergestellt. Die KKL-Berechnungen führen zu höheren Dosen infolge einer fehlerhaften Berechnung des Beitrages des Nuklid I-133 zur Gesamtdosis.

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKL-Analyse			HSK-Analyse		
	S1	S2	S3	S1	S2	S3
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	2.5E-3	3.7E-2	4.8E-2	7.8E-3	1.2E-1	1.5E-1
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	1.6E-1	2.3	3.0	1.1E-1	1.6	2.1
Total Wolken- und Bodenphase	1.6E-1	2.3	3.0	1.2E-1	1.7	2.2

Tab. 7-4: Maximal zu erwartende Dosen beim Brennelement-Handhabungsstörfall

S1: Brennelement-Handhabungsstörfall im Lagergebäude (10 beschädigte Brennstäbe)

S2: Brennelement-Handhabungsstörfall im Lagergebäude (148 beschädigte Hüllrohre)

S3: Brennelement-Handhabungsstörfall im Transfersystem (192 beschädigte Hüllrohre)

Die Ergebnisse der vom KKL und der HSK durchgeführten radiologischen Analysen für Brennelement-Handhabungsstörfälle der Störfallkategorien 2 bzw. 3 zeigen, dass die zulässigen Dosiswerte eingehalten werden. Diese Aussage gilt aber vorbehaltlich für die der vom KKL noch genauer zu untersuchenden Störfälle.

### 7.6.3.3 Bruch einer Messleitung innerhalb des Primär-Containments

#### Angaben des KKL

Der Störfall wurde der Kategorie 2 (ohne EF) zugeordnet, sodass der maximal zulässige Dosiswert 1,0 mSv beträgt. Die Annahme eines zusätzlichen Einzelfehlers führt zu einer Einstufung des Störfalls in die Kategorie 3 und hat keinen Einfluss auf die radiologischen Auswirkungen des Störfalls.

#### Störfallablauf

Es wird ein nicht absperrender Bruch einer Messleitung innerhalb des Primär-Containments unterstellt, der die Abschaltung und die Druckentlastung des Reaktors erfordert, um die Kühlmittleckage zu beenden. Die in das Primär-Containment freigesetzte Aktivität wird mithilfe des Notabluftsystems SGTS gefiltert über den Kamin abgegeben.

#### Analyseannahmen und Ergebnisse

Die Abschaltung und Druckentlastung des Reaktors erfolgt 30 Minuten nach Störfallbeginn durch die Betriebsmannschaft. Zu diesem Zeitpunkt wird ebenfalls die betriebliche Containmentlüftung isoliert und das Notabluftsystem in Betrieb genommen. Die Kühlmittleckage wird mit Erreichen des drucklosen Zustands des Reaktors nach 5 Stunden beendet. 8 Stunden nach Störfallbeginn wird unterstellt, dass die Primär-Containmentatmosphäre mit dem Notabluftsystem mit einer Ventilationsrate von  $2,2 \text{ m}^3/\text{s}$  belüftet wird.

Insgesamt treten 11,3 Tonnen Kühlmittel über die Bruchstelle aus, 2,7 Tonnen verdampfen dabei spontan („Flashing“). Es werden 10 % des Iodinventars vom Reaktorkühlmittel in die Dampfphase mitgerissen. Die Iodspezies-Verteilung im Reaktorkühlmittel entspricht nach Aussage vom KKL den Vorgaben gemäss Regulatory Guide 1.183, die erhöhte Freisetzung von Iod wird mit einem Spiking-Faktor von 10 modelliert. Es wird weiterhin unterstellt, dass die Hälfte des freigesetzten Inventars aufgrund der zeitlich verzögerten Abschaltung der betrieblichen Containmentlüftung und Inbetriebnahme des Notabluftsystems ohne Filterung über den Kamin abgegeben wird. Die Containment-Leckage beträgt 1 vol%/Tag. Der SGTS-Filter weist einen Abscheidegrad von 99,9 % für Aerosole und 99 % für elementares sowie organisches Iod auf.

Die Dosisberechnungen des KKL für den analysierten kleinen Kühlmittelverluststörfall innerhalb des Primär-Containments ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $1.8\text{E}-3$  mSv. Das KKL kommt zum Schluss, dass die für Ereignisse der Störfallkategorie 2 bzw. 3 zulässigen Dosislimiten eingehalten werden.

#### Beurteilung der HSK

Die HSK hat eine eigene Quelltermrechnung durchgeführt, um die Konservativität des Vorgehens vom KKL zu überprüfen. Die HSK beschränkt sich bei der Nachprüfung des Quellterms auf die ersten 30 Minuten des Störfalls, da der Hauptanteil der Dosis sich aus der ungefilterten Freisetzung im Zeitraum vor der Isolierung der betrieblichen Containmentlüftung ergibt und die zu erwartende Gesamtdosis weit unterhalb des für den Störfall geltenden Dosisgrenzwerts liegt.

Die HSK ist der Ansicht, dass der Ansatz vom KKL zur Berechnung des luftgetragenen Inventars an Radionukliden nicht konservativ ist und nicht den Vorgaben der Regulatory Guide 1.183 entspricht: Die HSK geht in Anlehnung an den Regulatory Guide 1.183 davon aus, dass die gewichtsbezogene Aktivität des Dampfes (inklusive Dampfpeuchte) 10 % der Konzentration des ausgeströmten, nicht verdampften Reaktorkühlmittels beträgt. Aufgrund der Flüchtigkeit des organischen Iods unterstellt die

HSK weiterhin konservativ, dass von der in der ersten halben Stunde nach Störfallbeginn ausgeströmten Wassermenge 100 % des flüchtigen organischen Iods ungefiltert in die Umgebung gelangt. Dadurch ergibt sich für Aerosole ein viermal grösserer, beim organischen Iod ein zehnfach grösserer Quellterm.

Die von der HSK für diesen Störfall ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7-5 dem Ergebnis vom KKL gegenübergestellt. Aufgrund der genannten abweichenden Annahmen ist die von der HSK ermittelte Dosis etwas grösser.

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKL-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	1.5E-6	2.1E-5
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	1.8E-3	3.1E-3
Total Wolken- und Bodenphase	1.8E-3	3.2E-3

Tab. 7-5: Maximal zu erwartende Dosis beim Bruch einer Messleitung innerhalb des Primär-Containments

Die Ergebnisse der vom KKL und der HSK durchgeführten radiologischen Analysen für einen Kühlmittelverluststörfall innerhalb des Primär-Containments der Störfallkategorie 2 bzw. 3 zeigen, dass die zulässigen Dosiswerte eingehalten werden.

#### 7.6.3.4 Bruch einer Umwälzleitung

##### Angaben des KKL

Der Störfall ist gemäss Tab. 7-2 der Kategorie 3 (ohne EF) zugeordnet, sodass der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv beträgt. Die Annahme eines zusätzlichen Einzelfehlers hat keinen Einfluss auf die Störfalleinstufung.

##### Störfallablauf

Es werden ein nicht isolierbarer doppelendiger Bruch der Umwälzschleife im Drywell und der Verlust der externen Stromversorgung während der ersten 8 Stunden nach Störfallbeginn unterstellt. Aufgrund des Druckanstiegs im Drywell erfolgen automatisch eine Reaktorschnellabschaltung und die Isolation des Primär-Containments. Die über die Bruchstelle in den Drywell freigesetzten radioaktiven Stoffe gelangen durch die Überströmöffnungen in das Kondensationsbecken, in dem ein Grossteil der nicht gasförmigen radioaktiven Stoffe zurückgehalten wird. Der Rest gelangt in die Atmosphäre des Primär-Containments. Die aufgrund der Leckagen des Primär-Containments in das Sekundärcontainment gelangenden radioaktiven Stoffe werden mithilfe des Notabluftsystems SGTS gefiltert über den Kamin in die Umgebung abgegeben.

Ferner können radioaktive Stoffe über die Speisewasser- und Frischdampfleitungen aufgrund nicht dicht schliessender Isolationsarmaturen unter Umgehung des Sekundärcontainments in den Kondensator entweichen. Aufgrund von Kondensatorleckagen gelangen die radioaktiven Stoffe in die Maschinenhausatmosphäre und von dort aus in die Umgebung.

### Analyseannahmen und Ergebnisse

Das KKL unterstellt als Folge des doppelendigen Bruchs der Umwälzschleife, dass 1 % der Hüllrohre beschädigt werden. Daraus resultiert eine entsprechend erhöhte Freisetzung von Edelgasen, Halogenen und anderen Spaltprodukten in das Reaktorkühlmittel. Im Gegensatz zu den Edelgasen, die ohne Rückhaltung durch das Kondensationsbecken in die Atmosphäre des Primär-Containments gelangen, werden andere Radionuklide in Abhängigkeit ihrer physikalischen und chemischen Eigenschaften im Kondensationsbecken zurückgehalten.

Es werden vom KKL weitere folgende Annahmen für die Analyse unterstellt:

- Die Leckage der Containment-Atmosphäre in das Sekundär-Containment beträgt 1 vol%/Tag.
- Die Leckage über die Speisewasserleitungen beträgt 1000 l/Min. Nach unterstellter Wieder-  
verfügbarkeit der externen Stromversorgung 8 Stunden nach Störfallbeginn sind die Speise-  
wasserleitungen wassergefüllt.
- Isolationsventile in den Frischdampfleitungen begrenzen die Leckagen auf 50 l/Min.
- Die Leckrate des Kondensators beträgt 0,5 vol%/Tag.
- Partitionsfaktoren im Kondensator:
  - Elementares Iod: 1'000
  - Cs, Rb: 10'000
  - Sonstige Feststoffe: 1'000'000
- Spontane Freisetzung aus den defekten Brennstäben:
  - Edelgase: 10 %
  - Halogene und Alkalimetalle: 1 %
  - Sonstige Feststoffe: 0,01 %
- In den Luftraum des Containments gelangen, beeinflusst durch schnelle Abscheideprozesse:
  - Edelgase: 100 %
  - Halogene und Alkalimetalle: 10 %
  - Sonstige Feststoffe: 1 %
- Zusammensetzung des Iods in der Containment-Atmosphäre:
  - 95 % elementar
  - 5 % organisch

Während und nach der Wiederauffüll- und Flutphase gelangen, bezogen auf das Inventar der defek-  
ten Brennstäbe, folgende Freisetzungsanteile durch Auslaugungsprozesse in die wässrige Phase:

- Halogene und Alkalimetalle: 5 %
- Sonstige Feststoffe: 0,5 %

Langsame Austauschprozesse zwischen Containment-Atmosphäre und Kondensationsbecken führen  
mit einer Halbwertszeit von 7 Stunden zu einem Konzentrationsgleichgewicht entsprechend einem  
volumenbezogenen Partitionskoeffizienten von 1000 zwischen der Iodkonzentration im Kondensati-

onsbecken und der Containment-Atmosphäre. Es werden folgende Volumen in der Analyse verwendet:

- Volumen der Containment-Atmosphäre (inkl. Drywell): 43'951 m<sup>3</sup>
- Wasservolumen im Containment: 1'755 m<sup>3</sup>

Ferner wurden für die Notablüftung folgende Rückhaltfaktoren unterstellt:

- Partikel: 99,9 %
- Elementares Iod: 99 %
- Organisches Iod: 99 %

Die Lüftungsraten betragen:

- Maschinenhaus: 488'550 m<sup>3</sup>/Stunde
- Lüftung des Sekundärcontainments über das Notabluftsystem: 1 Luftwechsel/Tag

Obwohl 8 Stunden nach Störfallbeginn die externe Stromversorgung wiederhergestellt und damit eine gefilterte Abgabe der radioaktiven Stoffe (Filterrückhaltung von 90 % für Aerosole) aus dem Maschinenhaus über den Kamin möglich wäre, unterstellt KKL eine ungefilterte, bodennahe Freisetzung über die gesamte Dauer der Freisetzung.

Die Dosisberechnungen des KKL für einen grossen Kühlmittelverluststörfall im Drywell ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 1,3 mSv. Das KKL kommt zum Schluss, dass die für Ereignisse der Störfallkategorie 3 zulässige Dosislimite eingehalten wird.

### **Beurteilung der HSK**

Die radiologische Analyse des KKL stützt sich im Wesentlichen auf Berechnungen, die im Jahre 1996 im Zuge der Leistungserhöhung durchgeführt wurden. Die Analyse lehnt sich eng an den für Druckwasserreaktoren entwickelten Vorgaben der deutschen Störfalleitlinie an. Grundsätzlich ist das Vorgehen nach den Störfalleitlinien für die HSK akzeptabel, wenn nachgewiesen wird, dass es gegenüber neuen Erkenntnissen, wie die aus dem Regulatory Guide 1.183, konservativ ist. Dieser Nachweis wurde vom KKL nicht erbracht.

Aus Sicht der HSK berücksichtigt die vom KKL durchgeführte radiologische Analyse alle wesentlichen Freisetzungspfade. Die unterstellten Anlagen- und Systemparameter wie Leckageraten, Filtereffizienzen, Ventilationsraten und Volumen sind nach Ansicht der HSK korrekt angesetzt worden.

Im Gegensatz zu früheren Analysen unterstellt das KKL, dass als Folge des Störfalls statt 10 % nur 1 % defekte Hüllrohre auftreten. Diese Annahme wird von der HSK als ausreichend konservativ beurteilt (s. Kapitel 7.4.1.1). Allerdings fehlt seitens des KKL bei dieser unterstellten, niedrigen Anzahl defekter Hüllrohre der Nachweis, dass der Beitrag der Primärkühlmittelaktivität zur Gesamtdosis vernachlässigbar ist.

Die HSK hat die vom KKL vorgelegte Analyse anhand eigener Quellterm- und Ausbreitungsrechnungen überprüft. Insbesondere hat die HSK hierfür ein Modell entwickelt, das die Transportvorgänge im Kondensationsbecken realistischer berücksichtigt. Die HSK stützt sich bei der Modellierung der Rückhaltewirkung des Kondensationsbeckens auf vom Anlagenhersteller General Electric entwickelte Modelle ab. Hierbei wird aufgrund der relativ niedrigen Wasserabdeckung der Überströmöffnungen zwischen Drywell und Kondensationsbecken konservativ unterstellt, dass ein kleiner Teil sowohl organisches als auch elementares Iod ohne Rückhaltung durch die Wasservorlage im Kon-

densationsbecken in die Atmosphäre des Primär-Containments gelangt. Im Vergleich hierzu werden im KKL-Modell sogenannte „Carry-over“ Faktoren verwendet, für die eine nachvollziehbare Begründung fehlt. Weiterhin stellt die HSK fest, dass im KKL-Modell zwischen Wasservorlage im Kondensationsbecken und Containmentatmosphäre langfristig ein Partitionsprozess für Halogene wirkt, der aufgrund der gewählten Parameter äusserst langsam abläuft. Nach Ansicht der HSK führt dies zu einer optimistisch hohen Rückhaltung von Halogenen.

Als Folge dieser unterschiedlichen Modellierung liefert das HSK-Modell zusammen mit den erhöhten Freisetzungsfractionen aus Brennstoff und Hüllrohrspalt der störfallbedingt beschädigten Brennstäbe erhöhte Quellterme bei Iod, Telluren, Alkali-Erden, Lanthaniden und Aktiniden.

Bei der Überprüfung der Modellierung der Freisetzungspfade wurden einzelne Verbesserungsmöglichkeiten festgestellt. So fehlt insbesondere eine nachvollziehbare Beschreibung und Begründung der Modellierung des Freisetzungspfades aufgrund definierter Undichtigkeit der Speisewasserrückschlagventile sowie eine Bewertung der Höhe der Abgaben. Der Freisetzungspfad über die Speisewasserrückschlagventile wurde von der HSK nur näherungsweise modelliert. Aufgrund dieser Abschätzung, welche auch die Variabilität und Unsicherheiten derartiger Modelle und Modellparameter berücksichtigt, geht die HSK davon aus, dass der Beitrag dieses Freisetzungspfades zur Gesamtdosis maximal gleich oder geringfügig höher ausfällt als der Beitrag des Freisetzungspfades über die Frischdampfisolationsventile. Die HSK geht ferner in ihren Rechnungen davon aus, dass in den ersten 8 Stunden nach Störfallbeginn die Freisetzung aus dem Maschinenhaus in Bodennähe erfolgt. Nachdem die externe Stromversorgung und die Maschinenhauslüftung wieder verfügbar sind, erfolgt die Freisetzung aus dem Maschinenhaus über den Abluftkamin.

Die von der HSK anhand ihrer eigenen Analyse unter den genannten Annahmen ermittelte, maximal zu erwartende Dosis im ersten Jahr für Einzelpersonen in der Umgebung beträgt 1,3 mSv. Im Gegensatz zur KKL-Analyse ist der Freisetzungspfad über die Speisewasserrückschlagventile hierbei nicht berücksichtigt. In Tab. 7-6 wird die im realistischen Fall (Wiederherstellung der externen Stromversorgung nach 8 Stunden) zu erwartende Dosis der vom KKL ermittelten Dosis gegenübergestellt.

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKL-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	1.1E-2	9.8E-3
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	1.3	1.3
Total Wolken- und Bodenphase	1.3	1.3

Tab. 7-6: Maximal zu erwartende Dosis beim Bruch einer Umwälzleitung (Verfügbarkeit der externen Stromversorgung nach 8 Stunden)

Die HSK schätzt, dass unter Berücksichtigung sämtlicher Pfade, d. h. inkl. des Pfades über die Speisewasserrückschlagventile, die in Tab. 7-6 ausgewiesene Dosis um bis zu einen Faktor 2 höher liegen könnte. Die Ergebnisse der vom KKL und der HSK durchgeführten radiologischen Analysen für einen Kühlmittelverluststörfall im Drywell der Störfallkategorie 3 zeigen, dass der zulässige Dosiswert eingehalten wird.

Die vom KKL für Kühlmittelverluste im Drywell durchgeführte radiologische Analyse ist nur dann als abdeckend zu bewerten, wenn die Häufigkeiten für kleine und mittlere Kühlmittelverluste im Drywell ebenfalls in die Störfallkategorie 3 eingeordnet werden kann. Entsprechend den Ausführungen in Kapitel 7.4.1.2 hat das KKL aber keine Einstufung dieser Störfälle vorgenommen, sodass noch kein nachvollziehbarer abdeckender radiologischer Nachweis vorliegt.

Basierend auf den Ausführungen in diesem Kapitel und im Kapitel 7.4.1.2 ist die bisher vom KKL durchgeführte radiologische Analyse von Kühlmittelverluststörfällen innerhalb des Drywells noch nachvollziehbarer zu dokumentieren und zu ergänzen.

### **Forderung 7.6.3-2**

*Die Analyse der radiologischen Auswirkungen von Kühlmittelverluststörfällen innerhalb des Drywells ist vom KKL bis 30. Juni 2010 insbesondere in folgenden Punkten zu überarbeiten:*

- a) *Der Bezug zur Anlage und der Nachweis der Konservativität des verwendeten Modells im Vergleich zu den Vorgaben im Reg. Guide 1.183 ist besser zu dokumentieren.*
- b) *Da nur 1 % der Hüllrohre störfallbedingt als beschädigt angenommen werden, ist nachvollziehbar darzulegen, dass der in der KKL-Analyse nicht berücksichtigte Beitrag der Primärkühlmittelaktivität zur Gesamtdosis vernachlässigbar ist.*
- c) *Die Modellierung der Abgaben über die Freisetzungspfade, insbesondere derjenigen unter Umgehung des Sekundär-Containments aufgrund definierter Undichtheiten in den Speisewasser- und Frischdampfleitungsabsperrungen, ist im Detail aufzuzeigen und zu bewerten. Dazu gehört auch eine nachvollziehbare Begründung und Herleitung verwendeter Rückhalte-, Dekontaminations- und Partitionsfaktoren.*
- d) *Kleine und mittlere Kühlmittelverluststörfälle sind entsprechend ihrer Eintrittshäufigkeit in Störfallkategorien einzuteilen. Die Einhaltung der relevanten Dosisgrenzwerte ist nachvollziehbar zu belegen bzw. die abdeckenden Störfälle sind zu bezeichnen.*

### **7.6.3.5 Bruch einer Frischdampfleitung im Maschinenhaus**

#### **Angaben des KKL**

Der Störfall wurde der Kategorie 2 (ohne EF) zugeordnet, sodass der maximal zulässige Dosiswert 1,0 mSv beträgt. Die Annahme eines zusätzlichen Einzelfehlers führt zur Einstufung des Störfalls in die Kategorie 3 und hat keinen Einfluss auf die radiologischen Auswirkungen des Störfalls.

#### Störfallablauf

Nach dem Bruch einer Frischdampfleitung im Maschinenhaus erfolgt aufgrund des hohen Dampfdruckes in den Frischdampfleitungen automatisch deren Isolation, wodurch eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst wird. Dampf und Reaktorkühlmittel strömen bis zum Schliessen der Frischdampf-Isolationsventile aus der beschädigten Leitung in das Maschinenhaus aus. Der sich im Maschinenhaus aufbauende Druck führt zum Bersten der Maschinenhausfenster, wodurch die radioaktiven Stoffe ungehindert in die Umgebung gelangen. Der Reaktor verbleibt im Zustand „heiss, abgestellt“.

## Analyseannahmen und Ergebnisse

Das Reaktorkühlmittel weist die für den Betrieb gemäss Technischer Spezifikation maximal erlaubten Aktivitätswerte auf. Bis zur Isolation der betroffenen Frischdampfleitung gelangen 44,5 Tonnen Reaktorkühlwasser und 10,5 Tonnen Dampf in das Maschinenhaus. 30 % des ausgeströmten Reaktorkühlmittels verdampfen spontan („Flashing“ Effekt), 10 % des radioaktiven Inventars werden dabei in die Dampfphase mitgerissen. Die Verteilung der Iodspezies im Reaktorkühlmittel entspricht der Verteilung gemäss Regulatory Guide 1.183, d. h. 95 % des Iods liegen in Aerosolform, 4,85 % in elementarer und 0,15 % in organischer Form vor.

Die Umleitung des Frischdampfes in das Kondensationsbecken nach Schliessung der Frischdampf-Isolationsventile und die vollständige Rückhaltung der aerosolförmigen Stoffe in der Wasserphase führt zu einer Iodverteilung in der Primärcontainment-Atmosphäre die zu 97 % aus elementarem und zu 3 % aus organischem Iod besteht.

Die Dosisberechnungen des KKL für den Bruch einer Frischdampfleitung im Maschinenhaus ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 0,53 mSv, wobei die über das Maschinenhaus in die Umgebung freigesetzte Radioaktivität den Hauptbeitrag liefert. Das KKL kommt zum Schluss, dass die für Ereignisse der Störfallkategorie 2 bzw. 3 zulässigen Dosislimiten eingehalten werden.

## **Beurteilung der HSK**

Die HSK hat die vom KKL vorgelegte Analyse anhand von eigenen Quellterm- und Ausbreitungsrechnungen überprüft. Nach Ansicht der HSK entspricht der KKL-Ansatz, die Masse des spontan verdampften Reaktorkühlmittels („flashing“) als Basis für die Berechnung der luftgetragenen Aktivität zu verwenden nicht den Vorgaben der vom KKL herangezogenen deutschen Störfallberechnungsgrundlage. Der KKL-Ansatz führt zu einer Unterschätzung des Anteils luftgetragener Nuklide, die aus der Wasser- in die Dampfphase übertreten. Die HSK hat für die Ermittlung der Inventare an aerosolförmigen Stoffen (inkl. Iodid) und elementarem Iod keinen Flashing-Faktor verwendet, sondern geht in Anlehnung an die deutschen Störfallberechnungsgrundlagen davon aus, dass die gewichtsbezogene Aktivität des Dampfes (inklusive Dampffeuchte) 10 % der Konzentration des ausgeströmten, nicht verdampften Reaktorkühlmittels beträgt. Demgegenüber gelangt der gesamte Anteil an organischem Iod und an Edelgasen in die Dampfphase.

Die von der HSK für diesen Störfall ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7-7 der vom KKL ermittelten Dosis gegenübergestellt. Aufgrund der Unterschätzung des Anteils luftgetragener Nuklide, die aus der Wasser- in die Dampfphase übertreten, ist die vom KKL ermittelte Dosis geringer als die von der HSK ermittelte.

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKL-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	1.3E-2	3.3E-2
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	5.2E-1	5.9E-1
Total Wolken- und Bodenphase	5.3E-1	6.2E-1

Tab. 7-7: Maximal zu erwartende Dosis beim Bruch einer Frischdampfleitung im Maschinenhaus

Die Ergebnisse der vom KKL und der HSK durchgeführten radiologischen Analysen für den Bruch einer Frischdampfleitung ausserhalb des Primär-Containments der Störfallkategorie 2 bzw. 3 zeigen, dass die zulässigen Dosiswerte eingehalten werden.

### 7.6.3.6 Bruch einer Speisewasserleitung im Maschinenhaus

#### Angaben des KKL

Der Störfall wurde der Kategorie 2 (ohne EF) zugeordnet, sodass der maximal zulässige Dosiswert 1,0 mSv beträgt. Die Annahme eines zusätzlichen Einzelfehlers führt zur Einstufung des Störfalls in die Kategorie 3 und hat keinen Einfluss auf die radiologischen Auswirkungen des Störfalls.

#### Störfallablauf

Nach dem Bruch einer Speisewasserleitung im Maschinenhaus schliessen die Speisewasser-Rückschlagventile aufgrund des Druckabfalls in den Speisewasserleitungen zum Reaktor hin. Der Inhalt des nicht abgesperrten Teils der Speisewasserleitungen und des Speisewasserbehälters strömen in das Maschinenhaus. Anfangs handelt es sich hierbei um überhitztes Wasser, das zum Teil verdampft. Sobald die Wassertemperatur unter 100 °C fällt, wird die luftgetragene Freisetzung von radioaktiven Nukliden beendet. Das verdampfende Speisewasser führt im Maschinenhaus zum Druckaufbau und zum Bersten der Maschinenhausfenster, wodurch die luftgetragene Radioaktivität ungehindert in die Umgebung entweicht.

Der Füllstandsabfall im Reaktordruckbehälter führt automatisch zu einer Reaktorschnellabschaltung, der Isolation der Frischdampfleitungen und der Anregung der Kernsprüh- und Notkühlsysteme. Durch Abblasen von Frischdampf in das Kondensationsbecken und Abfuhr der Nachwärme über die Nach- und Notkühlsysteme wird der Reaktor in den drucklosen Zustand gefahren.

#### Analyseannahmen und Ergebnisse

Bis zur manuellen Isolation der Speisewasserleitungen strömen insgesamt 432 Tonnen Speisewasser in das Maschinenhaus aus (324 Tonnen aus dem Speisewassertank und 108 Tonnen aus den Speisewasserleitungen). Davon verdampfen 20 % in der ersten Minute nach Störfallbeginn spontan. Zu diesem Zeitpunkt beträgt die Wassertemperatur weniger als 100 °C. Der Übertrag von radioaktiven Nukliden von der Wasser- in die Dampfphase beträgt 10 %, die Iodspezies im Speisewasser beträgt gemäss Regulatory Guide 1.183 95 % Iod-Aerosole, 4,85 % elementares und 0,15 % organisches Iod.

Die Freisetzung aus dem Maschinenhaus ist nach zwei Stunden beendet. Mit der Inbetriebnahme des Notabluftsystems SGTS 8 Stunden nach Störfallbeginn erfolgt die Freisetzung nur noch über den Kamin.

Die Dosisberechnungen des KKL für den Bruch einer Speisewasserleitung im Maschinenhaus ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $1.2E-2$  mSv. Das KKL kommt zum Schluss, dass die für Ereignisse der Störfallkategorie 2 bzw. 3 zulässigen Dosislimiten eingehalten werden.

### Beurteilung der HSK

Nach Ansicht der HSK hat die Ermittlung des luftgetragenen radioaktiven Inventars in Anlehnung an den Regulatory Guide 1.183 konservativ auf die Basis des ausgeströmten Reaktorkühlmittels zu erfolgen (s. Ausführungen in den Kapiteln 7.6.3.3 und 7.6.3.5). Des Weiteren ist die Flüchtigkeit des organischen Iods bei der Freisetzung im Maschinenhaus konservativ mit einem Carry-Over Faktor von 100 % zu berücksichtigen.

Die von der HSK für diesen Störfall ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7-8 der vom KKL ermittelten Dosis gegenübergestellt. Aufgrund der Unterschätzung des Anteils luftgetragener Nuklide, die aus der Wasser- in die Dampfphase übertreten, ist die vom KKL ermittelte Dosis geringer als die von der HSK ermittelte.

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKL-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$6.6E-5$	$1.1E-2$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$1.2E-2$	$7.5E-2$
Total Wolken- und Bodenphase	$1.2E-2$	$8.5E-2$

Tab. 7-8: Maximal zu erwartende Dosis beim Bruch einer Speisewasserleitung im Maschinenhaus

Die Ergebnisse der vom KKL und der HSK durchgeführten radiologischen Analysen für den Bruch einer Speisewasserleitung ausserhalb des Primär-Containments der Störfallkategorie 2 bzw. 3 zeigen, dass die zulässigen Dosiswerte eingehalten werden.

### 7.6.3.7 Versagen des Aktivkohlebehälters im Abgasfiltergebäude

#### Angaben des KKL

Der Störfall wurde der Kategorie 3 zugeordnet, sodass der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv beträgt. Die Annahme eines zusätzlichen Einzelfehlers hat keinen Einfluss auf die Störfalleinstufung.

#### Störfallablauf

Es wird unterstellt, dass die Komponente des Abgassystems mit dem grössten Aktivitätsinventar versagt, in diesem Fall der erste Aktivkohlefilterbehälter. Die radioaktiven Nuklide gelangen ungefiltert in Bodenhöhe über das Abgasfiltergebäude in die Umgebung.

### Analyseannahmen und Ergebnisse

Es wurde der im KKL-Sicherheitsbericht für diesen Störfall dokumentierte Quellterm berücksichtigt. Es wird angenommen, dass das gesamte Inventar an Edelgasen des Aktivkohlefilters als Folge eines die Systemauslegung überschreitenden Erdbebens direkt in die Umgebung gelangt. Für die restlichen Nuklide wird eine Rückhaltung von 99 % im Aktivkohlefilter unterstellt. Der Reaktor wird 30 Minuten nach Störfallbeginn abgefahren und isoliert. Die luftgetragene Verteilung der Iodspezies weist zu 50 % Iod in elementarer und zu 50 % in organischer Form auf.

Die Dosisberechnungen des KKL für ein Versagen des Aktivkohlebehälters im Abgasfiltergebäude ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 1,1 mSv. Das KKL kommt zum Schluss, dass die für Ereignisse der Störfallkategorie 3 zulässige Dosislimite eingehalten wird.

### **Beurteilung der HSK**

Die Annahme eines alleinigen erdbebenbedingten Versagens des Abgassystems im Abgasfiltergebäude stellt nach Ansicht der HSK kein konsistentes Vorgehen bei der radiologischen Störfallanalyse dar. Entsprechend den Ausführungen in Kapitel 7.5.1 dieser Stellungnahme sind die radiologischen Auswirkungen von Erdbeben auf Basis einer umfassenden Schadensanalyse gesondert für die Gesamtanlage zu betrachten. Aus diesem Grund unterstellt die HSK in ihrer radiologischen Analyse ausschliesslich einen systemtechnischen Ausfall, der zum Versagen des Aktivkohlebehälters im Abgasfiltergebäude führt und der der Störfallkategorie 2 (ohne EF) zuzuordnen ist. Im Gegensatz zu den Störfallannahmen vom KKL bleiben die Integrität des Abgasfiltergebäudes und die Funktion der Gebäudelüftung erhalten, sodass die Abgabe radioaktiver Stoffe ausschliesslich gefiltert über den Kamin erfolgt.

Die HSK hat die vom KKL vorgelegte Analyse anhand von eigenen Quellterm- und Ausbreitungsrechnungen überprüft. Darauf basierend kommt die HSK zum Schluss, dass die vom KKL verwendete Basis für die Aufteilung der luftgetragenen Iodspezies nicht nachvollziehbar ist. Aus diesem Grund unterstellt die HSK abweichend von den KKL-Annahmen konservativ Iod zu 100 % in elementarer Form.

Die von der HSK für diesen Störfall ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7-9 der vom KKL ermittelten Dosis gegenübergestellt.

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKL-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	5.6E-1	7.1E-2
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	4.8E-1	6.7E-3
Total Wolken- und Bodenphase	1.1	7.7E-2

Tab. 7-9: Maximal zu erwartende Dosis beim Versagen des Aktivkohlebehälters im Abgasfiltergebäude

Die HSK-Analyse führt aufgrund konsistenterer Ausfallannahmen zu einem deutlich geringeren Dosiswert als der vom KKL ermittelte Dosiswert. Die Analyseergebnisse für das systemtechnisch be-

dingte Versagen des Abgassystems im Abgasfiltergebäude der Störfallkategorie 2 bzw. 3 zeigen, dass die zulässigen Dosiswerte eingehalten werden. Der vom KKL ermittelte Dosiswert würde sich zudem auf 0,7 mSv reduzieren und damit auch noch unter dem zulässigen Dosiswert liegen, wenn die nach der Richtlinie HSK-R-41 zulässige Abwinddistanz von 200 Metern bei den Ausbreitungsrechnungen verwendet worden wäre.

Die bisher lediglich von der HSK analysierten radiologischen Auswirkungen eines systemtechnischen Ausfalls des Abgassystems im Abgasfiltergebäude stellen noch keine abdeckende Störfallbetrachtung für dieses System dar. Hierzu bedarf es insbesondere noch der Analyse der radiologischen Auswirkungen eines Brands des Aktivkohlefilters und eines gemäss NUREG-0800<sup>129</sup> zu postulierenden Operateurfehlers infolge dessen die Abkling- und Filterstrecken des Abgassystems umgangen werden und das Abgas ungefiltert über den Kamin abgegeben wird.

### **Forderung 7.6.3-3**

*Die radiologische Analyse für Störfälle im Abgasfiltergebäude ist vom KKL bis 30. Juni 2010 wie folgt zu ergänzen:*

- a) *Es sind die radiologischen Auswirkungen eines systemtechnisch bedingten Ausfalls des Abgassystems neu zu analysieren. Die Einstufung des Störfalls, das zu unterstellende Schadensbild und die Einhaltung des Dosisgrenzwerts sind hierbei nachvollziehbar aufzuzeigen.*
- b) *Die Eintrittshäufigkeit eines Brandes der Aktivkohlefilter im Abgassystem ist zu bestimmen. Ferner sind die radiologischen Auswirkungen unter Berücksichtigung von kreditierbaren Massnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen zu ermitteln und die Einhaltung des relevanten Dosisgrenzwertes ist nachvollziehbar aufzuzeigen.*
- c) *Der gemäss NUREG-0800, BTP 11-5-5 zu postulierende Störfall im Abgassystem durch Operateurfehler ist bezüglich Eintretenshäufigkeit und Einhaltung der Dosisgrenzwerte zu analysieren oder es ist nachvollziehbar aufzuzeigen, dass der Störfall durch vorhandene Störfallanalysen abgedeckt ist.*

### **7.6.3.8 Bruch der Dampfstrahlsaugerleitung im Maschinenhaus**

#### **Angaben des KKL**

Der Störfall wurde der Kategorie 2 (ohne EF) zugeordnet, sodass der maximal zulässige Dosiswert 1,0 mSv beträgt. Die Annahme eines zusätzlichen Einzelfehlers führt zur Einstufung des Störfalls in die Kategorie 3 und hat keinen Einfluss auf die radiologischen Auswirkungen des Störfalls.

#### Störfallablauf

Es wird unterstellt, dass die Leitung vom Dampfstrahlsauger zum Abgassystem aufgrund eines die Systemauslegung überschreitenden Erdbebens versagt und die radioaktiven Gase in der Atmosphäre des Maschinenhauses und von dort ungefiltert in die Umgebung entweichen. Die Anlage wird von der Betriebsmannschaft abgefahren und die Frischdampfleitungen isoliert.

---

<sup>129</sup> NUREG-0800 (Standard Review Plan), Branch Technical Position 11-5, „Postulated radioactive releases due to a waste gas system leak or failure“ (BTP 11-5-5 Revision 3 - March 2007)

### Analyseannahmen und Ergebnisse

Es wird unterstellt, dass das Äquivalent an Edelgasen und Iod von 10 Minuten Dampfdurchfluss bei Nennleistung in das Maschinenhaus freigesetzt wird. Für Iod wird ein Carry-Over Faktor von 0,72 % vom Kondensator unterstellt wird. Das luftgetragene Iod setzt sich aus 97 % elementarem respektive 3 % organischem Iod zusammen.

Die Dosisberechnungen des KKL für den Bruch der Dampfstrahlsaugerleitung im Maschinenhaus ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 0,13 mSv. Das KKL kommt zum Schluss, dass die für Ereignisse der Störfallkategorie 2 bzw. 3 zulässigen Dosislimiten eingehalten werden.

### **Beurteilung der HSK**

Die Annahme eines alleinigen erdbebenbedingten Bruches der Dampfstrahlsaugerleitung im Maschinenhaus stellt nach Ansicht der HSK kein konsistentes Vorgehen bei der radiologischen Störfallanalyse dar. Entsprechend den Ausführungen in Kapitel 7.5.1 dieser Stellungnahme sind die radiologischen Auswirkungen von Erdbeben auf Basis einer umfassenden Schadensanalyse gesondert für die Gesamtanlage zu betrachten. Aus diesem Grund unterstellt die HSK in ihrer radiologischen Analyse ausschliesslich einen systemtechnischen Ausfall, der zum Bruch der Dampfstrahlsaugerleitung im Maschinenhaus führt. Im Gegensatz zu den Annahmen vom KKL bleiben die Integrität des Maschinenhauses und die Funktion der Gebäudelüftung erhalten, sodass die Abgabe radioaktiver Stoffe ausschliesslich gefiltert über den Kamin erfolgt.

Die HSK hat die vom KKL vorgelegte Analyse anhand von eigenen Quellterm- und Ausbreitungsrechnungen überprüft. Mit Ausnahme der Annahmen zum Carry-Over Faktor und der unterstellten Zeit bis zum Operateureingriff sind die Annahmen vom KKL nachvollziehbar konservativ angesetzt worden. Die HSK verwendet stattdessen in Anlehnung an das Gutachten zur Betriebsbewilligung des KKL<sup>130</sup> und den Reg. Guide 1.98 der US-NRC<sup>131</sup> einen Carry-Over Faktor von 1,5 % und unterstellt eine Reaktionszeit der Operateure für die Isolation der Frischdampfleitungen von 15 Minuten. Die HSK erachtet diese Reaktionszeit aufgrund der im Maschinenhaus vorhandenen Überwachungseinrichtungen zur Erkennung des Störfalls als gerechtfertigt. Selbst bei Annahme einer Reaktionszeit von 30 Minuten würde der zulässige Dosisgrenzwert für Störfälle der Kategorie 2 nicht überschritten.

Die von der HSK für diesen Störfall ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7-10 der vom KKL ermittelten Dosis gegenübergestellt.

---

<sup>130</sup> Gutachten zum Gesuch der Kernkraftwerk Leibstadt AG um Erteilung einer Bewilligung für die Inbetriebnahme und den Betrieb eines Kernkraftwerks mit Siedewasserreaktor am Standort Leibstadt, HSK 12/161, Februar 1984

<sup>131</sup> Reg. Guide 1.98, Assumptions used for evaluating the potential radiological consequences of a radioactive offgas system failure in a boiling water reactor, March 1976, US NRC

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKL-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	4.1E-2	2.6E-2
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	8.4E-2	3.6E-3
Total Wolken- und Bodenphase	1.3E-1	3.0E-2

Tab. 7-10: Maximal zu erwartende Dosis beim Bruch der Dampfstrahlsaugerleitung im Maschinenhaus

Die HSK-Analyse führt aufgrund konsistenterer Ausfallannahmen zu einem deutlich geringeren Dosiswert als der vom KKL ermittelte Dosiswert. Die Analyseergebnisse für den systemtechnisch bedingten Bruch der Dampfstrahlsaugerleitung im Maschinenhaus der Störfallkategorie 2 bzw. 3 zeigen, dass die zulässigen Dosiswerte eingehalten werden.

Da bisher lediglich von der HSK die radiologischen Auswirkungen eines systemtechnisch bedingten Bruchs der Dampfstrahlsaugerleitung im Maschinenhaus analysiert wurden, bedarf es noch einer ergänzenden Analyse durch das KKL.

#### **Forderung 7.6.3-4**

*Die radiologischen Auswirkungen eines systemtechnisch bedingten Bruchs der Dampfstrahlsaugerleitung im Maschinenhaus sind vom KKL bis 30. Juni 2010 neu zu analysieren. Die Einstufung des Störfalls, das zu unterstellende Schadensbild und die Einhaltung des Dosisgrenzwerts sind hierbei nachvollziehbar aufzuzeigen.*

#### **7.6.3.9 Versagen eines Behälters im Aufbereitungsgebäude**

##### **Angaben des KKL**

Der Störfall wurde der Kategorie 2 (ohne EF) zugeordnet, sodass der maximal zulässige Dosiswert 1,0 mSv beträgt. Die Annahme eines zusätzlichen Einzelfehlers führt zur Einstufung des Störfalls in die Kategorie 3 und hat keinen Einfluss auf die radiologischen Auswirkungen des Störfalls.

##### Störfallablauf

Ein Behälter mit flüssigem radioaktivem Abfall im Aufbereitungsgebäude versagt aufgrund eines Risses im Behälter oder einer Operateur-Fehlhandlung und der Inhalt fliesst in den Gebäudesumpf.

##### Analyseannahmen und Ergebnisse

Es fließen 130 Tonnen Wasser aus dem Behälter in den Gebäudesumpf. Konservativ wird die gemäss Technische Spezifikationen für den unbeschränkten Betrieb zulässige Aktivitätskonzentration des Reaktorkühlmittels vorausgesetzt. Eine Abklingzeit von 1 Tag wird hierbei unterstellt. Das im Wasser enthaltene Iod entweicht in Abhängigkeit des Partitionsfaktors zwischen Wasser und Atmosphäre über einen Zeitraum von 2 Stunden teilweise in die Raumluft. Bei der Modellierung der Iod-Freisetzung wird ein Übertrag von 10 % des Wasserinventars in die Raumluft unter-

stellt, wobei 99 % des luftgetragenen Iods in elementarer Form und 1 % in organischer Form vorliegen. Korrosions- und Spaltprodukte verbleiben in der Wasserphase. Die Belüftung des Raums erfolgt über die betriebliche Lüftung und deren Schwebstofffilter, eine Rückhaltung des in der Raumluft freigesetzten Iods findet nicht statt.

Die Dosisberechnungen des KKL für das Versagen eines Behälters im Aufbereitungsgebäude ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 1,0 mSv. Das KKL kommt zum Schluss, dass die für Ereignisse der Störfallkategorie 2 bzw. 3 zulässigen Dosislimiten eingehalten werden.

### Beurteilung der HSK

Die HSK hat die Quelltermanalyse des KKL überprüft und kommt zum Schluss, dass die unterstellten Werte, Parameter und Modellansätze nachvollziehbar konservativ sind.

Die von der HSK für diesen Störfall ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7-11 der vom KKL ermittelten Dosis gegenübergestellt.

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKL-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	7.0E-4	4.1E-3
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	1.0	4.5E-1
Total Wolken- und Bodenphase	1.0	4.5E-1

Tab. 7-11: Maximal zu erwartende Dosis beim Versagen eines Behälters im Aufbereitungsgebäude

Infolge einer fehlerhaften Berechnung der durch das Nuklid I-133 verursachten Dosis liefern die KKL-Analysen für einige Störfälle höhere Dosiswerte. Dies wirkt sich insbesondere bei diesem Störfall aus, indem die Dosis etwa um einen Faktor 2 überschätzt wird. Die Verwendung der nach der Richtlinie HSK-R-41 zulässigen Abwinddistanz von 200 m würde die von der HSK ermittelte Gesamtdosis auf 0,33 mSv verringern. Die Ergebnisse der von der HSK durchgeführten radiologischen Analysen für das Versagen eines Behälters im Aufbereitungsgebäude der Störfallkategorie 2 bzw. 3 zeigen, dass die zulässigen Dosiswerte eingehalten werden.

#### 7.6.3.10 Versagen des Verdampfers im Aufbereitungsgebäude

##### Angaben des KKL

Das Versagen des Verdampfers im Aufbereitungsgebäude wurde keiner Störfallkategorie explizit zugeordnet. Der Störfall wurde zusätzlich analysiert, da der Verdampfer die einzige Komponente des Aufbereitungssystems ist, die unter geringfügigem Druck steht. Das Versagen des Verdampfers ist im Sicherheitsbericht nicht als eigenständiger Störfall behandelt.

### Störfallablauf

Der Verdampfer im Aufbereitungsgebäude versagt und heisses Wasser fliesst in den Aufstellungsraum. Da die Temperatur des ausströmenden Wassers über dem Siedepunkt liegt, verdampft ein Teil des Wassers spontan.

### Analyseannahmen und Ergebnisse

Es treten 2 Tonnen Wasser aus dem Tank aus. Konservativ wird unterstellt, dass die Konzentration der radioaktiven Nuklide im Tank um einen Faktor 20 höher liegt als die im Reaktorkühlmittel. Eine Abklingzeit von 1 Tag wird hierbei unterstellt. 1 % des Wassers verdampft spontan („Flashing“), die Aktivitätskonzentration im verdampften Anteil beträgt 5 % der Konzentration des Konzentrats.

Der Übergang des in der Wasserphase verbleibenden Iods in die Raumatmosfera wird mit einem Partitionsfaktor von 1000 modelliert und die Verteilung der luftgetragenen Iodspezies weist 50 % elementares und 50 % organisches Iod auf. Die Belüftung des 300 m<sup>3</sup> grossen Raums, in dem sich der Verdampfer befindet, erfolgt ungefiltert über den Kamin mit einer Rate von einem Luftwechsel pro Stunde.

Die Dosisberechnungen des KKL für das Versagen des Verdampfers im Aufbereitungsgebäude ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 3.6E-3 mSv. Das KKL kommt zum Schluss, dass die für Ereignisse der Störfallkategorie 2 bzw. 3 zulässigen Dosislimiten deutlich eingehalten werden.

### **Beurteilung der HSK**

Die Analyseannahmen vom KKL entsprechen denjenigen aus der deutschen Störfalleitlinie und sind nach Ansicht der HSK akzeptabel. Die Überprüfung der KKL-Quelltermanalyse hat jedoch ergeben, dass die Modellierung der Iod-Freisetzung nicht nachvollziehbar konservativ erfolgt ist. Aufgrund der in Betrieb befindlichen Lüftung wird dem ausgelaufenen Wasser kontinuierlich Iod entzogen. Obwohl realistischerweise von einer Abschaltung der betrieblichen Lüftung ausgegangen werden kann, fehlen diesbezüglich Angaben in der KKL-Analyse, sodass kein gesicherter Ansatz für die Nachrechnung der Iodfreisetzung vorhanden ist. Die Modellierung der Freisetzung von Korrosions- und Spaltprodukten ist nach Ansicht der HSK akzeptabel.

Die von der HSK anhand des KKL-Quellterms für diesen Störfall ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab 7-12 der vom KKL ermittelten Dosis gegenübergestellt.

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKL-Analyse	HSK-Analyse (mit KKL-Quellterm)
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	1.6E-4	7.1E-4
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	3.4E-3	1.4E-3
Total Wolken- und Bodenphase	3.6E-3	2.1E-3

Tab. 7-12: Maximal zu erwartende Dosis beim Versagen des Verdampfers im Aufbereitungsgebäude

Die Ergebnisse der von der HSK durchgeführten radiologischen Analysen für das Versagen des Verdampfers im Aufbereitungsgebäude zeigen, dass der für die Störfallkategorie 2 zulässige Dosiswert eingehalten wird.

Aufgrund der unzureichend dokumentierten Annahmen und Modellansätze ist die Nachvollziehbarkeit der radiologischen Analyse für diesen Störfall zu verbessern. Im Rahmen dieser Analyse ist u. a. aufzuzeigen, dass die bisherige Annahme einer frühzeitigen Abschaltung der betrieblichen Lüftungsanlage durch die Operateure gerechtfertigt ist.

#### **Forderung 7.6.3-5**

*Die Eintrittshäufigkeit eines Versagens des Verdampfers im Aufbereitungsgebäude ist vom KKL zu bestimmen und die Annahmen und Modellansätze für die Analyse der radiologischen Auswirkungen sind nachvollziehbar darzustellen. Ferner sind die Massnahmen zur Begrenzung der Störfallauswirkungen und die Einhaltung des entsprechenden Dosisgrenzwertes bis 30. Juni 2010 nachvollziehbar aufzuzeigen.*

#### **7.6.3.11 Leitungsbruch im Reaktorwasser-Reinigungssystem**

##### **Angaben des KKL**

Der Störfall wurde der Kategorie 3 (ohne EF) zugeordnet, sodass der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv beträgt. Die Annahme eines zusätzlichen Einzelfehlers hat keinen Einfluss auf die Störfalleinstufung.

##### Störfallablauf

Ein Leitungsbruch im Reaktorwasser-Reinigungssystem (RWCU-System) führt bis zur automatischen Isolation der betroffenen Leitung zum Ausströmen von Reaktorkühlmittel. In Abhängigkeit der Bruchstelle gelangen radioaktive Nuklide über den Drywell, die Containment-Atmosphäre oder das Sekundärcontainment in die Umgebung.

##### Analyseannahmen und Ergebnisse

Es wurden drei Störfallszenarien mit unterschiedlichen Bruchstellen betrachtet:

- Bruch einer RWCU-Leitung innerhalb des Drywells.
- Bruch einer RWCU-Leitung ausserhalb Drywell innerhalb des Primär-Containments.
- Bruch einer RWCU-Leitung ausserhalb des Primär-Containments.

Die radiologischen Auswirkungen im ersten Szenario sind aus Sicht vom KKL durch die Analyse des Bruchs der Umwälzleitung, im zweiten Szenario durch die Analyse des Bruchs einer Messleitung innerhalb des Primärcontainments und im dritten Szenario durch die Analyse des Frischdampfleitungsbruchs ausserhalb des Primär-Containments abgedeckt. Das KKL kommt zum Schluss, dass damit die für Ereignisse der Störfallkategorie 3 zulässige Dosislimite eingehalten wird.

##### **Beurteilung der HSK**

Der vom KKL rein qualitativ geführte radiologische Nachweis ist zum einen nicht nachvollziehbar, da entsprechend den Ausführungen im Kapitel 7.4 die Einstufung der drei betrachteten Störfallszenarien für den RWCU-Leitungsbruch nicht ausreichend begründet ist. Hier bedarf es einer anlagenpezifi-

schen Analyse der unterschiedlichen Leitungslängen und -größen in den einzelnen Gebäudebereichen auf Basis internationaler Betriebserfahrungen.

Zum anderen ist insbesondere für den Bruch einer RWCU-Leitung ausserhalb Drywell, aber innerhalb Primär-Containment (zweites Szenario) vom KKL nicht nachvollziehbar begründet, warum die radiologischen Auswirkungen durch den Bruch einer Messleitung abgedeckt sind. Hier bedarf es aufgrund der deutlich grösseren Bruchquerschnitte der RWCU-Leitungen ebenfalls einer anlagenspezifischen Analyse der Detektions- und Absperrmöglichkeiten der RWCU-Leitungen, auf deren Basis die Menge des ausgeströmten Reaktorkühlmittels zu bestimmen ist.

### **Forderung 7.6.3-6**

*Es ist vom KKL bis 30. Juni 2010 eine nachvollziehbare Analyse für die radiologischen Auswirkungen eines Bruchs im Reaktorwasser-Reinigungssystem durchzuführen, indem je nach Ort der Bruchstelle unterschiedliche Störfallvarianten berücksichtigt werden. Darauf basierend ist aufzuzeigen, dass diese entweder durch andere, explizit analysierte Störfälle abgedeckt sind oder es sind spezifische Analysen durchzuführen.*

### **7.6.3.12 Steuerstabfall**

#### **Angaben des KKL**

Der Störfall wurde der Kategorie 3 (ohne EF) zugeordnet, sodass der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv beträgt. Die Annahme eines zusätzlichen Einzelfehlers hat keinen Einfluss auf die Störfalleinstufung.

#### Störfallablauf

Es wird unterstellt, dass der wirksamste Steuerstab aus der voll eingefahrenen Position bis zur voll ausgefahrenen Position fällt. Die dabei freigesetzte Reaktivität führt zu einem Leistungs- und Temperaturanstieg im Brennstoff. Aufgrund des hohen Neutronenflusses im Reaktorkern wird eine Reaktorschnellabschaltung automatisch ausgelöst.

#### Analyseannahmen und Ergebnisse

Da es aufgrund neu durchgeführter Analysen zu keinen störfallbedingten Brennstabschäden kommt, tritt keine erhöhte Strahlung in den Frischdampfleitungen auf, sodass das Primär-Containment nicht isoliert wird. Der Reaktor wird gemäss den Betriebsvorschriften abgefahren.

#### **Beurteilung der HSK**

Die radiologischen Auswirkungen eines Steuerstabfalls wurden in der Vergangenheit von der HSK unter sehr konservativen Randbedingungen (850 defekte Brennstabhüllrohre) analysiert. Die vom KKL im Zuge der Festlegung neuer RIA-Sicherheitskriterien durchgeführten CRDA-Analysen wurden von der HSK als Nachweis anerkannt. Demzufolge sind bei diesem Störfall keine störfallbedingten Brennstabschäden zu erwarten (s. Ausführungen in Kapitel 7.3.2). Da zudem ein vorgelagertes Sicherheitskriterium für das Verhindern von Brennstabhüllrohrdefekten definiert ist, dessen Einhaltung zyklusspezifisch nachgewiesen wird, ist aus Sicht der HSK für den Störfall Steuerstabfall keine radiologische Analyse mehr durchzuführen.

### 7.6.3.13 Externe Ereignisse

#### Angaben des KKL

Als abdeckendes externes Ereignis wurden die radiologischen Auswirkungen des Sicherheitserdbebens analysiert. Der Störfall wurde der Kategorie 3 (ohne EF) zugeordnet, sodass der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv beträgt. Die Annahme eines zusätzlichen Einzelfehlers hat keinen Einfluss auf die Störfalleinstufung.

#### Störfallablauf

Es wird unterstellt, dass alle nicht gegen das Sicherheitserdbeben ausgelegten Ausrüstungen des KKL versagen. Hiervon betroffen sind insbesondere Radioaktivität führende Systeme im Maschinenhaus sowie im Abgasfilter- und im Aufbereitungsgebäude.

#### Analyseannahmen und Ergebnisse

Zur Abschätzung der radiologischen Auswirkungen in der Umgebung bei einem Sicherheitserdbeben wird davon ausgegangen, dass folgende Systeme und Leitungen gleichzeitig versagen:

- Bruch einer Frischdampfleitung im Maschinenhaus.
- Bruch einer Speisewasserleitung im Maschinenhaus.
- Versagen einer Dampfstrahlsaugerleitung im Maschinenhaus.
- Versagen des Aktivkohlebehälters im Abgasfiltergebäude.
- Versagen eines Behälters im Aufbereitungsgebäude.

Die für diese einzelnen Störfälle ermittelten Quellterme werden zu einem resultierenden Erdbeben-Quellterm aufsummiert.

Die Dosisberechnungen des KKL für den Störfall Sicherheitserdbeben ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 3,0 mSv. Das KKL kommt zum Schluss, dass die für Ereignisse der Störfallkategorie 3 zulässige Dosislimite eingehalten wird.

#### Beurteilung der HSK

In der Vergangenheit wurden die radiologischen Auswirkungen eines Sicherheitserdbebens und eines Flugzeugabsturzes von der HSK analysiert. Das Sicherheitserdbeben kann als radiologisch abdeckender Störfall für externe Ereignisse betrachtet werden, da die Ausfallannahmen bei beiden Störfällen vergleichbar sind, das Sicherheitserdbeben aber mit einer deutlich grösseren Häufigkeit zu erwarten ist als der zufällige Flugzeugabsturz.

Die vom KKL für den Störfall Erdbeben durchgeführte radiologische Analyse ist aus Sicht der HSK aufgrund nachfolgender Gründe bisher nicht belastbar:

- Die aus der Neubewertung der Erdbebengefährdung für die KKW-Standorte in der Schweiz (Projekt PEGASOS) gewonnenen Erkenntnisse sind nicht berücksichtigt worden (s. Ausführungen in Kapitel 7.5.1).
- Es wurde keine systematische Schadensumfanganalyse durchgeführt. So ist nicht begründet worden, warum das erdbebenbedingte Versagen einiger lediglich gegen Betriebserdbeben ausgelegter Ausrüstungen (z. B. der Behälter TR12B101 im Aufbereitungsgebäude oder Be-

reiche des Reaktorwasserreinigungssystems innerhalb Primär-Containment ausserhalb Drywell) nicht unterstellt wurde.

- Die Ermittlung des erdbebenbedingten Quellterms erfolgte nicht konsistent, da nicht allen berücksichtigten Störfallszenarien erdbebenspezifische Ausfallbedingungen zugrunde liegen.

Vor diesem Hintergrund hat die HSK keine eigenen Analysen durchgeführt. Eine belastbare radiologische Analyse für den Störfall Erdbeben kann aus Sicht der HSK erst auf Basis der in Forderung 7.5.1-1 genannten Untersuchungen erfolgen. Für den radiologischen Nachweis der ausreichenden Vorsorge gegen Erdbeben sind insbesondere die Komponenten und Systeme mit radioaktivem Inhalt relevant, die nicht mit ausreichender Sicherheit gegen das Sicherheitserdbeben ausgelegt sind. Da deren Versagen bei Erdbeben mit Häufigkeiten zwischen ca.  $10^{-3}$  und  $10^{-4}$  pro Jahr zu erwarten ist, bedarf es des Nachweises, dass der gemäss StSV für Störfälle der Kategorie 2 festgelegte Dosisgrenzwert eingehalten wird.

### **Forderung 7.6.3-7**

*Das KKL hat die Aktivitätsinventare der Komponenten und Systeme zu ermitteln, die basierend auf den Untersuchungen gemäss Forderung 7.5.1-1 den Einwirkungen aus Erdbeben mit einer Häufigkeit von  $10^{-4}$  pro Jahr nicht mit ausreichender Sicherheit standhalten. Darauf basierend ist die beim Störfall Erdbeben zu erwartende Gesamtdosis unter realistischen Schadensannahmen zu ermitteln und die Einhaltung des Dosisgrenzwertes gemäss StSV für Störfälle der Kategorie 2 nachzuweisen. Der Termin für diesen Nachweis ist in dem gemäss Forderung 7.5.1-1 bis 31. Dezember 2009 zu erstellenden Konzept verbindlich festzulegen.*

### **7.6.4 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. Damit handelt es sich hierbei um sehr seltene, auslegungsüberschreitende Störfallszenarien.

### **Angaben des KKL**

Beim Störfall „Absturz eines Brennelements“ wird angenommen, dass sich die durch den Absturz freigesetzte Aktivität instantan und homogen im gesamten Brennelement-Lagergebäude verteilt. 50 % des in die Atmosphäre des Gebäudes übertretenden Inventars wird durch eine gerichtete Luftströmung an der Oberfläche des Lagerbeckens entfernt. Es wird konservativ davon ausgegangen, dass das Betriebspersonal während 2 Minuten der Direktstrahlung der Atmosphäre und der Iod-Atmosphäre ausgesetzt wird und 62 Brennstäbe durch den Absturz beschädigt werden. Die resultierende Dosis wird über die Luftkonzentration und die Inhalationsdosen der freigesetzten Nuklide ermittelt. Die Dosisberechnungen ergeben eine Inhalationsdosis von 27 mSv. Die Direktstrahlung wird auf ca. 0,5 mSv geschätzt.

Da in Anlehnung an die Störfallberechnungsrundlagen in Deutschland lediglich mit der Beschädigung einer Rendreihe von Brennstäben (10 Brennstäbe) zu rechnen ist, kommt das KKL zum Schluss, dass die radiologischen Folgen eines Brennelementabsturzes für das Betriebspersonal akzeptabel sind und keine weiteren Massnahmen notwendig sind.

### Beurteilung der HSK

Die HSK stützt ihre Beurteilung auf Art. 35 und Art. 96 Abs. 5 der StSV. Mit Ausnahme der in Kapitel 7.6.3.2 genannten unterschiedlichen Annahme bezüglich des Anteils des aus dem Hüllrohrspalt freigesetzten Iodinventars erachtet die HSK die Rechen- und Modellansätze des KKL als akzeptabel.

Die HSK unterstellt in ihren eigenen Rechnungen keine lüftungsbedingte Reduktion des aus dem Lagerbecken austretenden radioaktiven Inventars. Im Gegensatz zum KKL vernachlässigt die HSK in Übereinstimmung mit dem Regulatory Guide 1.183 den Beitrag der Edelgase an der gesamten Dosis nicht. Ferner hat die HSK festgestellt, dass vom KKL falsche Dosisfaktoren für die Inhalation verwendet bzw. diese vertauscht wurden.

Die von der HSK für den Absturz eines Brennelements im Brennelementlagergebäude ermittelte maximal zu erwartende Dosis für das Betriebspersonal wird in Tab. 7-13 der vom KKL ermittelten Dosis gegenübergestellt.

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKL-Analyse 62 Brennstäbe	HSK-Analyse 10 Brennstäbe
Direktstrahlung	(ca. 0,5 mSv)	6,1
Inhalation Iode	27	14
Total	27	20,1

Tab. 7-13: Maximal zu erwartende Dosis für das Betriebspersonal beim Absturz eines Brennelements

Da nach Ansicht der HSK die KKL-Annahme von 62 defekten Brennstäben als überaus konservativ zu bewerten ist, liegen der Dosisermittlung der HSK 10 defekte Brennstäbe zugrunde. Die von der HSK ermittelte Dosis von 20,1 mSv berücksichtigt in sehr konservativer Weise die externe Bestrahlung mit einem halb-unendlichem Wolkenmodell. Bei Berücksichtigung des endlichen Gebäudeumfangs kann davon ausgegangen werden, dass die resultierende Dosis um einen Faktor 2 reduziert wird. Daher kommt die HSK zum Schluss, dass die radiologischen Auswirkungen eines Brennelement-Handhabungsstörfalls für das Personal unterhalb von 20 mSv liegen und daher akzeptabel sind.

Die Zugänglichkeit wichtiger Anlagenbereiche und -räume unter strahlenschutztechnischen Gesichtspunkten bei auslegungsüberschreitenden Störfallbedingungen wurde vom KKL in einer sogenannten Post-LOCA<sup>132</sup> Studie aus dem Jahr 1992 letztmalig untersucht. Eine Aktualisierung dieser Studie ist

<sup>132</sup> Radiologische Belastung an Arbeitsplätzen nach einem hypothetischen Unfall, Untersuchungsbericht, EW1, Dezember 1992

bisher vom KKL nicht durchgeführt worden. Aufgrund der im Bewertungszeitraum durchgeführten Anlagenänderungen und der Einführung bzw. Erweiterung des Notfallmanagements ist aus Sicht der HSK eine Aktualisierung der Post-LOCA Studie erforderlich.

**Forderung 7.6.4-1**

*Die Post-LOCA Studie ist vom KKL bis 30. Juni 2011 unter Berücksichtigung der vorgenommenen Anlagenänderungen und der Erweiterung des Notfallmanagements hinsichtlich ihrer Aktualität zu überprüfen und ggf. zu aktualisieren.*



## 8 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 ist 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 und Versagen mehrerer Rückhaltebarrieren denkbar. Erst das Auftreten einer Reihe von Mehrfachfehlern in der Anlage kann zu einem 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 menschliches Versagen oder Naturkatastrophen wie Erdbeben. Darüber hinaus lassen sich mittels der PSA Rückschlüsse ziehen auf mögliche Schwachstellen der Anlage, bzw. auf sinnvolle Anlagenverbesserungen, die das Risiko weiter reduzieren können. Die Quantifizierung von Risiken, die sich aus Sabotage, Terroranschlägen oder Kriegshandlungen ergeben, ist normalerweise 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 Unfälle, die innerhalb von 24 Stunden nach Störfalleintritt zu einer Beschädigung des Reaktorkerns führen. Als Ergebnis wird die Kernschadenshäufigkeit (Englisch: „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. In dieser Studie werden Unfallabläufe analysiert, welche zu einem Versagen des Containments als letzte Rückhaltebarriere führen können. Dabei wird ein Zeitraum von 48 Stunden nach Eintritt des Kernschadens für die Containmentfunktion berücksichtigt. Als Ergebnis werden die Freisetzungshäufigkeit pro Jahr sowie die Art und der Umfang der freigesetzten radioaktiven Stoffe ausgewiesen.

### 8.1 Beurteilungsgrundlage der HSK und Vorgehen bei der Beurteilung

Zu einer 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). Basierend auf Art. 41 (Anhang 3) KEV verlangt die HSK PSA der Stufen 1 und 2 für alle massgeblichen Betriebszustände, d. h. Volllast, Schwachlast und Stillstand. Die konkreten Anforderungen an eine PSA sind von der HSK in einer Richtlinie festzulegen (Art. 34 Abs. 3 KEV). Diese sind in der Richtlinie ENSI-A05 festgehalten, welche im Januar 2009 gültig wurde. Die hier durchgeführte Beurteilung orientiert sich an der ENSI-A05, welche den internationalen Stand der Technik auf dem Gebiet der PSA und die Qualität der bislang durchgeführten schweizerischen PSA darstellt.

Für die PSÜ 2006 entwickelte das KKL eine neue PSA, welche im Folgenden als LPSA2006 bezeichnet wird. Die LPSA2006 umfasst eine PSA der Stufen 1 und 2. Die HSK hat die LPSA2006 stichprobenartig überprüft. Die Ergebnisse dieser Überprüfung sind nachfolgend festgehalten. Aus der

Überprüfung abgeleitete Forderungen zur Verbesserung der LPSA2006 sind in den einzelnen Kapiteln themenspezifisch festgehalten. Weitere Verbesserungspunkte, deren Inhalte in dieser Stellungnahme zusammenfassend dargelegt sind, wurden in einer sogenannten Aktionsliste aufgenommen. Die Umsetzung dieser Verbesserungen ist Gegenstand einer Forderung, welche in der zusammenfassenden Bewertung des Schutzes des KKL gegen auslegungsüberschreitende Störfälle (Kapitel 8.5) festgehalten ist.

## 8.2 Stufe-1-PSA für Volllastbetrieb

Bereits in den frühen 1980er Jahren gab KKL probabilistische Analysen in Auftrag. Die ersten Studien beschränkten sich auf detaillierte Zuverlässigkeitsanalysen zu den Not- und Nachkühlsystemen, ehe sie bis 1988 zu einer nach damaligem Stand der Technik vollständigen PSA der Stufe 1 für interne Ereignisse (Transienten und Kühlmittelverluststörfälle) bei Volllast-Betrieb auf Basis der Erkenntnisse aus den PSA-Studien für die Anlagen Grand Gulf und Limerick in den USA erweitert wurden.

1991 erfolgte eine komplette Überarbeitung der PSA Stufe 1, indem auch externe und interne systemübergreifende Ereignisse sowie Ausfälle gemeinsamer Ursache („Common Cause Failures“, CCF) berücksichtigt wurden. Ferner verwendete das KKL die Erkenntnisse aus der PSA auch bei der Bewertung von Änderungen von Vorschriften sowie von Test- und Unterhaltsstrategien. Teile dieser Studie wurden 1993 als Entwurf der HSK zur Stellungnahme eingereicht; die vollständige PSA folgte 1994 ebenfalls in Entwurfsform. Die Kommentare aus der HSK-Stellungnahme wurden vom KKL in der Studie weiter verarbeitet, sodass das KKL 1995 eine vollständige PSA-Studie der Stufe 1 bei der Aufsichtsbehörde im Rahmen des Gesuchs zur Leistungserhöhung des Kernkraftwerks Leibstadt auf 3600 MW<sub>th</sub> einreichen konnte.

Auf der Basis der PSA-Studie der Stufe 1 von 1995 hat das KKL in Zusammenarbeit mit externen Experten das Modell sukzessive weiterentwickelt und erweitert. Die 1998 vorgelegte Studie (LPSA1997) umfasste Verbesserungen bei der Analyse externer und interner systemübergreifender Ereignisse. In den folgenden Jahren konzentrierte sich das KKL darauf, die unabhängigen Modelle für interne und externe Ereignisse sowie für die verschiedenen Betriebszustände zu einem einzigen PSA-Modell zusammenzufassen. Die Arbeiten mündeten schliesslich in der LPSA2006 der Stufe 1, welche alle relevanten Betriebszustände (Volllast, Schwachlast und Stillstand) umfasst.

### 8.2.1 Zuverlässigkeit von Komponenten

Die Komponentenzuverlässigkeitskenngrößen in der LPSA2006 umfassen Ausfallraten, Unverfügbarkeiten aufgrund von Instandhaltungsarbeiten (d. h. Wartung oder Instandsetzung) sowie Parameter für die Quantifizierung von CCF. Zur Bestimmung der Zuverlässigkeitskenngrößen wurde wie folgt vorgegangen:

- Um die werkspezifischen Informationen für die Bestimmung der Komponentenzuverlässigkeiten zu erfassen, verfügt das KKL über ein System von mehreren miteinander verknüpften Datenbanken. Eine erste Datenbank enthält eine Liste aller Komponenten, Teilsysteme und Systeme, die in der LPSA2006 modelliert sind. Auf Basis der Resultate der Systemfunktionstests (SFT) und Instrumentierungsfunktionstests (IFT) wurden in einer zweiten Datenbank für die entsprechenden Komponenten, Teilsysteme und Systeme die Anzahl Anforderungen und die Betriebszeiten erfasst. Die Bewertung der Ausfälle, der Instandsetzungen und der Wartungen erfolgte mithilfe einer weiteren Datenbank, welche mit der KKL-Datenbank für Arbeits- und In-

standhaltungsanträge verknüpft ist. Der gesamte Datenerfassungszeitraum für die werkspezifischen Komponentendaten beträgt rund 21 Jahre (1985-2005).

- Die Ermittlung der meisten Komponentenausfallraten erfolgte mithilfe des Bayes-Verfahrens, in dem generische Kenngrößen mit der werkspezifischen Erfahrung verknüpft wurden. Die verwendeten Quellen für die generischen Kenngrößen waren eine Datenbank für Komponenten von Leichtwasserreaktoren<sup>133</sup>, eine Zusammenstellung von Zuverlässigkeitskenngrößen in einem technischen Bericht der Internationalen Atomenergiebehörde (IAEA)<sup>134</sup> und die Datenbasis einer anderen schweizerischen PSA.
- Zwei Komponentenausfallraten wurden nicht mit Bayes-Verfahren bestimmt. Die Ermittlung der Ausfallraten für Berstscheiben (Öffnungsversagen) erfolgte mittels Expertenschätzung und für Schrauben (Undichtigkeit) unter ausschliesslicher Verwendung generischer Daten.
- Unverfügbarkeiten aufgrund von Instandhaltungen wurden strangspezifisch oder systemspezifisch erfasst. Zwölf Unverfügbarkeiten (z. B.  $1,68 \cdot 10^{-2}$  für das RCIC-System aufgrund von Instandsetzung) wurden aus der werkspezifischen Erfahrung bestimmt. Wegen noch nicht abgeschlossener Analysen der werkspezifischen Daten wurde in den meisten Fällen für die Unverfügbarkeit ein vorläufiger, generischer Wert von  $10^{-3}$  angenommen, z. B. für Strang A der Boreinspeisung aufgrund von Wartung.
- Zur Bestimmung der CCF-Wahrscheinlichkeiten einer Komponentengruppe wurde die Alpha-Faktor-Methode verwendet. Die generischen Daten wurden dem NUREG/CR-5497<sup>135</sup> sowie dessen Aufdatierung<sup>136</sup> entnommen. Die werkspezifische Erfahrung wurde unter Verwendung des Bayes-Verfahrens in die Bestimmung der CCF-Parameter eingebracht.

Auf der Grundlage eines Vergleichs der werkspezifischen Erfahrung mit den generischen Daten folgt das KKL, dass die werkspezifische Erfahrung in der Regel zu besseren Komponentenzuverlässigkeiten führen würde. Als Ausnahme wird die erhöhte Ausfallanfälligkeit des RCIC-Systems hervorgehoben. Dazu leitete das KKL selber eine Massnahme zur Überprüfung des Testintervalls und der Instandhaltung ab.

### Beurteilung der HSK

Die Bestimmung der Komponentenzuverlässigkeitsdaten entspricht im Allgemeinen dem Stand von Wissenschaft und Technik. Gegenüber der vorgehenden Studie (LPSA1997) hat sich die Datenerfassung, insbesondere im Hinblick auf die systematische Erfassung von werkspezifischen Daten, dank dem Einsatz von Datenbanksystemen weiter verbessert. So verfügt das KKL über ein fortschrittliches Konzept zur effizienten Erfassung werkspezifischer Daten. Die Herleitung der Zuverlässigkeitskenngrößen ist im Allgemeinen gut nachvollziehbar. Die erfassten Informationen zu Instandhaltungen wurden von der HSK stichprobenartig überprüft. Es wurden keine Diskrepanzen zu

---

<sup>133</sup> S.E. Eide et al.: Generic Component Failure Rate Data Base für Light Water and Liquid Sodium Reactor PRAs, EGGSSRE8875, EG & Idaho for DOE, Idaho, 1990

<sup>134</sup> Component Reliability Data Base für Use in PSA, IAEA-TECDOC-478, IAEA, Vienna, 1988

<sup>135</sup> F.M. Marschall et al.: Common-Cause Failure Parameter Estimations, INEEL/EXT-97, NUREG/CR-5497, USNRC, Washington, D.C., 1998

<sup>136</sup> Uptade of NUREG/CR-2497 to 2001, USNRC, Common-Cause Failures (CCFDB), CCF Parameter Estimation, 2001

den gemeldeten Unverfügbarkeitszeiten festgestellt. Die generischen Zuverlässigkeitsdaten stammen aus anerkannten Quellen und haben plausible Werte. Das angewandte Bayes-Verfahren entspricht dem Stand von Wissenschaft und Technik. Die verwendeten Zeiten für Testintervall und Anforderungsdauer (Englisch: „Mission Time“) entsprechen in der Regel den werkspezifischen Teststrategien bzw. den szenariospezifischen Anforderungen. Gegenüber der LPSA1997 wurde der Umfang der Komponenten, für die CCF berücksichtigt wurden, erweitert. In der LPSA2006 erfolgt eine systematische Berücksichtigung der Unsicherheiten von Komponentenzuverlässigkeitsdaten. Als besonders positiv ist hervorzuheben, dass die Resultate der Datenanalysen verwendet wurden, um ausfallanfällige Komponenten zu identifizieren und notwendige Massnahmen abzuleiten.

Das im Zusammenhang mit der Bewertung der Zuverlässigkeitsdaten von der HSK identifizierte Verbesserungspotenzial ist in der Aktionsliste festgehalten. Im Folgenden werden die wesentlichen Punkte genannt:

- Für Dieselgeneratoren wird in vielen Fällen (z. B. nach Verlust der Eigenbedarfsversorgung in Starkwindszenarien), in denen ein Betrieb von 24 Stunden erforderlich ist, lediglich mit einer Anforderungsdauer von 10 Stunden gerechnet.
- Die Mehrzahl der modellierten Komponentenunverfügbarkeiten infolge Instandhaltung basiert nicht auf werkspezifischen Daten.
- Es wurden nicht alle baugleichen Pumpen der Niederdruckeinspeisesysteme und Ventile (SRV) für die Druckentlastung des Reaktordruckbehälters in jeweils einer CCF-Gruppe erfasst.
- Nach Auffassung der HSK ist die Gruppierung von Komponenten für die Bestimmung von Zuverlässigkeitsparametern ungenügend erläutert. Insbesondere für grosse, nicht systemspezifische Komponentengruppen (z. B. Armaturen) ist die Vorgehensweise nicht ausreichend begründet.

### 8.2.2 Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen

Die Analysen von Operateurhandlungen im Rahmen einer PSA wird im internationalen Sprachgebrauch als HRA (Englisch: „Human Reliability Analysis“) bezeichnet. Die HRA in der LPSA2006 betrachtet Operateurhandlungen folgender Kategorien:

- Kategorie A: Handlungen, die bei Routinetests und Instandhaltung an Systemen erforderlich sind. Fehlhandlungen haben keinen unmittelbaren Einfluss auf den Anlagenbetrieb, können jedoch die Funktion von Systemen im Anforderungsfall – der bis auf wenige Ausnahmen (z. B. für das Boreinspeisesystem) für alle Systeme in jedem Betriebszustand (Volllast, Schwachlast oder Stillstand) auftreten kann – beeinträchtigen. Die HRA in der LPSA2006 umfasst 350 derartige Fehlhandlungen.
- Kategorie B: 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 LPSA2006 gewählt worden.
- Kategorie C: Handlungen, die zur Unfallbeherrschung erforderlich sind und in den Stör- und Notfallvorschriften vom KKL festgehalten sind. Fehlhandlungen haben einen direkten Einfluss auf den Verlauf des Unfalls. Die HRA in der LPSA2006 für Volllast umfasst 113 Operateurhandlungen der Kategorie C. Mit eingeschlossen in diese Kategorie sind

auch Wiederherstellungsmassnahmen (Englisch: „Recovery Actions“), die in den Bereich des Accident Managements (AM) fallen, wie beispielsweise die Herstellung einer passiven Bespeisung des Reaktors unter Verwendung des Hinterbergreservoirs.

Die Identifizierung von Handlungen der Kategorie A erfolgte unter systematischer Berücksichtigung sämtlicher Test-, Kalibrierungs- und Unterhaltsprozeduren von Systemen, die in der PSA modelliert sind. Die Fehlerwahrscheinlichkeiten der identifizierten Handlungen wurden anschliessend mit der Methode THERP (Englisch: „Technique for Human Error Rate Prediction“)<sup>137</sup> bestimmt. Im PSA-Modell des Reaktorschutzsystems hat das KKL keine Kategorie-A Handlungen explizit modelliert, weil das KKL auf der Basis eines sorgfältigen Studiums generischer und anlagenspezifischer Zuverlässigkeitsdaten davon ausgeht, dass die Versagenswahrscheinlichkeiten der Komponenten des Reaktorschutzsystems bereits den durch Fehlhandlungen verursachten Anteil enthalten.

Handlungen der Kategorie C sind mithilfe des Unfallablaufmodells (Ereignisbäume) und einer systematischen Analyse der Betriebs-, Stör- und Notfallvorschriften identifiziert worden. Ferner wurden einige Operateurhandlungen (z. B. Herstellung einer passiven Bespeisung des Reaktors unter Verwendung des Hinterbergreservoirs), welche früher in der PSA der Stufe 2 als AM-Massnahmen modelliert wurden, nun in der PSA der Stufe 1 berücksichtigt.

Die Ermittlung der Fehlerwahrscheinlichkeiten erfolgte mit der Methode SLIM (Englisch: „Success Likelihood Index Methodology“)<sup>138</sup>. Dabei wurde – auf der Grundlage von Befragungen von insgesamt neun Gruppen von Operateuren und PSA-Experten hinsichtlich leistungsbeeinflussender Faktoren (wie z. B. verfügbare Zeit und Anleitung durch Vorschriften) – für jede Handlung ein Failure Likelihood Index (FLI) berechnet. Zur FLI-Kalibrierung auf einer Fehlerwahrscheinlichkeitsskala erfolgte eine Gruppierung in Handlungen mit vorwiegend (1) grossem Zeitfenster, (2) komplexen Tätigkeiten ausserhalb des Hauptkommandoraums, (3) kognitiv anspruchsvollen Aufgaben und (4) fertigkeitbasierten Aufgaben. Für jede Gruppe wurde für jeweils zwei Kalibrierungspunkte die Fehlerwahrscheinlichkeit mit der Methode THERP, welche zwischen Diagnose und Handlungsausführung unterscheidet, bestimmt. In Abweichung von THERP wurde der Ausführungsteil der Operateurhandlung immer dann vernachlässigt, wenn die insgesamt verfügbare Zeit mindestens 12-mal grösser ist als die benötigte Zeit.

In Unfallabläufen, die durch Erdbeben mit einer Stärke oberhalb 0,3 g (maximale horizontale Bodenbeschleunigung) ausgelöst werden, sind Operateurhandlungen als garantiert ausgefallen bewertet worden. In einigen Brand- oder Überflutungsszenarien wurden für die Fehlerwahrscheinlichkeiten erhöhte Werte (im Vergleich zu durch interne Ereignisse ausgelöste Szenarien) verwendet, z. B. aufgrund erschwerter Erkennungsmöglichkeiten.

Auf Basis von Minimalschnitten des internen Modells und Diskussionen mit den Systemverantwortlichen der Anlage sind durch das KKL Abhängigkeiten zwischen Operateurhandlungen der Kategorie A und C identifiziert und anschliessend bewertet worden. Im PSA-Modell sind abhängige Handlungen als CCF-Gruppen abgebildet.

---

<sup>137</sup> A.D. Swain, H.E. Guttman: Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications, NUREG/CR-1278, U.S. Nuclear Regulator Commission, Washington, D.C., 1983

<sup>138</sup> D.E. Empey et al.: SLIM-MAUD: An Approach to Assessing Human Error Probabilities Using Structured Expert Judgment, NUREG/CR-3518 (Vol. 1 & 2), U.S. Nuclear Regulator Commission, Washington, D.C., 1984

## Beurteilung der HSK

Die in der LPSA2006 verwendeten Methoden zur Analyse menschlicher Zuverlässigkeit entsprechen nach Auffassung der HSK im Allgemeinen dem Stand der Technik. Aus Sicht der HSK hervorzuheben ist die umfassende Berücksichtigung von Operateurhandlungen, insbesondere solcher der Kategorie A. Der Quantifizierungsablauf ist gut dokumentiert. Die verwendeten Methoden (THERP und SLIM) entsprechen dem Stand der Technik. Der gewählte FLI-Kalibrierungsansatz erlaubt die Berücksichtigung werkspezifischer Handlungsbedingungen.

Sogenannte „Errors of Commission“ (EOC) – d. h. die Durchführung ungeplanter Handlungen, welche den Störfallablauf negativ beeinflussen – werden in der LPSA2006 nicht berücksichtigt. Dies entspricht der allgemeinen PSA-Praxis gemäss des Standards der ASME (American Society of Mechanical Engineers)<sup>139</sup>, obgleich mittlerweile erste methodische Fortschritte wie z. B. ATHEANA (A Technique for Human Event Analysis)<sup>140</sup> oder CESA (Commission Errors Search and Assessment)<sup>141</sup> auf diesem Gebiet vorliegen. Allerdings hat sich noch kein praktikables EOC-Quantifizierungsverfahren etabliert. Die HSK wird die weitere Entwicklung auf diesem Gebiet verfolgen.

Eine von der HSK stichprobenartig für drei Szenarien (z. B. ATWS) durchgeführte Überprüfung ergab, dass die Unterstützung der Operateure durch Vorschriften bei der Störfallbeherrschung in der Regel als gut einzustufen ist.

Ferner wurden auch Punkte mit Verbesserungsbedarf identifiziert, welche in der Aktionsliste detailliert aufgeführt sind und im Folgenden in zusammenfassender Form dargelegt sind.

- Hinsichtlich Störfallvorschriften sind von der HSK einige potentielle Verbesserungen identifiziert worden, wie z. B. die Spezifizierung der Massnahmen zur Niveauekontrolle unter ATWS-Bedingungen in Vorschrift SFA-1704-03.
- Einige Handlungen sind unvollständig beschrieben. Insbesondere fehlen Kurzbeschreibungen der erforderlichen Schalthandlungen (Kategorie C) sowie nähere Informationen zu den anwendbaren Vorschriften (Kategorien A und C).
- In einigen Fällen sind Abhängigkeiten zwischen Handlungen nicht berücksichtigt worden. So ist es z. B. nicht ersichtlich, warum das Wiederöffnen zweier Armaturen nach Instandhaltungsarbeiten im Steuerluftsystem UE als unabhängig voneinander angenommen wurde (HRA für Handlungen der Kategorie A). Ein Beispiel aus der HRA für Handlungen der Kategorie C ist die nicht berücksichtigte Abhängigkeit zwischen dem Start zweier Einspeisesysteme.
- Sämtliche Abhängigkeiten zwischen Handlungen der Kategorie A wurden mit einem Kopplungsfaktor (0,01) quantifiziert, der deutlich unterhalb des international üblichen Mindestwerts von 0,05 (für schwache Kopplung gemäss THERP) liegt, ohne dass für diese Abweichung eine Begründung angegeben wird.

---

<sup>139</sup> ASME: Standard for Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plants, ASME RA-S2002 (incl. Addenda ASME RA-Sb-2005), New York, 2002

<sup>140</sup> J. Forester et al.: ATHEANA User's Guide, NUREG-1880, U.S. Nuclear Regulator Commission, Washington, D.C., 2007

<sup>141</sup> B. Reer, V.N. Dang: The Commission Errors Search and Assessment (CESA) Method, PSI Bericht Nr. 07-03, Paul Scherrer Institut, Villigen, CH, 2007

- Mit der Vernachlässigung des Ausführungsteils aufgrund zeitlicher Verhältnisse (verfügbare Zeit mindestens 12-mal grösser als die benötigte Zeit) bleiben andere Faktoren (wie z. B. Erkennbarkeit- und Korrigierbarkeit eines Fehlers sowie die Abhängigkeit zwischen Fehler und nachfolgenden Korrekturen) unberücksichtigt (Kategorie C).
- Mit Öffnungs- und Schliessensteuerungen von Isolationsarmaturen während eines Kühlmittelverluststörfalls wird eine Operateurhandlung berücksichtigt, die aufgrund von Störfallvorschriften als unzulässig einzustufen ist und für deren Erfolg (undichte Armatur schliesst wieder dicht) keine technischen Nachweise vorliegen.
- In der Analyse von Handlungen der Kategorie A ist nicht begründet, warum das Offenlassen einer Isolationsarmatur des Systems zur Restwärmeabfuhr (Englisch: „Residual Heat Removal“, RHR) unberücksichtigt bleibt. Ein solcher Fehler hätte eine erhöhte Wahrscheinlichkeit für einen Kühlmittelverlust (KMV) an der Schnittstelle zwischen Hoch- und Niederdrucksystemen (Englisch: „Interfacing Systems Loss of Coolant Accident“, ISLOCA) zur Folge.

### 8.2.3 Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien

Die PSA-Erfolgskriterien reflektieren die minimal für die Vermeidung eines Kernschadens erforderlichen Systemfunktionen. Ein Erfolg im Sinne der PSA-Stufe-1 ist dann gegeben, wenn der unterkritische Kern nach Störfalleintritt über 24 Stunden hinweg mit Wasser bedeckt bleibt, respektive nur für kurze Zeit freigelegt wird. Kernschadensszenarien sind charakterisiert durch eine Freilegung des Kerns, bzw. durch Überschreitung einer (lokalen) Temperatur von ca. 1200 °C im Kern.

Zur Bestimmung der Erfolgskriterien sind bereits im Jahre 1992 anlagenspezifische, thermohydraulische Analysen durchgeführt worden. Diese Analysen sind im Rahmen der Erstellung der LPSA2006 punktuell ergänzt worden. Insbesondere sind vom KKL thermohydraulische Rechnungen erstellt worden, welche zeigen, dass bei Transienten mit erfolgreicher Reaktorschnellabschaltung, aber Versagen der Nachwärmeabfuhr, die in der Druckabbaukammer befindlichen Ansaugstutzen der Einspeisepumpen erst nach ungefähr 60 Stunden (durch Ausdampfung) freigelegt werden würden. Daraus wird gefolgert, dass in der LPSA2006 solche Sequenzen nicht zu einem Kernschaden führen.

#### Beurteilung der HSK

Die in der LPSA2006 angewendete Methodik entspricht nach Auffassung der HSK im Allgemeinen dem Stand der Technik. Die Dokumentation ist jedoch nicht nachvollziehbar. Obgleich thermohydraulische Analysen aus der Vergangenheit vorliegen, wird in der LPSA2006 auf diese Analysen nur unzureichend Bezug genommen (fehlende Referenzen; unzureichende Zusammenfassung der getroffenen Annahmen und erzielten Ergebnisse). So ist es für viele Erfolgskriterien unklar, auf welchen der älteren Analysen sie beruhen und inwieweit die darin getroffenen Annahmen mit den Annahmen des aktuellen PSA-Modells übereinstimmen. Daraus resultiert eine Reihe von Unstimmigkeiten bzw. Unklarheiten. Beispielsweise heisst es in der Dokumentation der Systemanalyse für die automatische Druckentlastung (Englisch: „Automatic Depressurization System“, ADS), dass mindestens sechs Sicherheitsventile (Englisch: „Safety Relief Valves“, SRV) öffnen müssen, damit eine passive Einspeisung (aus dem Hinterbergreservoir) in den Reaktordruckbehälter (RDB) möglich ist. Im PSA-Modell wird jedoch eine Mindestanzahl von zwei angenommen. In einem älteren (2001) experimentellen Nachweis der Einspeisemenge aus dem Hinterbergreservoir wird die Schlussfolgerung gezogen, dass neben den acht SRV, die gemäss Vorschrift zu öffnen sind, auch noch die restlichen acht SRV geöffnet werden sollten.

Die spezifischen Forderungen nach einem ausreichenden und vollständigen Nachweis der verwendeten Erfolgskriterien sind in der Aktionsliste enthalten.

## 8.2.4 Interne Ereignisse

### 8.2.4.1 Auslösende Ereignisse

In der LPSA2006 wurde ein zweistufiges Verfahren zur Identifizierung auslösender Ereignisse angewendet. Den Ausgangspunkt bildete eine Liste von Ereignissen aus PSA-Studien für typgleiche Anlagen. In einem zweiten Schritt wurden die KKL-Störfall-Liste sowie Aufzeichnungen aus dem KKL-Betrieb herangezogen, um sicherzustellen, dass die letztendlich verwendete Liste anlagenspezifisch ist. Der Umfang der auf diese Weise identifizierten internen, auslösenden Ereignisse ist im Folgenden zusammengefasst.

- 17 Transienten sind im Modell abgebildet. Die Liste umfasst acht Ereignisse, welche Systeme betreffen, die primär für den ungestörten Leistungsbetrieb erforderlich sind, z. B. Ausfall des Speisewassersystems. Darüber hinaus berücksichtigt sind der Verlust des Zwischenkühlwassersystems (Englisch: „Turbine Island Closed Cooling Water“, TICCW) und der Verlust der externen Stromversorgung (Englisch: „Loss of Offsite Power“, LOOP), wobei der LOOP eine Ereignisklasse mit acht einzelnen Ereignissen bildet. Grundlage der LOOP-Unterteilung war die Unterscheidung zwischen einem totalen und partiellen LOOP und die Dauer des LOOP.
- 36 auslösende Ereignisse vom Typ Kühlmittelverlust (KMV) sind im Modell abgebildet. Diese Liste umfasst zwei spezielle KMV-Ereignisse: RDB-Versagen und ISLOCA aufgrund undichter Ventile in der Ansaugleitung des Nach- und Notkühlsystems. Die Identifizierung der 34 übrigen KMV-Ereignisse (ohne RDB-Versagen und ohne ISLOCA) basierte auf Unterscheidungen hinsichtlich Ort und Grösse der Leckage und Kühlmittelzustand (flüssig oder dampfförmig).

Die Häufigkeiten der Transienten wurden mittels eines Bayes'schen Verfahrens auf der Grundlage generischer Daten und der KKL-eigenen Betriebserfahrung ermittelt. Dabei erfolgte die Erfassung der KKL-Betriebserfahrung mithilfe einer Datenbankanwendung für den Zeitraum von Betriebsbeginn bis einschliesslich 2005 (21 Jahre) und die Berücksichtigung generischer Daten unter Verwendung einer von der USNRC<sup>142</sup> publizierten Zusammenstellung von Häufigkeiten auslösender Ereignisse.

Zur Ermittlung der Häufigkeiten der KMV (ohne RDB-Versagen und ohne ISLOCA) wurde die KKL-Betriebserfahrung nicht verwendet. Stattdessen wurden die generischen Häufigkeiten<sup>143</sup> an die in der LPSA2006 gewählten KMV-Klassen sowie an die werkspezifischen Längen der betroffenen Leitungen angepasst.

Für das RDB-Versagen wurde per Expertenurteil eine Häufigkeit von  $10^{-7}$  pro Jahr geschätzt. Die ISLOCA-Häufigkeit wurde mithilfe eines Fehlerbaums ermittelt.

---

<sup>142</sup> J. P. Poloski et al.: Rates of Initiating Events at U.S. Nuclear Power Plants: 1987 - 1995, NUREG/CR-5750, U.S. Nuclear Regulator Commission (USNRC), Washington, D.C., 1999

<sup>143</sup> J. P. Poloski et al.: Rates of Initiating Events at U.S. Nuclear Power Plants: 1987 - 1995, NUREG/CR-5750, U.S. Nuclear Regulator Commission (USNRC), Washington, D.C., 1999

## Beurteilung der HSK

Die HSK beurteilt die in der LPSA2006 berücksichtigten internen, auslösenden Ereignisse als umfassend. Die Betriebserfahrung wurde korrekt erfasst und den einzelnen Transienten nachvollziehbar zugeordnet. Die zur Ermittlung der Ereignishäufigkeiten verwendete Methodik entspricht dem Stand der Technik, und die Häufigkeiten weisen im Allgemeinen plausible Werte auf. Nach Auffassung der HSK besteht geringfügiger Verbesserungsbedarf bei der Begründung für den Ausschluss von einigen auslösenden Ereignissen und bezüglich der fehlenden Betrachtung von Rohrleitungsbrüchen, die zu einem KMV ausserhalb des Containments führen können. Die Verbesserungspunkte sind in der Aktionsliste im Detail ausgeführt.

### 8.2.4.2 System- und Unfallablaufanalyse

Die Modellierung der Unfallabläufe in der LPSA2006 basiert auf der sogenannten „Linked-Fault-Tree-Method“. Dabei erfolgt die Modellierung der Unfallsequenzen mit Ereignisbäumen und den mit diesen verbundenen Fehlerbäumen. Im Ereignisbaum, der mit einem auslösenden Ereignis beginnt, werden die Verfügbarkeiten der für die Störfallbeherrschung notwendigen Systeme abgefragt. Ferner wird festgelegt, welche Systemausfallkombinationen zum Kernschaden führen. Die Zuverlässigkeit dieser Systeme (inklusive Hilfssysteme und Operateurhandlungen) wird detailliert in entsprechenden Fehlerbäumen abgebildet. Diese Fehlerbäume enthalten alle wesentlichen Basisereignisse<sup>144</sup>, die zum Versagen des betrachteten Systems beitragen. Bei der Quantifizierung der verschiedenen Unfallsequenzen eines Ereignisbaums werden die minimalen Kombinationen von Basisereignissen (Ausfallkombinationen) bestimmt, die zu einem Kernschaden führen. Die Summe der Häufigkeiten der minimalen Ausfallkombinationen ergibt die Kernschadenshäufigkeit für das im Ereignisbaum betrachtete auslösende Ereignis. Für die Ermittlung der gesamten Kernschadenshäufigkeit werden die Kernschadenshäufigkeiten aller auslösender Ereignisse aufsummiert. Das LPSA2006-Modell ist mithilfe der PSA-Software „RiskSpectrum“ erstellt worden.

In den Ereignisbäumen sind, abhängig vom auslösenden Ereignis, folgende Sicherheitsfunktionen berücksichtigt worden:

- Selektives Stabeinfahren
- Reaktorschnellabschaltung
- Öffnen der Sicherheitsventile
- Wiederschliessen der Sicherheitsventile
- Drosselung des Speisewassers
- Unterdrückung der automatischen Druckentlastung
- Boreinspeisung
- Reaktorbespeisung und Wärmeabfuhr
- Hochdruckeinspeisung
- Überspeisungsschutz nach Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (Englisch: „Anticipated Transient Without Scram“, ATWS)

---

<sup>144</sup> Ein Basisereignis ist ein Ereignis, das nicht weiter unterteilt wird, wie z. B. das Öffnungsversagen einer Rückschlagklappe bei Anforderung.

- Druckentlastung
- Niederdruckeinspeisung
- Passive Einspeisung
- Niveauekontrolle im ATWS-Fall
- Nachwärmeabfuhr (NWA)

Bei der Erstellung der Fehlerbäume zu diesen Sicherheitsfunktionen wurden „Failure Mode and Effect Analyses“ (FMEA) eingesetzt. Zur Bestimmung der Erfolgskriterien wurden thermohydraulische Analysen verwendet.

### **Beurteilung der HSK**

Die System- und Unfallablaufanalyse entspricht aus Sicht der HSK dem Stand der Technik. Die Modellierung der zur Unfallbeherrschung notwendigen Systeme mittels Fehlerbäumen ist in fast allen Fällen sehr detailliert, und die Abhängigkeiten zwischen den Sicherheitssystemen und Hilfssystemen sind in der Regel richtig wiedergegeben.

Die HSK hat jedoch Verbesserungsbedarf festgestellt, der im Detail in der Aktionsliste beschrieben ist und im Folgenden in zusammenfassender Form dargestellt wird.

- In einigen Fällen sind die Fehlerbäume unvollständig hinsichtlich möglicher Beiträge zum Versagen von Sicherheitsfunktionen. So fehlt z. B. die Berücksichtigung der Gebäudelüftung in den Fehlerbäumen für Dieselgeneratoren und Notkühlsysteme (Englisch: „Emergency Core Cooling Systems“, ECCS).
- In zwei Fällen (Zwischenkühlwassersystem TICCW und Speisewasserregelung zum Schutz gegen Überspeisung) wird eine komplexe und wichtige Systemfunktion mit nur einem Basisereignis modelliert.
- Die Auswirkung des Versagens der Absperrung eines ISLOCA durch die RHR-Saugleitung ist aus Sicht der HSK zu optimistisch modelliert, da der Störfallablauf als beherrscht angenommen wird, wenn das überdruckbedingte Strukturversagen des RHR-Systems ausbleibt. In diesem Fall ist es jedoch wahrscheinlich, dass weiterhin Kühlmittel über geöffnete Sicherheitsventile, welche das RHR-System vor Überdruckversagen schützen sollen, austreten würde.
- Es gibt einige Fälle, in denen die Ereignisbäume die Anforderungen von Sicherheitsfunktionen nur unvollständig repräsentieren, z. B. die nachträgliche Notwendigkeit der SRV-Abblasefunktion nach Versagen der Nachwärmeabfuhr (NWA) über den Kondensator in Sequenzen ohne anfängliche SRV-Anforderung. Ein weiteres Beispiel ist die Notwendigkeit der Kühlung der Druckabbaukammer (DAK) in Sequenzen, in denen der Kondensator nicht für die NWA zur Verfügung steht. Der geführte Nachweis für den Verzicht auf die Berücksichtigung der DAK-Kühlung ist unvollständig, weil wichtige Fragen (z. B. Zuverlässigkeit des Langzeitbetriebs von Notkühlpumpen unter nicht getesteten Temperaturbedingungen; mögliche Belastungen von DAK und Containment) nicht behandelt wurden.

### 8.2.4.3 Ergebnisse

Die in der LPSA2006 für interne, auslösende Ereignisse während Volllastbetrieb ermittelte CDF beträgt  $4,30 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr. Tab. 8-1 zeigt das zugehörige Risikoprofil.

Transienten liefern in der LPSA2006 einen grösseren CDF-Beitrag als Kühlmittelverluststörfälle (ca. Faktor 3). Durch den Ausfall des Zwischenkühlwassers ausgelöste Transienten tragen mit 43 % zur CDF bei. Die Gründe für diesen hohen Beitrag sind gemäss KKL die relativ hohe Eintrittshäufigkeit (etwa 0,1 pro Jahr) und der dadurch induzierte Ausfall der Hauptwärmesenke.

Einen weiteren Hauptbeitrag (19 %) liefern Transienten mit Totalverlust der externen Stromversorgung. Innerhalb dieser Gruppe liefern Ereignisse mit länger andauerndem (> 10 Stunden) Totalverlust der Stromversorgung einen wichtigen Beitrag. Als Grund hierfür nennt das KKL die begrenzte Kapazität der für die Gleichstromversorgung benötigten Batterien. Die Gleichstromversorgung ist wiederum erforderlich, um das Zufahren geöffneter SRV zu verhindern, und um den langfristigen Betrieb der Kernisoliationskühlung (Englisch: „Reactor Core Isolation Cooling“, RCIC) aufrechtzuerhalten.

In der KMV-Gruppe entsteht der grösste Beitrag (rund 21 % der gesamten CDF) aufgrund des RDB-Versagens.

Gemäss LPSA2006-Importanzanalyse liefern auf der Komponentenebene folgende Ausfallereignisse einen Beitrag von mindestens 10 % zur CDF aufgrund interner Ereignisse:

- Betriebsversagen der turbinengetriebenen RCIC-Pumpe (36 %).
- CCF von magnetgesteuerten Dreiwegeventilen des Steuerluftsystems (12 %).
- Betriebsversagen des Dieselgenerators der Division 31 (10 %).

Operateurhandlungen, deren Versagen mindestens 1 % zur CDF beiträgt, sind:

- Herstellung einer passiven Einspeisung (vom Hinterbergreservoir) nach Ausfall der aktiven Einspeisesysteme (3 %).
- Absperrung eines ISLOCA (2 %).
- Wiederherstellung des Bereitschaftszustands des Steuerluftsystems nach Instandhaltungsarbeiten (zwei Handlungen mit jeweils 2 % CDF-Beitrag).

### Beurteilung der HSK

Die in der Vorgängerstudie (LPSA1997) für interne Ereignisse ermittelte CDF beträgt  $1,6 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr. Eine Reduzierung dieses Werts wäre aus Sicht der HSK plausibel, da die LPSA2006 zum einen Modelländerungen in den Erfolgskriterien (z. B. längere Lebensdauer der Batterien) umfasst und zum anderen sicherheitstechnische Nachrüstungen im KKL (z. B. automatische Speisewasserabschaltung im ATWS-Fall) berücksichtigt. Die in der LPSA2006 für die internen Ereignisse ausgewiesenen Resultate (d. h. CDF von  $4,30 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr und zugehörige Importanzen) sind jedoch aufgrund des identifizierten Verbesserungsbedarfs bei der Modellierung generell als vorläufig zu betrachten (s. hierzu die vorangehenden Kapitel).

Auslösendes Ereignis	CDF-Beitrag absolut [1/Jahr]	Rel. Beitrag
<b>Transiente</b>		
Ausfall Zwischenkühlwasser (TICCW)	$1,85 \cdot 10^{-7}$	43,0 %
Totalverlust der externen Stromversorgung	$8,17 \cdot 10^{-8}$	19,0 %
Teilverlust der externen Stromversorgung	$2,15 \cdot 10^{-8}$	5,0 %
Transiente ohne anfängliche SRV-Anforderung	$1,23 \cdot 10^{-8}$	2,9 %
Sonstige Transiente	$2,58 \cdot 10^{-8}$	6,0 %
<b>Kühlmittelverlust (KMV)</b>		
RDB-Versagen	$9,00 \cdot 10^{-8}$	20,9 %
ISLOCA	$1,02 \cdot 10^{-8}$	2,4 %
Mittelgrosser KMV (Verlust von flüssigem Kühlmittel)	$2,33 \cdot 10^{-9}$	0,5 %
Sonstiger KMV	$1,17 \cdot 10^{-9}$	0,3 %
<b>Total (interne Ereignisse, Volllast)</b>	<b><math>4,30 \cdot 10^{-7}</math></b>	<b>100 %</b>

Tab. 8-1: LPSA2006-Ergebnisse zu den internen Ereignissen (Volllast)

## 8.2.5 Interne systemübergreifende Ereignisse

### 8.2.5.1 Auswahl relevanter Anlagenbereiche und Ereignisse

Die Auswahl relevanter Anlagenbereiche konzentrierte sich auf Gebäude, in denen sich Komponenten befinden, die im PSA-Modell für interne Ereignisse berücksichtigt sind (sogenannte PSA-Komponenten). Insgesamt umfasste diese Auswahl 20 Gebäude mit den zugehörigen Verbindungs- und Ringkanälen sowie die im Freien stehenden Haupt- und Hilfstransformatoren. Im Rahmen einer Begehung der Gebäude wurden die im KKL verfügbaren Komponenten-Datenbanken verifiziert und die Gefährdungspotenziale (z. B. Zündquellen, Flutquellen, Explosionsquellen) innerhalb der einzelnen Anlagenbereiche (bestehend aus einem oder mehreren Räumen) analysiert und aufgenommen.

Basierend auf diesen Informationen wurden Anlagenbereiche von der weiteren Analyse ausgeschlossen, in denen keine PSA-Komponenten und keine Gefährdungspotenziale vorhanden sind. Als Ergebnis dieses qualitativen Auswahlverfahrens verblieben 397 Anlagenbereiche, in denen als wesentliche Gefährdungspotenziale die Ereignisse Brand, Überflutung und Turbinengeschosse identifiziert wurden.

### Beurteilung der HSK

Der Umfang der im Rahmen der LPSA2006 als relevant ausgewählten Anlagenbereiche wurde anhand anlagenspezifischer Unterlagen (insbesondere Brandschutzpläne) überprüft, aus denen die räumliche Verteilung PSA-relevanter Systeme und Komponenten hervorgeht. Aus Sicht der HSK basiert diese Auswahl relevanter Anlagenbereiche auf einer systematischen und umfassenden Erfassung der anlagenspezifischen Gegebenheiten.

Auf Basis der in den Anlagenbegehungsberichten dokumentierten Gefährdungspotenziale kommt die HSK des Weiteren zu dem Ergebnis, dass die Ereignisse Brand, Überflutung und Turbinengeschosse die wesentlichen zur Bestimmung des Risikos eines Kernschadens internen systemübergreifenden Ereignisse darstellen.

### 8.2.5.2 Interner Brand

In der im Rahmen der LPSA2006 durchgeführten Brandanalyse wurden vom KKL anfänglich die gemäss anlagenspezifischem Brandschutzkonzept gegen interne Brände getroffenen Schutzmassnahmen dargelegt. Darauf aufbauend umfasst die Brandanalyse nachfolgend dargestellte Analyseschritte:

- Aufnahme ergänzender brandspezifischer Informationen: Der Branddatenbank wurden Brandlasten sowie die Art der Brandlöscheinrichtungen (automatisch oder manuell) entnommen. Im Rahmen der Anlagenbegehung wurden des Weiteren spezifische Eigenschaften der brandschutztechnischen Trennung (Raumabschlüsse und räumliche Anordnung von Komponenten) erfasst.
- Qualitative Auswahl der zu analysierenden Anlagenbereiche: Von den anfänglich identifizierten 397 Anlagenbereichen wurden nochmals 48 aufgrund des geringen brandspezifischen Gefährdungspotenzials (keine Zündquellen oder geringe Brandlast) von der weiteren Analyse ausgeschlossen.
- Ermittlung von Brandeintrittshäufigkeiten: Die Brandeintrittshäufigkeiten wurden mittels Bayes-Verfahren unter Berücksichtigung der KKL-spezifischen Betriebserfahrung und der Betriebserfahrung amerikanischer Kernkraftwerke<sup>145</sup> pro Zündquelle und Jahr ermittelt. Die generischen Brandeintrittshäufigkeiten basieren auf Brandereignissen bis zum Jahr 2000, die durch Komponentenschäden wie auch durch Instandsetzungs- und Wartungsarbeiten während des Leistungsbetriebs ausgelöst wurden. Im KKL traten zwischen 1985 und 2004 in den berücksichtigten Anlagenbereichen 5 ausschliesslich durch Komponentenschäden ausgelöste Brandereignisse auf. Unter Berücksichtigung der Anzahl und Verteilung der Zündquellen wurden für jeden der verbliebenen 349 Anlagenbereiche Brandeintrittshäufigkeiten abgeleitet.
- Quantitative Auswahl der zu analysierenden Anlagenbereiche: Für die in den einzelnen Anlagenbereichen befindlichen Komponenten wurden die spezifischen ausfallbedingten Auswirkungen auf das Anlagenverhalten untersucht und dokumentiert. Mithilfe des für interne Ereignisse entwickelten PSA-Modells wurde unter der Annahme, dass alle Komponenten im jeweiligen Anlagenbereich infolge des Brandes ausfallen, für jeden der 349 Anlagenbereiche ein brandbedingter CDF-Beitrag ermittelt und ausgewiesen. Brandszenarien mit einem CDF-Beitrag kleiner als  $5,0 \cdot 10^{-10}$  pro Jahr wurden von der weiteren Analyse ausgeschlossen. Dadurch reduzierte sich die Anzahl im Detail zu analysierender Anlagenbereiche auf 44. Der CDF-Gesamtbeitrag der nicht weiter im Detail analysierten Brandszenarien wird mit  $9,9 \cdot 10^{-9}$  pro Jahr abgeschätzt.
- Detailanalyse von Brandszenarien: Die Brandauswirkungen wurden für 10 Anlagenbereiche im Detail analysiert, indem die räumliche Trennung von Komponenten und die Brandschutzmassnahmen zur Verhinderung einer Brandausbreitung berücksichtigt wurden. Die Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Brandschutzmassnahmen wurde für ausgewählte Brandszenarien mithilfe eines Brandereignisbaums ermittelt, der aus der ursprünglichen probabilistischen Brandanalyse übernommen wurde. In diesem Brandereignisbaum wird der Erfolg der frühen Brandmeldung sowie der manuellen und automatischen Brandbekämpfung abgefragt. Bei Erfolg der frühen Brandbekämpfung wurde vorwiegend der Ausfall der Zündquellen

---

<sup>145</sup> NUREG/CR-6850 Final Report, September 2005, "EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear Power Plants", Volume 2

(z. B. Schaltschränke, Leistungskabel) unterstellt, während bei Ausfall der Brandbekämpfung alle im Raum befindlichen Komponenten als ausgefallen angenommen wurden.

- Integration der Brandszenarien in das PSA-Modell: Der brandbedingte CDF-Beitrag der als relevant identifizierten Brandszenarien wurde anhand der Brandeintrittshäufigkeiten, der Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Brandschutzmassnahmen und unter Berücksichtigung der szenariospezifischen Brandauswirkungen auf die zur Unfallbeherrschung erforderlichen Systeme ermittelt.
- Analyse der Brandausbreitung auf benachbarte Anlagenbereiche: Die Möglichkeit des Brandübertrags wurde für die aus der qualitativen Auswahl resultierenden 349 Anlagenbereiche untersucht, indem benachbarte Anlagenbereiche identifiziert und die brandschutztechnische Trennung und mögliche Auswirkungen qualitativ bewertet wurden.

Die durch anlageninterne Brände bedingte CDF wird vom KKL mit  $7,6 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr ausgewiesen. Brände im Reaktorgebäude (ZA) tragen mit 39,1 %, Brände im Betriebsgebäude (ZE1) mit 25,8 % und Brände im Reaktorhilfsanlagengebäude (ZC1) mit 25,2 % massgeblich bei. Folgende Anlagenbereiche haben die höchste brandschutztechnische Bedeutung (Anteil an der brandbedingten CDF > 4 %):

- ZC14R116 Kabelraum Div. 21 (21,6 % Beitrag zur Brand-CDF)
- ZA Zone A Drywell -3,8m/0,0m (10,8 % Beitrag zur Brand-CDF)
- ZA Zone B Drywell -3,8m/0,0m (10,5 % Beitrag zur Brand-CDF)
- ZA Zone A Containment 13,5m (8,3 % Beitrag zur Brand-CDF)
- ZA Drywell 10,0m (6,3 % Beitrag zur Brand-CDF)
- ZE14R212 Decontic A Raum (4,1 % Beitrag zur Brand-CDF)

Aus Sicht des KKL zeigen die Ergebnisse ein ausgewogenes Verhältnis der CDF-Beiträge der einzelnen Brandszenarien auf. Auf Basis der Untersuchung der Brandausbreitung auf benachbarte Anlagenbereiche kommt das KKL zu dem Ergebnis, dass insbesondere im Reaktorgebäude (Containment und Drywell) noch eine vertiefte Analyse durchzuführen ist.

### Beurteilung der HSK

Die HSK kommt zu dem Ergebnis, dass die im Rahmen der LPSA2006 vom KKL durchgeführte Brandanalyse die wesentlichen in der Richtlinie ENSI-A05 geforderten Analyseschritte umfasst. Das brandspezifische Gefährdungspotenzial in der Anlage wurde umfassend analysiert und der Auswahlprozess der wichtigen Anlagenbereiche nachvollziehbar dokumentiert.

Bezüglich der Detailanalyse von Brandszenarien und der Analyse der Brandausbreitung auf benachbarte Anlagenbereiche besteht aus Sicht der HSK insbesondere noch folgender Verbesserungsbedarf:

- Die vorhandenen technischen Brandschutzmassnahmen werden nicht in allen als risikorelevant identifizierten Brandszenarien berücksichtigt, wodurch das brandspezifische Risikoprofil der Anlage möglicherweise verzerrt dargestellt wird.
- Bei einem Brand im Hautkommandoraum wird entgegen der anlagenspezifischen Auslegunggrundlage der Ausfall des Notstandssystems (Englisch: Special Emergency Heat Removal, SEHR) unterstellt.

- Die Annahme, dass die Operateure den Hauptkommandoraum bei einem Brand mit hoher Wahrscheinlichkeit so rechtzeitig verlassen, dass der Brand mithilfe der manuell auszulösenden Gaslöschanlage rechtzeitig bekämpft wird, ist nicht ausreichend unterlegt.
- Bei einem Brand in Division (Div.) 11 oder 21 der Notsteuerstellen (Englisch: „Remote Shutdown areas“, RSD) werden die Auswirkungen möglicher Fehlsignale (Blockierung der SEHR- und ECCS-ADS) nicht umfassend berücksichtigt.
- Die Annahmen bezüglich des Schadensumfangs bei einem Brand in Anlagenbereichen mit grossen Brandabschnitten (insbesondere die risikorelevanten Bereiche Drywell und Containment) sind nicht durch Brandausbreitungsrechnungen unterlegt.
- Der CDF-Beitrag der Auswirkungen von Bränden auf benachbarte Anlagenbereiche ist bisher nicht ausgewiesen. Dies gilt insbesondere für Anlagenbereiche im Drywell und im Containment, wo keine konsequente Unterteilung in Brandabschnitte möglich ist und damit der Beurteilung der Brandausbreitung besondere Bedeutung zukommt. Darüber hinaus sind in den anderen, als Brandabschnitt definierten, Anlagenbereichen der Ausfall von Brandschutzklappen und die daraus resultierenden Auswirkungen (Eintrag von Rauch und heissen Gasen in benachbarte Anlagenbereiche, Unwirksamkeit von Gaslöschanlagen) nicht analysiert worden.

Der in der Brandanalyse ausgewiesene niedrige CDF-Beitrag bestätigt aus Sicht der HSK, dass die brandschutztechnische Trennung von Sicherheits- und zugehörigen Hilfssystemen unterschiedlicher Redundanz im KKL soweit möglich durch Unterteilung der Anlage in Brandabschnitte systematisch umgesetzt ist. Ungeachtet dessen hat die Brandanalyse einige Schwachpunkte identifiziert. Diese betreffen

- die Anordnung der Brandmeldezentrale in einem Raum, in dem sich sicherheitsrelevante elektrische Komponenten befinden;
- die fehlende Vorschrift, in der das rechtzeitige Verlassen des Hauptkommandoraumes bei einem Brand (nach Versagen der manuellen Brandlöschmassnahmen) geregelt ist, um das Schadensausmass durch manuelle Auslösung der Gaslöschanlage zu begrenzen;
- die Verlegung der Signalkanäle zur Blockierung der SEHR- und ECCS-ADS in jeweils einem Brandabschnitt.

In den nächsten Jahren plant das KKL, die Brandmeldezentrale zu erneuern und dezentral aufzubauen (s. Kapitel 6.12). Die HSK geht davon aus, dass hierdurch die bei einem Brand in der Brandmeldezentrale möglichen Auswirkungen (insbesondere der Ausfall der zur Brandbegrenzung und Brandbekämpfung benötigten technischen Einrichtungen) wirksam verringert werden.

Bei einem Brand im Hauptkommandoraum bedarf es aus Sicht der HSK eindeutiger Kriterien, wann die Operateure diesen zu verlassen haben. Derartige Kriterien sollten in einer Vorschrift festgelegt werden, damit eine belastbare Basis für die Bewertung dieser Handlung vorhanden ist (s. Verbesserungsbedarf, Punkt 3).

Die Auswirkungen eines Brandes in einer der Notsteuerstellen sind aus Sicht der HSK dahingehend zu untersuchen, ob die SEHR- und ECCS-ADS aufgrund von Fehlsignalen blockiert werden kann (s. Verbesserungsbedarf, Punkt 4).

Die unter Verbesserungsbedarf genannten Punkte sind in die Aktionsliste aufgenommen worden.

### 8.2.5.3 Interne Überflutung

Die im Rahmen der LPSA2006 durchgeführte Überflutungsanalyse basiert auf einer Anfang der 80er Jahre durchgeführten Analyse, in der das anlagenspezifische Überflutungskonzept und die daraus folgenden Schutzmassnahmen gegen interne Überflutungen bewertet wurden. Als mögliche Ursachen einer internen Überflutung wurden in der Überflutungsanalyse der Integritätsverlust wasser- bzw. dampfführender Systeme (Leitungen und Behälter) sowie die Fehlanregung von Feuerlöschanlagen identifiziert. Darauf aufbauend umfasst die Überflutungsanalyse nachfolgend dargestellte Analyseschritte:

- Aufnahme anlagenspezifischer Information: In den anfänglich identifizierten Anlagenbereichen wurden anhand einer Anlagenbegehung, der in der Anlagendatenbank abgelegten Systeminformationen und der Gebäudeanordnungen und -verbindungen potenzielle Flutquellen und Überflutungsbereiche identifiziert. Auf Basis dieser Informationen wurden noch Anlagenbereiche in folgenden Gebäuden als wesentlich erachtet:
  - Reaktorgebäude (Containment)
  - Reaktorhilfsanlagengebäude einschliesslich des Notstandbunkers
  - Maschinenhaus
  - Betriebsgebäude
  - Nebenkühlwassergebäude und zugehöriger Ringkanal
- Bestimmung der Überflutungshäufigkeiten: Die Überflutungshäufigkeiten von Gebäuden pro Jahr wurden aus einer Auswertung der Betriebserfahrung amerikanischer Anlagen<sup>146</sup> und der anlagenspezifischen Erfahrungen abgeleitet. Im KKL trat demnach zwischen 1985 und 2005 ein nennenswertes Überflutungsereignis im Maschinenhaus (Bruch einer Entleerungsleitung DN50) während des Leistungsbetriebs auf. Die gebäudespezifischen Häufigkeiten wurden entsprechend Anzahl und Art der identifizierten Flutquellen auf die einzelnen Gebäudebereiche verteilt.
- Auswahl von Flutszenarien: Ausgehend von den jeweiligen Flutquellen wurden mögliche Überflutungspfade unter Berücksichtigung der Widerstandsfähigkeit von Türen, der Flächen potenzieller Überflutungsbereiche und deren Drainagen sowie von Überlauföffnungen identifiziert. Aus diesen Untersuchungen resultierten 44 Flutszenarien.
- Analyse der Auswirkungen von Flutszenarien: Anhand der identifizierten Überflutungspfade wurde untersucht, welche Komponenten aufgrund der Überflutungsauswirkungen beschädigt werden können. Der Ausfall von Kabeln wurde nur dann angenommen, wenn diese nicht ausreichend gegen Feuchtigkeit geschützt sind.
- Integration der Flutszenarien in das PSA-Modell: Mithilfe des für interne Ereignisse entwickelten PSA-Modells wurde der CDF-Beitrag der identifizierten Flutszenarien unter Berücksichtigung der Eintrittshäufigkeiten und der szenariospezifischen Überflutungsauswirkungen auf die zur Unfallbeherrschung erforderlichen Systeme ermittelt. Detektions- und Absperrmöglichkeiten wurden nicht kreditiert.

---

<sup>146</sup> PLG-0624, Mai 1988, Internal Flood Frequencies during Shutdown and Operation for Nuclear Power Plants

Die durch anlageninterne Überflutung bedingte CDF wird mit  $5,0 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr ausgewiesen. Überflutungen im Reaktorgebäude (ZA) tragen mit 67,5 % und Überflutungen im Notstandbunker (ZC2) mit 16,7 % massgeblich bei. Insgesamt wurden im Rahmen der Überflutungsanalyse der LPSA2006 14 risikorelevante Flutszenarien identifiziert (CDF-Beitrag  $> 5,0 \cdot 10^{-10}$  pro Jahr).

Aus Sicht des KKL zeigen die Ergebnisse auf, dass die Anlage einen hohen Schutz gegen interne Überflutungen aufweist. Insbesondere aufgrund der Trennung der sicherheitsrelevanten Systemstränge durch geschützte Flutbereiche sind die überflutungsbedingten CDF-Beiträge im Reaktorhilfsanlagen- und im Betriebsgebäude gering. Der dominante CDF-Beitrag durch Überflutungen im Containment ist darin begründet, dass eine Trennung der sicherheitsrelevanten Systemstränge nur bedingt möglich ist. Im Gegensatz zur passiven Trennung der sicherheitsrelevanten Systemstränge im Reaktorhilfsanlagen- und im Betriebsgebäude werden die Systeme im Notstandbunker aktiv (durch Abschaltung) gegen Überflutungen geschützt. Der CDF-Beitrag durch Überflutungen im Notstandbunker ist dadurch bedingt, dass bei Ausfall des aktiven Schutzes in der Überflutungsanalyse angenommen wurde, dass beide Stränge des Notstandschutzsystems ausfallen.

### **Beurteilung der HSK**

Die HSK kommt zu dem Ergebnis, dass die im Rahmen der LPSA2006 vom KKL durchgeführte Überflutungsanalyse die wesentlichen in der Richtlinie ENSI-A05 geforderten Analyseschritte umfasst. Das überflutungsspezifische Gefährdungspotenzial in der Anlage wurde umfassend analysiert und der Auswahlprozess der wichtigen Anlagenbereiche nachvollziehbar dokumentiert. Der Analyse der Auswirkungen von Überflutungen liegen abdeckende Annahmen zugrunde, indem unabhängig von der Leckrate, von Erkennungs- und Absperrmöglichkeiten sowie vom Flutinventar der Ausfall aller Komponenten im betroffenen Anlagenbereich unterstellt wird. Diese vereinfachte Vorgehensweise erachtet die HSK als gerechtfertigt, da die sicherheitsrelevanten Gebäude im KKL in den meisten Fällen in mehrere überflutungssichere Bereiche unterteilt und somit die Auswirkungen auf einzelne sicherheitsrelevante Systemredundanzen begrenzt sind.

Im Containment können Überflutungen aufgrund der weitgehend offenen Bauweise mehrere sicherheitsrelevante Systemredundanzen betreffen. Hier wurde nach Aussage vom KKL eine im Vergleich zu den anderen flutrelevanten Anlagenbereichen verfeinerte Analyse durchgeführt, ohne dass die Ergebnisse hierdurch wesentlich beeinflusst wurden. Aus Sicht der HSK ist die Annahme vom KKL als abdeckend zu bewerten, dass unabhängig von der Höhenkote der Flutquelle ein 180 °-Einwirkungsbereich definiert wurde, der über alle Containment-Ebenen geht. Zudem wird der Ausfall aller Komponenten (mit Ausnahme ausreichend geschützter Kabel) innerhalb dieses Einwirkungsbereichs unterstellt, obwohl die Komponenten im Containment gegen Sprüheinwirkung ausgelegt sind.

Der in der Überflutungsanalyse ausgewiesene absolute CDF-Beitrag bestätigt aus Sicht der HSK, dass durch die weitgehende Unterteilung der sicherheitsrelevanten Gebäude in mehrere überflutungssichere Bereiche die Trennung von Sicherheits- und zugehörigen Hilfssystemen systematisch umgesetzt wurde. Insbesondere wurden die überflutungssicheren Bereiche, in denen Anschlussleitungen an das Kondensationsbecken verlaufen, so dimensioniert, dass bei einem Bruch einer der Anschlussleitungen das mindestens notwendige Inventar des Kondensationsbeckens für die Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr erhalten bleibt.

#### 8.2.5.4 Turbinenzerknall

In der LPSA2006 wird die Anlagengefährdung durch massive mechanische Schäden an der rotierenden Turbine mit wegfliegenden Teilen (Turbinengeschosse) in drei Schritten analysiert. Dies sind die Bestimmung der Häufigkeit mit der Turbinengeschosse generiert werden, die Ermittlung der bedingten Wahrscheinlichkeit mit der wichtige Anlagenbereiche getroffen werden und die Abschätzung der bedingten Wahrscheinlichkeit mit der ein Einschlag in diesen Anlagenbereichen zu einem Kernschaden führt. Die Häufigkeit von Turbinengeschossen wird aus generischen Daten und der Betriebserfahrung mit Turbinen des KKL-Turbinenherstellers hergeleitet und beträgt  $1,8 \cdot 10^{-4}$  pro Jahr. Der Hauptkommandoraum wird als wichtigster Einschlagbereich identifiziert, wobei lediglich Bogenflüge betrachtet sind, da die direkten Flugbahnen als genügend abgeschirmt eingestuft werden. Mit einer bedingten Trefferwahrscheinlichkeit von  $1,6 \cdot 10^{-5}$  und einer bedingten Kernschadenswahrscheinlichkeit von erheblich kleiner als 1 wird für den Hauptkommandoraum eine als vernachlässigbar eingestufte Kernschadenshäufigkeit von deutlich unter  $2,9 \cdot 10^{-9}$  pro Jahr abgeschätzt. Ferner wird davon ausgegangen, dass Einschläge in Räume im Reaktorhilfsanlagegebäude zu ähnlich tiefen, ebenfalls vernachlässigbaren Kernschadenshäufigkeiten führen. Auch bei Treffern auf andere Gebäude werden lediglich unbedeutende Beiträge an die Kernschadenshäufigkeit abgeschätzt. Aufgrund dieser Einschätzungen wird das Ereignis Turbinenzerknall im PSA-Modell nicht explizit modelliert.

#### Beurteilung der HSK

Der in der LPSA2006 gewählte Ansatz mit der Aufteilung in drei Analyseschritte (Ermittlung von Geschosshäufigkeit, bedingter Einschlagwahrscheinlichkeit und bedingter Kernschadenswahrscheinlichkeit) entspricht dem üblicherweise verwendeten Vorgehen und wird von der HSK akzeptiert. Ferner ist es aufgrund der baulichen Vorsorge plausibel, dass die Kernschadenshäufigkeit infolge Turbinenzerknalls für das KKL gering ist.

#### 8.2.6 Externe Ereignisse

##### 8.2.6.1 Auswahl

Als Ausgangspunkt für die Auswahl zu betrachtender externer Ereignisse im Rahmen der LPSA2006 wählte das KKL eine generische Liste externer Ereignisse<sup>147</sup>. Mithilfe von vier Auswahlkriterien ist bestimmt worden, ob ein Ereignis detailliert analysiert und modelliert werden soll, oder ob mithilfe qualitativer Abschätzungen gezeigt werden kann, dass der Risikobeitrag vernachlässigbar oder bereits über andere Analysen abgedeckt ist. Die zugrunde gelegten Kriterien lauten:

- Das Ereignis hat ein gleiches oder kleineres Schadenspotenzial als die bei der Auslegung zugrunde gelegten externen Ereignisse.
- Die Eintrittshäufigkeit ist deutlich kleiner als die Eintrittshäufigkeit eines bereits modellierten Ereignisses mit ähnlichem Schadenspotenzial.
- Das Ereignis kann nicht nahe genug bei der Anlage auftreten, um einen Schaden an der Anlage zu verursachen.

---

<sup>147</sup> PRA Procedures Guide, A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants, American Nuclear Society and Institute of Electrical and Electronic Engineers, NUREG/CR-2300, January 1983

- Das Ereignis ist in der Definition eines anderen Ereignisses der generischen Liste enthalten.

Auf Basis dieser Kriterien hat das KKL die externen Ereignisse Erdbeben, extreme Winde und Tornados, externe Überflutung und Flugzeugabsturz zur vertieften Analyse ausgewählt.

### Beurteilung der HSK

Die in der LPSA2006 für die nähere probabilistische Untersuchung getroffene Auswahl der externen Ereignisse ist nach Auffassung der HSK plausibel und abdeckend.

#### 8.2.6.2 Erdbeben

Die vom KKL eingereichte Erdbebenanalyse der LPSA2006 besteht aus drei Teilen:

- *Erdbebengefährdungsanalyse*: In der Erdbebengefährdungsanalyse wurde abgeschätzt, wie häufig am Standort des KKL mit wie starken seismischen Bodenerschütterungen zu rechnen ist. Die in der LPSA2006 verwendeten Erdbebengefährdungsannahmen basieren auf den Erkenntnissen aus dem Projekt PEGASOS (Probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse für die KKW-Standorte in der Schweiz), welches zwischen 1999 und 2004 im Auftrag der Schweizer Kernkraftwerkbetreiber realisiert wurde. In diesem Projekt wurden für jedes schweizerische Kernkraftwerk die möglichen Erdbebenherde in der näheren und weiteren Umgebung identifiziert und für jeden Erdbebenherd die zu erwartende Bebenhäufigkeit, die zugehörigen Bebenstärken und die Abminderung der Bodenerschütterung zwischen dem Erdbebenherd und dem Standort des Kernkraftwerks ermittelt.
- *Fragilityanalyse*: In der Fragilityanalyse wurde die seismisch bedingte Versagenswahrscheinlichkeit der Komponenten und Bauten des KKL in Abhängigkeit der Bodenerschütterung bestimmt. Die potenziell wichtigen Komponenten und Bauten wurden aus dem PSA-Modell für interne Ereignisse und den Erkenntnissen aus der 1996 durchgeführten seismischen Anlagenbegehung abgeleitet. Die in der LPSA1997 für 31 Komponenten kraftwerkspezifisch durchgeführte Fragilityanalyse wurde in der LPSA2006 durch generische seismische Versagenswahrscheinlichkeiten für weitere 22 Komponenten und Bauten ergänzt.
- *Analyse der Unfallsequenzen*: Die durch Erdbeben ausgelösten Unfallabläufe wurden im PSA-Modell mit einem eigenen Ereignisbaum abgebildet. In den Systemfehlerbäumen wurden die seismisch bedingten Ausfälle mit zusätzlichen Basisereignissen modelliert. Als auslösende Ereignisse wurden 10 diskrete Klassen der Bodenerschütterung gewählt. Der abgedeckte Erschütterungsbereich reicht bis zu einer auf das Reaktorgebäudefundament bezogenen Spitzenbodenbeschleunigung von 1,28 g und damit bis zu einer Überschreitungshäufigkeit von  $1,0 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr.

Die durch Erdbeben verursachte Kernschadenshäufigkeit wurde in der LPSA2006 mit  $2,14 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr abgeschätzt, was bezogen auf alle auslösenden Ereignisse einem Anteil von 55 % entspricht. Ein Anteil von insgesamt 99 % der seismisch bedingten Kernschadenshäufigkeit ist auf Unfallsequenzen zurückzuführen, in deren Ablauf die RDB-Einspeisung ausfällt und der Reaktorkern ca. eine halbe Stunde nach dem Erdbeben zu schmelzen beginnt. Die grössten Einzelbeiträge an der seismischen Kernschadenshäufigkeit resultieren aus Unfallszenarien mit seismisch bedingtem Verlust der externen Stromversorgung und überlagertem Ausfall von einem nicht-seismisch bedingtem CCF aller fünf Dieselgeneratoren. Auf die Breite des abgedeckten Erschütterungsbereichs bezogen trägt das auslösende Ereignis mit Spitzenbodenbeschleunigungen von 0,80 g bis 0,90 g am meisten zur seismischen Kernschadenshäufigkeit bei. Unterhalb von 0,3 g gibt es keine bedeutenden seis-

misch bedingten Ausfälle in der Anlage. In diesem Bereich bestehen die dominanten Beiträge an der seismischen Kernschadenshäufigkeit aus dem als garantiert angenommenen seismisch bedingten Verlust der externen Stromversorgung in Kombination mit zufälligen Unverfügbarkeiten der Kernkraftwerkskomponenten.

### Beurteilung der HSK

Mit der LPSA2006 wurde die probabilistische Erdbebenanalyse des KKL im Vergleich zu früheren Studien in wichtigen Punkten verbessert. So wurden die aktuell gültigen Erdbebengefährdungsannahmen verwendet, der Umfang an Komponenten und Bauten mit explizit modelliertem seismischem Versagen erhöht und die numerische Quantifizierung der seismischen Kernschadenshäufigkeit direkt im integralen PSA-Modell vorgenommen. Aus Sicht der HSK sind die Ergebnisse der Erdbebenanalyse der LPSA2006, mit der absolut betrachtet als gering einzustufenden Kernschadenshäufigkeit sowie der relativ grossen Bedeutung der seismisch verwundbaren externen Stromversorgung, plausibel. Bei einer 1998 durchgeführten viertägigen Teaminspektion konnte sich die HSK von der konsequenten Auslegung des KKL und den systematischen Vorkehrungen gegen seismische Einwirkungen überzeugen.

Zentrale Elemente der Erdbebenanalyse der LPSA2006 basieren jedoch auf Vorgehensweisen, die nicht den Stand der Technik erfüllen, wie er etwa in EPRI NP-6041-SL<sup>148</sup>, EPRI TR-103959<sup>149</sup>, NUREG-1407<sup>150</sup> und NUREG/CR-5088<sup>151</sup> beschrieben ist. So war die etwa zehn Jahre zurückliegende seismische Anlagenbegehung aus heutiger Sicht zu wenig systematisch, um die bei einem Erdbeben möglicherweise auftretenden Anlagenschäden umfassend zu identifizieren, die Auswahl der im PSA-Modell explizit zu berücksichtigenden seismischen Ausfälle von Komponenten und Bauten zu stützen und die für die Fragilityanalyse notwendigen Informationen zu sammeln bzw. vor Ort zu verifizieren. Auch weisen die seismischen Fragilityanalysen der LPSA2006 nicht die Qualität und den fortschrittlichen Stand auf, die erforderlich wären, um die aus dem Projekt PEGASOS seit 2004 vorliegenden Erdbebengefährdungsergebnisse konsistent umzusetzen. Die seismisch bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten der Komponenten und Bauten wurden aus der LPSA1997 oder aus generischen Studien übernommen und pauschal verringert, um der erwarteten Reduktion bei Verwendung neuerer Fragilityanalysemethoden Rechnung zu tragen. Ferner wurde die Erdbeben-PSA nicht umfassend nachvollziehbar dokumentiert.

Aufgrund des identifizierten Verbesserungsbedarfs hat die HSK die Erdbebenanalyse der LPSA2006 lediglich stichprobenartig geprüft und auf die Entwicklung eines eigenen PSA-Modells zur Nachrechnung der seismischen Kernschadenshäufigkeit verzichtet. Die HSK leitet folgende PSÜ-Forderung ab:

---

<sup>148</sup> Electric Power Research Institute (EPRI): "A Methodology for Assessment of Nuclear Plant Seismic Margin," EPRI NP-6041-SL, Revision 1, August 1991

<sup>149</sup> Electric Power Research Institute (EPRI), "Methodology for Developing Seismic Fragilities," EPRI TR-103959, June 1994

<sup>150</sup> USNRC, "Procedure and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities," U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1407, May 1991

<sup>151</sup> USNRC, "Fire Risk Scoping Study: Investigation of Nuclear Power Plant Fire Risk, Including Previously Un-addressed Issues," NUREG/CR-5088, Sandia National Laboratory, January 1989

### **Forderung 8.2.6-1**

*Die Erdbebenanalyse der LPSA2006 ist so zu überarbeiten, dass sie dem Stand der Technik und der aktuellen Anlagenkonfiguration entspricht. Insbesondere sind*

- die Entscheide zur Auswahl der Komponenten und Bauten (Screening) anhand eines modernen, auf einer umfassenden Anlagenbegehung beruhenden Verfahrens zu treffen;*
- die Fragilityanalysen insgesamt zu aktualisieren;*
- die Erdbebenanalyse umfassend und nachvollziehbar zu dokumentieren.*

*Darauf basierend sind allfällige seismische Schwachstellen in der Anlage systematisch zu identifizieren und potenzielle Nachrüstungen risikotechnisch zu bewerten.*

*Bis 31. Dezember 2009 ist hierfür ein verbindliches Konzept einzureichen, welches die verwendeten Methoden, den Umfang der Analysen, den Zeitplan für die einzelnen Analyseschritte, die beauftragten Experten und die Erdbebengefährdungsannahmen konkret bestimmt.*

#### **8.2.6.3 Extreme Winde und Tornados**

In der LPSA2006 werden zwei Windarten betrachtet und separat untersucht: Es sind dies die als extreme Winde bezeichneten translatorischen Winde und Tornados.

Die standortspezifische jährliche Häufigkeit von extremen Winden ist aus den bei KKL auf 10 m Höhe über eine Zeitspanne von gut 14 Jahren gemessenen Windgeschwindigkeiten abgeleitet und basierend auf einer Weibull-Verteilung für höhere Geschwindigkeiten extrapoliert. Der höchste dabei berücksichtigte Messwert beträgt 37,4 m/s und trat am 26. Dezember 1999 beim Orkan Lothar auf.

Die am Standort KKL zu erwartende Häufigkeit von Tornados wird basierend auf den in der Schweiz in den Jahren 1924 bis 2003 beobachteten 18 Tornados und 3 Superzellen abgeschätzt, wobei die Superzellen ebenfalls als Tornados gezählt werden. Die insgesamt 21 Tornados werden ausschliesslich einem 50 km breiten Korridor zwischen Genf und dem Bodensee zugerechnet. Weiter wird davon ausgegangen, dass die Tornadohäufigkeit in diesem Korridor gleich verteilt ist, dass 30 % der Tornados genügend stark sind, um eine mögliche Gefährdung des Kernkraftwerks darzustellen und dass die Tornadospur im Mittel 14 km lang und 180 m breit ist. Für das als 270 m mal 340 m grosses Rechteck angenommene Kraftwerksareal wird damit eine Tornadohäufigkeit von  $1,45 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr ermittelt.

Im PSA-Modell werden die extremen Winde und Tornados mit den insgesamt drei in Tab. 8-2 gezeigten auslösenden Ereignissen erfasst, welche verschiedenen Windgeschwindigkeitsbereichen entsprechen. Für Tornados werden dieselben Auswirkungen auf die Anlage unterstellt wie für extreme Winde mit Geschwindigkeiten ab 55 m/s. Diese beiden Windarten sind in einem einzigen auslösenden Ereignis, WIND03, zusammengefasst.

Auslösendes Ereignis	Windgeschwindigkeit [m/s]	Häufigkeit [pro Jahr]
WIND01	35 – 45	$6,55 \cdot 10^{-3}$
WIND02	45 – 55	$2,93 \cdot 10^{-5}$
WIND03		
Anteil Extreme Winde	> 55	$6,64 \cdot 10^{-8}$
Anteil Tornados		$1,45 \cdot 10^{-6}$
Total		$1,52 \cdot 10^{-6}$

Tab. 8-2: In der LPSA2006 analysierte extreme Winde

Die Versagenswahrscheinlichkeiten der Gebäude werden für die pro auslösendes Ereignis als konstant angenommenen Windgeschwindigkeiten von 40 m/s, 50 m/s und 60 m/s hergeleitet. Ferner wird davon ausgegangen, dass ein Gebäude bei der seinem Auslegungsdruck entsprechenden Windgeschwindigkeit mit einer Wahrscheinlichkeit von ca. 5 % versagt und dass beim Versagen eines Gebäudes die darin untergebrachte Ausrüstung vollständig ausfällt.

Die in der LPSA2006 für extreme Winde und Tornados ausgewiesene Kernschadenshäufigkeit beträgt  $6,47 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr. Dazu tragen extreme Winde etwa 55 % bei. Die dominante Sequenz ist ein durch einen Wind der Kategorie WIND01 verursachter Verlust der externen Stromversorgung und der Notstromdiesel, kombiniert mit einem windunabhängigen CCF der restlichen Dieselgeneratoren.

### Beurteilung der HSK

Mit den extremen Winden und den Tornados werden in der LPSA2006 die relevanten Windarten untersucht. Wichtige Teile der durchgeführten Analysen entsprechen dem Stand der Technik. Die Gefährdungsannahmen wurden aus aktuellen standortspezifischen Daten hergeleitet, und es werden wesentliche Versagensszenarien behandelt. Die Auswirkungen extremer Winde sind im PSA-Modell mit drei auslösenden Ereignissen explizit und verhältnismässig fein abgebildet. Die Studie enthält aber auch Verbesserungsbedarf. Dieser wird in die Aktionsliste übernommen und betrifft folgende Punkte:

- Die zu erwartende Häufigkeit von extremen Winden wurde lediglich aus kurzzeitigen Messdaten abgeleitet. Längerfristige Windgeschwindigkeitsaufzeichnungen, wie sie z. B. für den Flughafen Kloten verfügbar sind, wurden nicht berücksichtigt. Ferner wurde lediglich die Höhe 10 m über Boden betrachtet und die Abhängigkeit der Windgeschwindigkeit von der Höhe vernachlässigt.
- Die Häufigkeit mit der ein Tornado ein Ziel trifft wurde als proportional zu der Fläche des Zieles angenommen. Dieser Ansatz, bei dem ein isolierter Punkt nicht getroffen werden kann, führte dazu, dass in der für das KKL abgeschätzten Tornadohäufigkeit lediglich Tornados berücksichtigt sind, die auf dem KKL-Gelände entstehen, aber keine die von aussen auf das Kraftwerksgelände ziehen.
- Bei der Modellierung der Anlagenschäden wurde davon ausgegangen, dass die windbedingte Ausfallwahrscheinlichkeit der Gebäude im Wesentlichen durch deren Auslegungsdruck bestimmt ist. Dieser Ansatz ist, je nachdem wie bedeutend die Windlast für die Auslegung des Gebäudes war, unterschiedlich konservativ. In der LPSA2006 führte er zu einer unplausiblen

Abschätzung des Risikoprofils, indem die meisten Gebäude bei nahezu identischer Windgeschwindigkeit versagen. Ferner wurden keine Sekundärschäden diskutiert, wie sie z. B. durch rasche Luftdruckänderungen, durch Wassereintritt durch geborstene Fensterscheiben oder durch grössere vom Wind auf die Anlage verfrachtete Gegenstände verursacht werden können.

- Die Modellierung von Tornados als Teil des auslösenden Ereignisses WIND03 ist zu wenig differenziert. Mit diesem Ansatz werden die Auswirkungen von Tornados lediglich mit einem einzigen auslösenden Ereignis modelliert und den unterschiedlichen Eigenschaften extremer Winde und Tornados wird nicht Rechnung getragen. Ferner ist die diesem Modellierungsansatz zugrunde liegende Annahme, dass extreme Winde mit Geschwindigkeiten ab 55 m/s und die erst ab 90 m/s berücksichtigten Tornados zu denselben, aus der mittleren Geschwindigkeit von 60 m/s abgeleiteten, Anlagenschäden führen, unzureichend begründet.

#### 8.2.6.4 Externe Überflutung

Die LPSA2006 enthält folgende überflutungsbezogene Untersuchungen:

- *Anstieg des Rheinpegels durch starke Niederschläge oder massive Schneeschmelze:* Unter Beachtung der maximal registrierten Abflüsse von 3'670 m<sup>3</sup>/s während der instrumentellen Beobachtungszeit von 1935 bis 2005 sowie geschätzten 5'400 m<sup>3</sup>/s für das Jahr 1876 wurde für die Überflutung der Nebenkühlwasserpumpen von einer Überschreitungshäufigkeit im Bereich von  $1 \cdot 10^{-4}$  pro Jahr bis  $1 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr ausgegangen. Mit den Argumenten, dass die bedingte Kernschadenshäufigkeit bei dem Ausfall der Nebenkühlwasserpumpen klein ist und dass der Anstieg des Rheinpegels langsam erfolgt und somit genügend Zeit für eine vorsorgliche Abschaltung des Kernkraftwerks bleibt, wurde der durch Niederschlag oder Schneeschmelze bedingte Anstieg des Rheinpegels in der LPSA2006 nicht explizit modelliert.
- *Anstieg des Rheinpegels durch Talsperrenbrüche:* Von Untersuchungen des Bundesamts ausgehend werden Brüche der Rhein-Wehre Schaffhausen, Rheinau, Eglisau und Rekingen, der Aare-Wehre Rapperswil, Wildegg-Brugg, Beznau und Klingnau, der Schluchseestau-mauer sowie der Extremfall von fünf sich überlagernden Talsperrenbrüche an der Saane (Hongrin, Montsalvens, Rossens, Schiffenen) und der Aare (Wohlensee) betrachtet. Im ungünstigsten Fall, dem Bruch des Stauwehrs Eglisau, erreicht die Fluthöhe das Pumpenhaus für das Nebenkühlwasser, ohne die Funktion des Nebenkühlwassersystems jedoch zu gefährden. Der durch Talsperrenbrüche bedingte Anstieg des Rheinpegels wird in der LPSA2006 deshalb nicht explizit modelliert.
- *Starke Niederschläge im Bereich des Anlagenstandortes:* Die Einwirkungen durch lokalen Starkniederschlag, wie z. B. auslegungsüberschreitende Dachlasten, Kurzschlüsse an exponierten elektrischen Komponenten oder Wassereintritte in Gebäude wurden basierend auf qualitativen Argumenten vernachlässigt.
- *Verlust der Stauhaltung des Rheins:* Es wird davon ausgegangen, dass nach einem Bruch des ca. 1 km flussabwärts gelegenen Stauwehrs Albbruck-Dogern die Stauhaltung des Rheins verloren geht und dadurch das Einlaufbauwerk des Nebenkühlwassersystems des KKL freigelegt wird. Für die Bruchhäufigkeit des Stauwehrs Albbruck-Dogern wird aus der Literatur ein für katastrophales Versagen von grossen Betonstau-mauern abgeschätzter Wert von  $2,0 \cdot 10^{-5}$  pro Jahr übernommen. Die mit dem integralen Modell der LPSA2006 für dieses

auslösende Ereignis mit einem eigenen Ereignisbaum ermittelte Kernschadenshäufigkeit ist deutlich geringer als  $10^{-10}$  pro Jahr.

### Beurteilung der HSK

In der LPSA2006 werden die relevanten Kategorien von Überflutungsereignissen betrachtet. Die Kernschadenshäufigkeit durch den Verlust der Stauhaltung des Rheins wird explizit quantifiziert. Hingegen sind die restlichen Teile der Überflutungsanalyse stark vereinfacht und stützen sich zu einem guten Teil auf qualitativen Überlegungen. Ihre Beiträge an die Kernschadenshäufigkeit werden vernachlässigt. Aus Sicht der HSK ist die in der LPSA2006 gewählte Vorgehensweise zulässig und das Ergebnis, mit einem insgesamt unbedeutenden Überflutungsrisiko, ist plausibel. Günstig wirkt sich aus, dass das Kernkraftwerk Leibstadt aufgrund seiner gegenüber der Talsohle erhöhten Lage bei einem Anstieg des Rheinpegels weitgehend ungefährdet bleibt. Desgleichen stehen bei einem Verlust der Stauhaltung des Rheins, und dem damit verbundenen Ausfall des Nebenkühlwassersystems, das mit Grundwasser versorgte Notnebenkühlwassersystem sowie das SEHR-System weiterhin für die Wärmeabfuhr aus den für das sichere Abfahren der Anlage notwendigen Systemen und Komponenten zur Verfügung. Die Studie enthält aber auch einen Verbesserungsbedarf. Dieser wird in die Aktionsliste übernommen und betrifft den folgenden Aspekt:

- In dem Ereignisbaum werden bei einem Verlust der Stauhaltung des Rheins, und dem damit verbundenen Ausfall des Nebenkühlwassersystems, das konventionelle und das nukleare Zwischenkühlsystem (TICCW und NICCW) als teilweise verfügbar angenommen, obschon diese Systeme nicht mehr gekühlt werden und damit als ausgefallen zu betrachten sind.

#### 8.2.6.5 Unfallbedingter Flugzeugabsturz

Zur Bestimmung der Absturzhäufigkeit eines Flugzeuges auf das Areal des KKL wurden in der LPSA2006 Militärflugzeuge, Helikopter und Verkehrsflugzeuge berücksichtigt. Für Militärflugzeuge und Helikopter wurden Statistiken über Abstürze in der Schweiz herangezogen. Für diese Abstürze wurde eine Gleichverteilung (über der Fläche der Schweiz) angenommen. Als standortspezifische Eingangsgrösse wurde die Fläche des KKL-Areals verwendet.

Für Verkehrsflugzeuge wurden generische Daten über Absturzszenarien sowie über deren Verteilung auf die einzelnen Flugphasen herangezogen. Zur Berücksichtigung standortspezifischer Bedingungen wurden Flugbewegungen auf den Flughäfen *Zürich* und *Basel Mülhausen Freiburg* sowie in den Transitkorridoren in der Umgebung vom KKL näher untersucht. Diese Untersuchung diente der Bestimmung

- der Anzahl der für KKL relevanten Flugbewegungen pro Jahr; sowie
- weiterer Eingangsdaten (wie z. B. mittlere Flughöhe in Flughafennähe), die benötigt werden, um den möglichen Absturzort einzugrenzen.

Die unter Berücksichtigung der oben genannten Flugzeugtypen berechnete Häufigkeit eines Absturzes auf das KKL-Areal ( $0,09 \text{ km}^2$ ) beträgt  $1,42 \cdot 10^{-5}$  pro Jahr. Als Nächstes erfolgten weitere Differenzierungen zu diesem Wert. Zum einen wurden – auf der Grundlage von Daten über das Aufkommen diverser Flugzeugtypen – die spezifischen Absturzhäufigkeiten für folgende zwei Gruppen berechnet: (1) leichte Verkehrsflugzeuge, Militärflugzeuge und Helikopter; (2) grössere Verkehrsflugzeuge. Zum anderen erfolgte eine Differenzierung hinsichtlich der von einem Absturz betroffenen Gebäude. Hierzu wurde das Areal vom KKL in drei Kreissektoren (im Winkel von jeweils  $120^\circ$ ) einge-

teilt, und es wurden – unter Annahme einer Gleichverteilung – die sektorspezifischen Absturzhäufigkeiten berechnet.

Als Nächstes erfolgte die Ermittlung der Absturzkonsequenzen hinsichtlich des Strukturversagens betroffener Gebäude (Reaktorgebäude mit Anbauten, SEHR-Bunker, Gebäude und Luftansaugungen der Notstromdieselaggregate, Nebenkühlwassergebäude, 420 kV- und 50 kV-Schaltanlage sowie das Containment-Venting-System). Für Gebäude, die gegen Flugzeugabsturz ausgelegt sind, wurde basierend auf Analysen dargelegt, dass die Strukturversagenswahrscheinlichkeit sehr gering ist und aus Sicht der PSA vernachlässigt werden kann. Den übrigen Gebäuden wurden per Expertenurteil Strukturversagenswahrscheinlichkeiten von  $10^{-1}$  bis 1 zugewiesen. Diese Zuweisungen erfolgten in Abhängigkeit von den oben beschriebenen Gruppen von Flugzeugtypen und Absturzsektoren: erhöhte Strukturversagenswahrscheinlichkeiten wurden sowohl für grössere Verkehrsflugzeuge als auch für im Absturzsektor befindliche Gebäude bestimmt.

Im PSA-Modell wurden sechs Ereignisbäume (Absturz der zwei Flugzeugtypgruppen in drei Sektoren) zur Modellierung des Unfallablaufs bei einem Flugzeugabsturz verwendet. Die auf diese Weise bestimmte Kernschadenshäufigkeit aufgrund unfallbedingter Flugzeugabstürze beträgt  $1,34 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr.

### Beurteilung der HSK

Die LPSA2006-Analyse zur Bestimmung der Absturzhäufigkeit von Zivil- und Militärflugzeugen sowie zur Modellierung der Absturzkonsequenzen entspricht im Allgemeinen dem Stand der Technik. Eine stichprobenartige Nachrechnung mit einer alternativen Methode zeigte, dass die Absturzhäufigkeit plausibel ist. Die HSK hat jedoch folgenden Verbesserungsbedarf festgestellt, welcher im Detail in der Aktionsliste festgehalten ist:

- Die beeinträchtigte Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen in Fällen mit Strukturversagen von Hauptkommandoraum und Notleitstand wird im Modell unzureichend berücksichtigt.
- Die Zusammenfassung von Militärflugzeugen, Helikoptern und leichten Verkehrsflugzeugen in einer Gruppe mit denselben Absturzkonsequenzen ist aus Sicht der HSK zu optimistisch, weil von Militärflugzeugen – aufgrund ihrer stabileren Konstruktion und höheren Geschwindigkeit – ein höheres Schädigungspotenzial ausgeht.

### 8.2.7 Ergebnisse der Stufe-1-Vollast-PSA

In der LPSA2006 wird eine mittlere Kernschadenshäufigkeit (Core Damage Frequency, CDF) von  $3,91 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr für den Betriebszustand „Vollast“ ausgewiesen. Das zugehörige Risikoprofil ist in Tab. 8-3 (Spalte „LPSA2006“) zusammengefasst:

- Interne Ereignisse tragen 11 % zur totalen CDF bei, wobei dieser Beitrag durch Transienten bestimmt wird.
- Interne systemübergreifende Ereignisse liefern einen Beitrag von 32 %. In dieser Kategorie tragen Brandereignisse 19 % und interne Überflutungsereignisse 13 % zur totalen CDF bei.
- Innerhalb der Kategorie „externe Ereignisse“ (57 % Beitrag zur totalen CDF) bilden Erdbeben die Ereignisgruppe mit dem höchsten Risikobeitrag (55 %). Die weiteren externen Ereignisse „Flugzeugabsturz“, „Extreme Winde und Tornados“ sowie „Externe Überflutung“ tragen daneben nur unwesentlich zur CDF bei.

Die gesamthaft durchgeführte Unsicherheitsanalyse der LPSA2006 beschränkt sich nur auf die Gruppe interne und externe Ereignisse. Für diese Ereignisse wird aufgrund der Unsicherheitsanalyse ein Mittelwert von  $2,72 \cdot 10^{-6}$  und ein 5 %-Fraktile von  $8,80 \cdot 10^{-7}$  sowie ein 95 %-Fraktile von  $6,18 \cdot 10^{-6}$  ausgewiesen.

Aus Sicht des KKL weist die moderne und aktualisierte LPSA2006 nach, dass sich die Anlage Leibstadt auf einem sehr hohen Stand der Sicherheit befindet und ein extrem geringes Risiko für einen schweren nuklearen Unfall aufweist. Die CDF ist wesentlich niedriger als die von der IAEA für Neuanlagen empfohlene Obergrenze von  $10^{-5}$  pro Jahr.

Das KKL identifizierte zwei Massnahmen aus der LPSA2006. Eine Massnahme betrifft die Integration der PSA-Modelle für interne systemübergreifende Ereignisse in das PSA-Gesamtmodell. Aufgrund der mit der PSA verbundenen Auswertung der Betriebserfahrung wurde eine weitere Massnahme abgeleitet. Sie betrifft die Überprüfung des Testintervalls und der Instandhaltung des RCIC-Systems.

Darüber hinaus verwendet das KKL die LPSA2006 für die Planung einer Massnahme zur Implementierung eines mobilen Notstromdieselaggregats (als AM-Massnahme, zusätzlich zu den fünf vorhandenen stationären Notstromdieselgeneratoren). Die Massnahme würde bewirken, dass selbst bei längerfristigem Ausfall der bisherigen Stromversorgung das Zufahren geöffneter SRV verhindert wird.

### **Beurteilung der HSK**

Die HSK begrüsst die Massnahmen, welche das KKL aus der LPSA2006 abgeleitet hat bzw. für dessen Planung die LPSA2006 angewendet wird. Die Integration interner systemübergreifender Ereignisse erleichtert PSA-Anwendungen und stellt sicher, dass nicht zwei inkonsistente Stufe-1-PSA-Modelle verwendet werden. Die Überprüfung (hinsichtlich Testintervall und Instandhaltung) des RCIC-Systems dient der Erhöhung der Zuverlässigkeit der Hochdruckeinspeisung. Durch die Implementierung eines mobilen Notstromdieselaggregats erhöht sich die Zuverlässigkeit der Beherrschung von langfristigen Ausfällen der bisherigen Stromversorgung.

Zur detaillierten Überprüfung der LPSA2006 hat die HSK ein eigenes Stufe-1-PSA-Modell mit der PSA-Software FinPSA entwickelt. Da die Fragilityanalyse vom KKL noch zu überarbeiten ist, verzichtete die HSK darauf, ein eigenes Erdbebenmodell zu erstellen. Tab. 8-3 zeigt die ermittelten Resultate im Vergleich zu denjenigen der LPSA2006. Die Ergebnisse der HSK-Studie weisen für die einzelnen Ereigniskategorien eine höhere CDF aus als die LPSA2006. Absolut gesehen liegen jedoch sämtliche CDF-Differenzen (zum Teil deutlich) unterhalb  $2 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr. Wesentliche Gründe für diese Unterschiede sind nachfolgend aufgeführt:

- Im Fall einer Transiente mit anfänglichem Druckanstieg und Versagen der Druckbegrenzung (d. h. keines der 16 SRV öffnet) wird in der HSK-Studie eine elastische Undichtigkeit der RDB-Deckeldichtung angenommen. Weiter wird angenommen, dass der Druck hoch bleibt, sodass die Einspeisesysteme unwirksam sind. Dagegen wird in der LPSA2006 angenommen, dass ein Versagen der Druckbegrenzung zu einem grossen KVM führen würde, für dessen Beherrschung die Einspeisesysteme zur Verfügung stehen.
- Im Gegensatz zu der LPSA2006 wird im HSK-Modell eine Operateurhandlung zur ISLOCA-Absperrung nicht berücksichtigt, weil die Unterstützung durch Störfallvorschriften fehlt und die Gefahr einer erhöhten Strahlenbelastung der Operateure besteht.
- Aufgrund einer vereinfachten Modellierung der Sicherheitsventile sind in der LPSA2006 für Brand, interne Überflutung, extreme Winde und Flugzeugabsturz nicht alle Ereignisabläufe, in

denen das Öffnen der Sicherheitsventile angefordert wird, abgebildet. Darüber hinaus wird mit einer zu geringen Anforderungsdauer der Dieselgeneratoren gerechnet.

Die Gründe betreffen Verbesserungspotenziale, die bereits bei den Überprüfungen der System- und Unfallanalyse und der Analyse von Operateurhandlungen identifiziert und in die Aktionsliste aufgenommen wurden.

Die gesamthaft durchgeführte Unsicherheitsanalyse in der LPSA2006 ist nur begrenzt aussagekräftig, weil sie lediglich interne und externe Ereignisse umfasst. Auch die Importanzanalyse wurde nur punktuell für einzelne Gruppen auslösender Ereignisse durchgeführt, sodass keine Aussage zur gesamthaften Importanz von Komponenten, Systemen, etc. möglich ist. Dieser Verbesserungsbedarf wurde in die Aktionsliste aufgenommen.

Ereigniskategorie	LPSA2006		HSK-Studie	
	CDF [1/Jahr]	Anteil	CDF [1/Jahr]	Anteil
Transienten	$3,26 \cdot 10^{-7}$	8,3 %	$5,38 \cdot 10^{-7}$	15,9 %
KMV	$1,04 \cdot 10^{-7}$	2,7 %	$2,18 \cdot 10^{-7}$	6,4 %
<b>Total interne Ereignisse</b>	<b><math>4,30 \cdot 10^{-7}</math></b>	<b>11,0 %</b>	<b><math>7,56 \cdot 10^{-7}</math></b>	<b>22,3 %</b>
Interne Überflutung	$5,02 \cdot 10^{-7}$	12,8 %	$7,71 \cdot 10^{-7}$	22,7 %
Brand	$7,59 \cdot 10^{-7}$	19,4 %	$1,69 \cdot 10^{-6}$	49,8 %
<b>Total interne systemübergreifende Ereignisse</b>	<b><math>1,26 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>32,2 %</b>	<b><math>2,46 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>72,5 %</b>
Erdbeben	$2,14 \cdot 10^{-6}$	54,7 %	kein Wert	kein Wert
Extreme Winde und Tornados	$6,47 \cdot 10^{-8}$	1,7 %	$1,68 \cdot 10^{-7}$	4,9 %
Externe Überflutung	$3,21 \cdot 10^{-14}$	0,0 %	$1,81 \cdot 10^{-11}$	0,0 %
Flugzeugabsturz	$1,34 \cdot 10^{-8}$	0,3 %	$2,40 \cdot 10^{-8}$	0,7 %
<b>Total externe Ereignisse</b>	<b><math>2,22 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>56,8 %</b>	kein Wert	kein Wert
<b>Total</b>	<b><math>3,91 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>100 %</b>	<b><math>3,41 \cdot 10^{-6}</math></b> (ohne Erdbeben)	<b>100 %</b>

Tab. 8-3: Übersicht über die Resultate der LPSA2006 und des HSK-Modells für Vollast

### 8.3 Stufe-2-PSA für Vollastbetrieb

Die Stufe-2-PSA analysiert das Anlagenverhalten bei schweren Unfällen. 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.

Im Zusammenhang mit der Leistungserhöhung des KKL in den 1990er-Jahren wurde durch eine amerikanische Firma erstmals eine Stufe-2-Analyse für KKL durchgeführt. 1996/97 wurde die Stufe-2-PSA des KKL komplett neu erstellt. Mit der Einführung von Accident-Management Prozeduren hat das KKL die Studie im Jahre 2001 ein weiteres Mal überarbeitet (nachstehend wird diese Studie als LPSA2001 bezeichnet).

Die Stufe-2-PSA, welche das KKL im Rahmen dieser PSÜ eingereicht hat (LPSA2006), basiert methodisch auf der LPSA2001.

Entgegen ihrer sonstigen Vorgehensweise hat die HSK bei der Überprüfung der LPSA2006 auf durchgängige eigene Berechnungen verzichtet, da die Stufe-1-PSA des KKL noch grundlegend zu überarbeiten ist.

### 8.3.1 Kernschadenzustände der Anlage

Der Ausgangspunkt für die Stufe-2-PSA des KKL ist die Ermittlung von Kernschadenzuständen (PDS, Plant Damage States) basierend auf den Ergebnissen der Stufe-1-PSA. Das KKL gruppiert diese zunächst relativ detailliert festgelegten (58) PDS in eine erheblich geringere Anzahl (6) von „Key Plant Damage States“ (KPDS), welche die verschiedenen Kernschadenzustände der Anlage adäquat repräsentieren sollen. Die Definitionen der meisten KPDS entsprechen dabei denjenigen aus der Vorgängerstudie, wobei sich allerdings bei den Häufigkeiten teilweise beträchtliche Unterschiede ergeben. Gründe hierfür sind (neben der Aufdatierung der Zuverlässigkeitsdaten) die Modellierung von Accident-Management Massnahmen sowie die neu festgelegte Erdbebengefährdung auf Basis der im Projekt PEGASOS ermittelten Resultate.

In der Tab. 8-4 sind die KPDS der beiden Studien LPSA2001 und LPSA2006 mit den entsprechenden Häufigkeiten aufgelistet.

Die in der aktuellen Stufe-2-PSA berücksichtigte Kernschadenshäufigkeit (entspricht der Summe der KPDS-Häufigkeiten) beträgt  $3,22 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr. Diese CDF unterscheidet sich von der in Tab. 8-3 ausgewiesenen CDF ( $3,91 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr), da die Stufe-2-PSA auf der Grundlage einer Vorläuferversion der LPSA2006 durchgeführt worden ist. Zur gesamten Kernschadenshäufigkeit tragen insbesondere die externen Ereignisse bei, wobei der Hauptbeitrag von Erdbeben stammt. Insgesamt ist die Kernschadenshäufigkeit der aktuellen Studie gegenüber der Vorgängerversion ( $8,79 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr) angestiegen, was primär auf die Erhöhung des Erdbebenbeitrags zurückzuführen ist.

Vergleicht man die Kernschadensprofile der Studien LPSA2001 und LPSA2006, so ist Folgendes festzustellen:

- In der LPSA2001 lieferten das RDB-Versagen (33,7 %) sowie durch Erdbeben verursachte Station Blackout<sup>152</sup> (SBO)-Szenarien bei niedrigem Systemdruck (28,0 %) die Hauptbeiträge zur Kernschadenshäufigkeit. In der aktuellen PSA wird die KKL-Kernschadenshäufigkeit von Hochdruck-SBOs dominiert, welche auf seismische Ausfälle zurückzuführen sind (ca. 78 %).
- Gemäss LPSA2001 endeten 46,3 % der schweren Unfälle mit einem Containmentversagen vor Kernschaden, verursacht durch Erdbeben, welche zu einem Versagen des Containmentabschlusses und der Drywellentwässerungsleitungen führten. Der entsprechende Kernschadensbeitrag in der aktuellen Analyse ist aufgrund der gestiegenen Erdbebengefährdung deutlich grösser und beträgt 77,8 %.
- Gegenüber der LPSA2001 (35,9 %) weist das Kernschadensprofil der aktuellen PSA praktisch ausschliesslich (96,9 %) Kernschmelzszenarien bei hohem Systemdruck auf.
- In beiden Studien sind die Wasserstoffzünder (Hydrogen Ignition System, HIS) zumindest in den ersten Stunden des schweren Unfalls meistens verfügbar (93,5 % bzw. 93,6 %), da entweder Wechselstrom oder Gleichstrom von den Batterien zur Verfügung steht. Unterschiede bestehen bei der Langzeitverfügbarkeit des HIS (2001: 43,5 %, 2006: 19,1 %), da bei den dominanten KPDS der aktuellen Studie die Wechselstromversorgung ausgefallen ist.

---

<sup>152</sup> Station Blackout: Ausfall der gesamten Wechselstromversorgung im Kraftwerk

- Die gefilterte Containmentdruckentlastung steht gemäss der aktuellen PSA in 16,4 % der Fälle zur Verfügung – 2001 betrug der entsprechende Anteil 35,2 %. Ursache für diesen Unterschied ist wiederum die in der aktuellen Studie erhöhte Erdbebengefährdung. Beide Zahlenwerte beziehen sich auf Szenarien ohne Schädigung des Containments zum Zeitpunkt des Kernschadens.
- In der aktuellen Stufe-2-PSA liegt nur selten (in 2,8 % der Kernschadensunfälle) ein Anlagenzustand vor, bei dem die Wärmeabfuhr aus der Druckabbaukammer (DAK) gesichert ist und die Kernschmelze langfristig im Containment mit Wasser überdeckt bleibt. In der LPSA2001 betrug der entsprechende Anteil noch 33,7 %. Auch dieser Effekt ist auf den höheren Erdbebenbeitrag an der CDF zurückzuführen.
- Die KPDS IVR und AIVR (es handelt sich um schwere Unfälle, bei denen die Operateure ein RDB-Versagen durch entsprechende AM-Massnahmen verhindern können) sind in der aktuellen Studie nicht mehr relevant, weil das KKL-Kernschadensprofil von Erdbeben mit einer Beschleunigung grösser 0,3 g dominiert wird, bei denen keine Personalhandlungen mehr kreditiert werden.

KPDS	Beschreibung <sup>153</sup>	Häufigkeit [pro Jahr, (% rel. CDF)]	
		LPSA2001	LPSA2006
EDSm1-SE	Erdbeben > 0,3 g mit Ausfall des externen Netzes und der MCCs oder DG. TX/TY nicht isoliert, kein Neustart RCIC nach dem ersten Anlaufen, SRV geschlossen, Hinterberg-Ausfall wegen Erdbeben. Containmentversagen vor Kernschaden, RDB-Versagen bei hohem Druck. HIS mit Batteriebetrieb, keine Einspeisung aus dem Brennelementlagerbecken, „trockene“ Kernschmelze im Containment.	$1,04 \cdot 10^{-7}$ (11,8)	$2,29 \cdot 10^{-6}$ (71,1)
IDRa1-SE/TM <sup>154</sup>	Verlust Kondensator, Kondensatbehälter, Nebenkühlwasser sowie Ausfall von Personalhandlungen in der Warte durch Erdbeben oder Turbinenzerknall. Unabhängiger Ausfall Strang C (HPCS) und SEHR. Wechsel auf Notstandswarte misslingt. Containment intakt, RDB-Versagen bei hohem Druck. FCVS, HIS, und Einspeisung aus dem Brennelementlagerbecken verfügbar. „Trockene“ Kernschmelze im Containment.	$1,28 \cdot 10^{-8}$ (1,5)	$5,25 \cdot 10^{-7}$ (16,3)
AEDSo1-SE	Erdbeben > 0,3 g mit Ausfall des externen Netzes und der Gleichstromversorgung (kein Gleich- oder Wechselstrom, keine Schnellabschaltung, keine Instrumentierung, kein HIS), TX/TY nicht isoliert, SRV geschlossen. Frühes Containmentversagen vor Kernschaden, RDB-Versagen bei hohem Druck. Ausfall HIS, keine Einspeisung aus dem Brennelementlagerbecken, „trockene“ Kernschmelze im	$5,74 \cdot 10^{-8}$ (6,5)	$2,06 \cdot 10^{-7}$ (6,4)

<sup>153</sup> Abkürzungen: MCC: Schaltanlageneinschübe, DG: Dieselgeneratoren, TX/TY: Gebäudeentwässerung, RCIC: Kernisolationskühlung, SRV: Sicherheits-/Abblaseventile, HPCS: Hochdruck-Kernsprühsystem, FCVS: gefilterte Containmentdruckentlastung, ADS: automatische Druckentlastung.

<sup>154</sup> Die dominante Sequenz stammt bei der Studie 2001 von einem Turbinenzerknall und bei der aktuellen Studie von Erdbeben.

KPDS	Beschreibung <sup>153</sup>	Häufigkeit [pro Jahr, (% rel. CDF)]	
		LPSA2001	LPSA2006
	Containment.		
IDS <sub>m1</sub>	Ausfall des externen Netzes und Startversagen aller 5 DG. TX/TY isoliert, 4 SRV geöffnet bei -111 cm unter Kernoberkante, Hinterberg verfügbar – vermeidet Kernschaden. Keine Wiederherstellung des externen Netzes, Druckerhöhung 10 Stunden nach dem Verlust der Gleichstromversorgung führt zur Nichtverfügbarkeit von Hinterberg. Containment intakt, RDB-Versagen bei hohem Druck. Ausfall FCVS, HIS in Batteriebetrieb, keine Einspeisung aus dem Brennelementlagerbecken, „trockene“ Kernschmelze im Containment.	$8,99 \cdot 10^{-8}$ (10,2)	$9,85 \cdot 10^{-8}$ (3,1)
ICQa4	1 m <sup>2</sup> Leck in der unteren RDB-Kalotte. Containment intakt, RDB-Versagen bei niedrigem Druck. DAK-Kühlung, FCVS, HIS und Einspeisung aus dem Brennelementlagerbecken verfügbar. Mit Wasser bedeckte Kernschmelze im Containment.	$2,96 \cdot 10^{-7}$ (33,7)	$9,09 \cdot 10^{-7}$ (2,8)
EDS <sub>m3-SE</sub>	Erdbeben > 0,3g mit Ausfall des externen Netzes und der MCCs oder DG. TX/TY nicht isoliert, 4 SRVs geöffnet bei -111 cm unter Kernoberkante, Hinterberg-Ausfall wegen Erdbeben, kein Druckaufbau vor RDB-Versagen. Frühes Containmentversagen vor Kernschaden, RDB-Versagen bei niedrigem Druck. HIS in Batteriebetrieb, keine Einspeisung aus dem Brennelementlagerbecken, „trockene“ Kernschmelze im Containment.	$2,46 \cdot 10^{-7}$ (28,0)	$1,01 \cdot 10^{-8}$ (0,3)
IVR	Brand in ZC20R116 (Notstandswarte) führt zur ADS-Auslösung, HPCS und alle Niederdruckeinspeisesysteme fallen aus, RCIC nicht verfügbar (niedriger Systemdruck). Notkühlwassersystem ist ausgefallen. Keine Hinterberg-Einspeisung. Steuerstabantriebskühlung genügt nicht zur Vermeidung des Kernschadens.	$2,11 \cdot 10^{-8}$ (2,4)	Nicht relevant
AIVR	Frischdampfabschluss, Ausfall Schnellabschaltung und Notborierung, Ausfall HPCS, ADS-Auslösung vermieden, manuelle Speisewasserregelung misslingt, DAK wird gekühlt, RCIC läuft, alle SRV geschlossen.	$5,15 \cdot 10^{-8}$ (5,9)	Nicht relevant
Gesamt		$8,79 \cdot 10^{-7}$	$3,22 \cdot 10^{-6}$

Tab. 8-4: KPDS in der KKL-Stufe-2-PSA

### Beurteilung der HSK

Die bei der KKL-Definition der PDS und KPDS gewählten Merkmale sind aus Sicht der HSK geeignet zur weiteren Analyse des Unfallverlaufs im Rahmen der Stufe-2-PSA. Die Kernschadenzustände beinhalten Angaben zum auslösenden Ereignis, zum Zustand des Containments, zum RDB-Druck, zur Möglichkeit der kurz- und langfristigen Überdeckung der Kernschmelze ausserhalb des RDB mit Wasser (bzw. zur Verfügbarkeit von Einspeisesystemen bei Kernschaden), zur Verfügbarkeit der Druckabbaukammerkühlung und zur Verfügbarkeit der gefilterten Druckentlastung sowie der Was-

serstoffzünder. Die bei der Auswahl von Unfallsequenzen aus der Stufe-1-PSA gewählte Abschneidegrenze von  $1 \cdot 10^{-10}$  pro Jahr ist aus Sicht der HSK genügend tief gewählt.

Es ist jedoch festzustellen, dass die KPDS der LPSA2006 nicht mehr die aktuellen Ergebnisse der Stufe-1-PSA widerspiegeln, da diese noch während der PSÜ-Begutachtungsphase verschiedene Änderungen erfahren hat. Ferner werden sich die Stufe-1-PSA-Ergebnisse aufgrund der PSÜ-Forderungen in Kapitel 8.2. noch ändern. Es ergibt sich daher folgende PSÜ-Forderung für die Stufe-2-PSA:

#### **Forderung 8.3.1-1**

*Die Kernschadenzustände („Key Plant Damage States“, KPDS) der LPSA2006 sind nach der Überarbeitung der Stufe-1-PSA zu aktualisieren. Anschliessend ist die gesamte Stufe-2-PSA des KKL bis 30. Juni 2012 aufzudatieren.*

### **8.3.2 Containmentkapazität und Containmentbelastungen**

Bei der Analyse der durch einen schweren Unfall verursachten radiologischen Konsequenzen für die Umgebung eines KKW ist das Containment von entscheidender Bedeutung, da dieses die letzte Barriere darstellt. Im Verlauf des schweren Unfalls sind starke – von unterschiedlichen Phänomenen herführende – Belastungen des Containments zu erwarten. Daher kommt der Containmentkapazität eine wichtige Rolle bei der Analyse des Freisetzungsriskos zu. Das KKL verfügt über ein Primärcontainment (Druckabbaucontainment, bestehend aus Drywell und Druckabbaukammer) und ein Sekundärcontainment (Reaktorgebäude).

Die LPSA2006 übernimmt in unveränderter Form die Resultate aus den anlagenspezifischen Strukturanalysen, welche bereits in der LPSA2001 verwendet wurden. Die gesamte Containmentkapazität wird aus der Tragfähigkeit verschiedener Elemente bestimmt. Nachfolgende Tab. 8-5 zeigt eine Zusammenfassung der wichtigsten Daten zur Auslegung und zur Tragfähigkeit verschiedener Elemente.

<b>Ausfallmodus oder Auslegungsparameter</b>	<b>Absolutdruck [bar]</b>
Auslegungsdruck der DAK	2,03
Maximaldruck der DAK beim integralen Leckratentest	1,68
Angestrebter Druckbereich beim manuellen FCVS-Betrieb	2,30 bis 2,55
Auslösedruck der Berstscheibe (FCVS)	3,1
Containment (DAK) Materialschleuse – Medianwert des Drucks bei grosser Leckage	4,9 <sup>(a)</sup>
Containment (DAK) – Medianwert des Drucks für katastrophales Versagen des zylindrischen Bereichs	6,2
(Containment (Drywell) Auslegungsdruck	3,07
Drywelldeckel - Medianwert des Drucks für katastrophales Versagen der Verschraubung	5,14

<sup>(a)</sup> Kleine Leckagen treten bereits bei geringeren Drücken auf.

Tab. 8-5: Tragfähigkeit verschiedener KKL-Containmentelemente

Entsprechend den KKL-Notfallprozeduren werden die Operateure bei einem schweren Unfall den Containmentdruck durch manuelle, gefilterte Druckentlastung nicht über einen Bereich von 2,3-2,55 bar<sub>abs</sub> steigen lassen. Alternativ (d. h. im Falle ausbleibender Operateurhandlungen) wird die Berstscheibe des Druckentlastungssystems FCVS bei 3,1 bar<sub>abs</sub> öffnen, wodurch das Containment druckentlastet wird. Das FCVS ist das wichtigste System beim KKL, mit welchem ein Überdruckversagen des Containments verhindert werden kann (vorausgesetzt, dass der Druckanstieg nicht derart schnell erfolgt, dass das FCVS unwirksam bleibt).

Bei ausgefallenem FCVS wird das Containment (Druckabbaukammer) bei entsprechendem Überdruck entweder im zylindrischen Bereich oder an der Materialschleuse versagen. Bei der Materialschleuse ist mit einem „Leck-vor-Bruch“-Verhalten zu rechnen, wodurch ein grossflächiges, katastrophales Versagen des Containments in bestimmten Unfallszenarien vermieden werden kann. Ab einem Druck von 4,9 bar<sub>abs</sub> (Medianwert des Absolutdrucks) tritt eine sehr grosse Leckage an der Materialschleuse auf. Bei noch höheren Drücken wird das katastrophale Versagen des zylindrischen Druckabbaukammerbereichs (Stahlcontainment) als Versagensmodus dominant (Medianwert des Absolutdrucks bei 6,2 bar<sub>abs</sub>). Dieser Versagensmodus wird erwartet bei sehr schnellen oder sehr grossen Druckanstiegen, welche nur unzureichend durch die Leckage an der Materialschleuse kompensiert werden können, oder bei Drücken, welche im oberen Bereich der Unsicherheitsverteilung für die Tragfähigkeit der Materialschleuse liegen.

Das Drywell (Druckkammer) beim KKL ist für höhere Drücke ausgelegt als die Druckabbaukammer, daher wird ein Containmentversagen prinzipiell zunächst in der Druckabbaukammer erwartet. Unabhängig davon hat das KKL auch eine Strukturanalyse für die Tragfähigkeit des Drywells durchgeführt, mit dem Ergebnis, dass die schwächste Stelle die Befestigung des Drywelldeckels ist (Medianwert des Versagensdrucks: 5,14 bar<sub>abs</sub>).

Die LPSA2006 berücksichtigt eine Reihe von physikalischen und chemischen Phänomenen, die bei schweren Unfällen zu einer massiven Containmentbelastung (bis hin zu Containmentversagen) führen können:

- Dampfexplosion innerhalb und ausserhalb des RDB: Der Kontakt zwischen Kernschmelze und Wasser kann unter Umständen zu einer schlagartigen Verdampfung des Wassers und anschliessend zu einer erheblichen Druckspitze führen. Das KKL schätzt die bedingte Wahrscheinlichkeit einer grossen Dampfexplosion nach RDB-Versagen als „unbestimmt“ (d. h. Wahrscheinlichkeit 50 %) ein. Die bedingte Wahrscheinlichkeit (bei gegebener Dampfexplosion) für ein Containmentversagen liegt bei intaktem Drywell je nach Szenario zwischen 1 % und 10 %, bzw. beträgt bis zu 30 % bei einem Bypass des Drywells. Ein Containmentversagen aufgrund einer Dampfexplosion innerhalb des RDB wird in der LPSA2006 als extrem unwahrscheinlich eingeschätzt (bedingte Wahrscheinlichkeit  $10^{-4}$ ).
- HPME/DCH (Englisch: „High-Pressure Melt Ejection“/„Direct Containment Heating“): Bei Unfallsequenzen mit einem RDB-Versagen unter hohem Druck kann die Schmelze beim hochenergetischen Herausschleudern (HPME) fein fragmentiert werden. Die Wärme der Schmelzfragmente wird bei diesem Szenario sehr schnell an die Containmentatmosphäre übertragen (DCH), woraus ein schneller Temperatur- und Druckanstieg resultiert. Das KKL verwendet das „DCH-Modul“ der Simulationssoftware MELCOR (Ver. 1.8.4), um Punktwerte für die Containmentbelastung zu bestimmen. Die Versagenswahrscheinlichkeit für das Containment ergibt sich aus einem Vergleich der Belastung mit der Tragfähigkeit des Containments. Die bedingte Wahrscheinlichkeit einer „HPME“ nach RDB-Versagen in Hochdruckszenerarien wird vom KKL als „unbestimmt“ (d. h. Wahrscheinlichkeit 50 %) eingeschätzt. Die berechneten

Containmentlasten führen zu bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten des Containments (bei gegebener HPME) im Bereich von 12 % bis 30 %, wobei die höheren Werte für den Fall eines Drywellbypasses gültig sind. Im Zusammenhang mit den hier diskutierten Hochdruck-szenarien ist zu erwähnen, dass das KKL die Wahrscheinlichkeit einer Druckentlastung durch Kriechversagen einer Frischdampfleitung oder ein offen stehendes SRV zu 25 % bis 55 % ermittelt.

- Wasserstoff- und Kohlenmonoxidverbrennung: während eines schweren Unfalls entstehen innerhalb und – nach dem RDB-Versagen – auch ausserhalb des RDB durch verschiedene Prozesse grosse Mengen brennbaren Wasserstoffs. Zudem wird nach dem RDB-Versagen brennbares Kohlenmonoxid bei der Interaktion der Kernschmelze mit dem Beton gebildet. Das KKL verwendet das „BUR-Modul“ der Simulationssoftware MELCOR, um Punktwerte für die Containmentbelastung durch Verbrennungsvorgänge in verschiedenen Unfallszenarien zu bestimmen. Die Versagenswahrscheinlichkeit für das Containment ergibt sich aus einem Vergleich der Belastung mit der Tragfähigkeit des Containments. Die MELCOR-Resultate deuten darauf hin, dass das Containment in der frühen Phase des schweren Unfalls meist dampfinertiert sein wird, sodass bis nach einigen Stunden nach RDB-Versagen keine zündfähigen Gemische vorliegen werden. Das KKL gibt für die meisten Unfallszenarien die bedingte Wahrscheinlichkeit für eine signifikante Wasserstoffverbrennung vor dem RDB-Versagen mit 1 % bis 10 % an. Für den Bereich bei oder kurz nach RDB-Versagen liegt die bedingte Wahrscheinlichkeit bei 10 % bis 20 % und für späte Verbrennungsprozesse bei 1 % bis 16 %. Ausnahmen: (a) bei erfolgreicher Kühlung der Druckabbaukammer ergibt sich für eine signifikante Verbrennung eine bedingte Wahrscheinlichkeit bis zu 75 %, da die Dampfinertierung des Containments aufgehoben wird, und (b) bei ausgefallenem HIS wird die Wahrscheinlichkeit einer späten Verbrennung mit bis zu 70 % abgeschätzt. Auf Basis der mit MELCOR bestimmten Containmentbelastungen werden vom KKL folgende bedingte Wahrscheinlichkeiten (bei Auftreten einer signifikanten Verbrennung) für ein Containmentversagen ermittelt: 2 % bis 26 % im Zeitbereich vor RDB-Versagen, 8 % bis 25 % bei oder kurz nach RDB-Versagen und 25 % bis 37 % im späten Zeitbereich.
- Druckaufbau durch Dampfleckage aus dem beschädigten RDB („Vessel Blowdown“): Beim Versagen des RDB treten grosse Dampfmengen in das Containment und verursachen dadurch einen Druckaufbau. Zusätzlich kann bei diesem Szenarium eine erhebliche Dampfmenge produziert werden, falls Kernschmelze aus dem beschädigten RDB austritt und anschliessend auf eventuell im Drywell vorhandenes Wasser trifft. Die MELCOR-Analysen des KKL zeigen, dass die bedingte Wahrscheinlichkeit eines Containmentversagens aufgrund des „Vessel Blowdown“ mit 0,1 % bis 5 % gering ist.
- Langfristiger Druckaufbau durch Dampf und nicht-kondensierbare Gase: Während eines schweren Unfalls können aufgrund verschiedener Prozesse (insbesondere der Schmelze-Betonwechselwirkung) grosse Mengen nicht-kondensierbarer Gase (z. B. CO, CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>) entstehen, die zusammen mit dem freigesetzten Wasserdampf zu einem Druckaufbau führen, der langfristig die Containmentintegrität gefährden kann. Für den Fall einer ausgeprägten Schmelze-Betonwechselwirkung ermittelt das KKL eine Wahrscheinlichkeit von 16 % für spätes Containmentversagen.

Der dominante Containment-Versagensmodus für die aufgeführten Belastungen ist die Leckage an der Materialschleuse. Ein grossflächiges Versagen des Druckabbaukammer-Zylinders ist hingegen

unwahrscheinlich (im Bereich von 0,1 % bis 2,8 %) und wird nur bei Szenarien mit schnellem Druckaufbau (in Folge DCH oder Wasserstoffverbrennung) erwartet.

### Beurteilung der HSK

Die KKL-Ergebnisse zur Tragfähigkeit und zur Belastung des Containments entsprechen denjenigen der Vorgängerstudie, die bereits von der HSK geprüft und akzeptiert wurde. Die HSK ist nach wie vor der Auffassung, dass die Untersuchungen dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. In der LPSA2006 wurden alle relevanten Schwerunfallphänomene berücksichtigt und die Analysen zur Containmentgefährdung und -tragfähigkeit liefern plausible Resultate. Summarisch ist festzuhalten, dass das KKL-Containment als robust gegenüber den Belastungen während eines schweren Unfalls zu betrachten ist.

Die HSK kommt zu folgenden Ergebnissen im Zusammenhang mit der Bewertung der Containmentbelastungen und -versagenswahrscheinlichkeiten in der LPSA2006:

- Dampfexplosion ausserhalb des RDB: Die HSK-Einschätzung der Containmentgefährdung durch Dampfexplosion ausserhalb des RDB entspricht weitgehend derjenigen des KKL.
- HPME/DCH: die HSK-Analyse auf Basis des Simulationsprogramms CONTAIN und den Resultaten zur Tragfähigkeit des Containments ergibt, dass ein Containmentversagen aufgrund von HPME/DCH mit einer bedingten Wahrscheinlichkeit von 8 % bis maximal 13 % zu erwarten ist. Dies entspricht in etwa der Einschätzung in der KKL-PSA, wobei die KKL-Resultate auf MELCOR-Simulationen beruhen. Beide Analysen (HSK und KKL) gehen davon aus, dass es aus verschiedenen Gründen (z. B. offene SRV, Leckagen oder Operateurhandlungen) häufig zu einer Reaktordruckentlastung kommt – in solchen Szenarien spielt HPME/DCH keine Rolle.
- Wasserstoffverbrennung: die HSK verwendete – neben MELCOR – die Software ERPRABURN, um die Versagenswahrscheinlichkeit der Druckabbaukammer durch Wasserstoffverbrennung zu berechnen. Die bedingten Wahrscheinlichkeiten für verschiedene Unfallphasen wurden wie folgt ermittelt: 7 %-21 % vor RDB-Versagen, 0 %-88 % bei oder kurz nach RDB-Versagen und 0 %-91 % in der späten Phase des schweren Unfalls. Die KKL-Resultate sind sehr ähnlich für die sehr frühe Unfallphase. Für das spätere Containmentversagen ermittelt die HSK etwas höhere Werte, welche das Risikoprofil des KKL aber nicht nennenswert beeinflussen (s. hierzu auch Kapitel 8.3.4 und 8.3.5).
- „Vessel Blowdown“: auf der Grundlage von MELCOR-Simulationen schätzt die HSK die bedingte Wahrscheinlichkeit eines Containmentversagens durch Druckaufbau in Folge Dampfleckage aus dem beschädigten RDB ähnlich wie das KKL mit 1 % ein. Dieser Wert bezieht sich auf Hochdruckszenarien, in denen es weder zu einer das Containment gefährdenden Dampfexplosion ausserhalb des RDB, noch zu HPME/DCH oder Wasserstoffverbrennung kommt.
- Langfristiger Druckaufbau durch Dampf und nicht-kondensierbare Gase: im Gegensatz zum KKL geht die HSK davon aus, dass es bei einer längeren Schmelze-Betonwechselwirkung mit 98 % Wahrscheinlichkeit zu einer gefilterten Druckentlastung und mit 2 % Wahrscheinlichkeit zu einem Überdruckversagen des Containments kommt. Für die Endresultate spielt dieser Unterschied jedoch keine wesentliche Rolle.

### 8.3.3 Unfallablaufanalyse

Zur Analyse des Unfallverlaufs ab Kernschaden bis zur Freisetzung und zur Bestimmung des am Ende des Unfalls vorliegenden Zustands des Containments verwendet die KKL-Stufe-2-PSA einen Ereignisbaum für den Unfallablauf (Englisch: „Accident Progression Event Tree“, APET) mit insgesamt 15 Abfragen. In der Unfallablaufanalyse werden Systemausfälle, Operateurhandlungen und Containmentbelastungen aufgrund verschiedener Phänomene berücksichtigt.

Der KKL-APET gliedert sich in drei Abschnitte: die Fragen 1-5 behandeln den Zeitraum bis zum RDB-Versagen, die Fragen 6-10 berücksichtigen die Ereignisse bei oder kurz nach RDB-Versagen und die restlichen Fragen 11-15 adressieren die späte Phase des schweren Unfalls.

Da sich aus dem APET eine enorm grosse Anzahl von Containment-Endzuständen ergibt, werden diese nach Versagenszeitpunkt und Versagensmodus des Containments in neun Gruppen zusammengefasst. Die Gruppierung und Quantifizierung der Containment-Endzustände erfolgt in der KKL-PSA mit einer Tabellenkalkulation. Tab. 8-6 zeigt das Resultat der Gruppierung. Man erkennt, dass die überwiegende Anzahl der schweren Unfälle mit RDB-Versagen und einer sehr frühen Leckage (d. h. bereits vor RDB-Versagen) durch die Gebäudeentwässerungsleitungen endet (ca. 70 % der gesamten KPDS-Häufigkeit). Bei den restlichen Unfällen bleibt das Containment meist intakt, bzw. wird über das FCVS druckentlastet (ca. 21 % KPDS-Gesamtanteil). Unfallszenarien, bei denen die Materialschleuse versagt, tragen mit 6,6 % (frühes Versagen) bzw. 2,8 % (spätes Versagen) zu den Endzuständen bei. Die katastrophale, grossflächige Zerstörung des (Stahl-) Containments spielt beim KKL keine wesentliche Rolle (0,2 % Beitrag). Bei 2,5 % der schweren Unfälle bleiben sowohl der RDB wie auch das Containment intakt.

Verglichen mit der LPSA2001, ist (aufgrund des von Erdbeben dominierten Kernschadensprofils) der Anteil der „erfolgreichen“ Szenarien (d. h. mit Beendigung des Kernschmelzvorgangs im RDB und intaktem Containment) deutlich gesunken und der Anteil mit Leckage durch die Gebäudeentwässerungsleitungen gestiegen. Die relativen Häufigkeiten der restlichen Endzustände sind in etwa gleich geblieben.

Containment-Endzustand	Häufigkeit [pro Jahr (% der CDF)]	
	LPSA2001	LPSA2006
Kein RDB-Versagen, Containment intakt, keine Druckentlastung	$3,1 \cdot 10^{-7}$ (35,5)	$8,14 \cdot 10^{-8}$ (2,5)
Kein RDB-Versagen, Containment intakt, Druckentlastung	$2,2 \cdot 10^{-8}$ (2,5)	$2,36 \cdot 10^{-10}$ (0,0)
Kein RDB-Versagen, Containmentversagen	$4,7 \cdot 10^{-10}$ (0,1)	$1,31 \cdot 10^{-10}$ (0,0)
RDB-Versagen, Containment intakt, keine Druckentlastung	$7,1 \cdot 10^{-9}$ (0,8)	$2,06 \cdot 10^{-9}$ (0,1)
RDB-Versagen, Containment intakt, Druckentlastung	$1,1 \cdot 10^{-7}$ (12,8)	$5,80 \cdot 10^{-7}$ (18,0)
RDB-Versagen, spätes Versagen der Materialschleuse	$1,1 \cdot 10^{-7}$ (12,2)	$8,88 \cdot 10^{-8}$ (2,8)
RDB-Versagen, frühe Leckage durch die Gebäudeentwässerung	$2,8 \cdot 10^{-7}$ (32,0)	$2,25 \cdot 10^{-6}$ (69,8)

	Häufigkeit [pro Jahr (% der CDF)]	
RDB-Versagen, frühes Versagen der Materialschleuse	$3,5 \cdot 10^{-8}$ (4,0)	$2,13 \cdot 10^{-7}$ (6,6)
RDB-Versagen, katastrophales Containmentversagen	$1,1 \cdot 10^{-9}$ (0,1)	$6,31 \cdot 10^{-9}$ (0,2)
Gesamt	$8,8 \cdot 10^{-7}$	$3,22 \cdot 10^{-6}$

Tab. 8-6: Containment-Endzustände in der KKL-Stufe-2-PSA

### Beurteilung der HSK

Die Unfallablaufanalyse in der LPSA2006 entspricht dem Stand von Wissenschaft und Technik. Der verwendete Ereignisbaum enthält alle wesentlichen Abfragen (bzgl. Systemausfällen, Operateurchandlungen und Containmentbelastungen) und ist geeignet, den chronologischen Unfallverlauf genügend detailliert abzubilden.

Die Quantifizierungen der verschiedenen APET-Abfragen wurden unverändert aus der von der HSK bereits begutachteten und akzeptierten Vorgängerstudie übernommen. Das neue Profil der Containment-Endzustände reflektiert daher lediglich die Änderungen in der aktuellen Stufe-1-PSA bzw. den KPDS. Der gegenüber der Vorgängerstudie deutlich erhöhte Erdbebenbeitrag im Kernschadensprofil resultiert beispielsweise in einer entsprechenden Zunahme der Häufigkeit von Unfallszenarien mit vorgeschädigtem Containment (insbesondere Versagen des Abschlusses der Gebäudeentwässerungsleitungen).

### 8.3.4 Quelltermanalyse

Jeder APET-Endzustand repräsentiert eine eindeutige Unfallkette (charakterisiert durch Systemunverfügbarkeiten, fehlgeschlagene Operateurchandlungen, physikalische Phänomene), für die ein spezifischer Quellterm bestimmt werden könnte. Da es eine enorm grosse Zahl dieser Endzustände gibt, ist ein solches Vorgehen praktisch (auch im Hinblick auf die nachfolgende Rechnung) nicht möglich. Deswegen werden in der LPSA2006 die APET-Endzustände vier verschiedene Freisetzungskategorien (sogenannte „Key Release Categories“, KRC) zugeordnet, welche durch bestimmte Quelltermigenschaften (d. h. Grösse und Zeitpunkt der Freisetzung) charakterisiert sind. Für jede der KRC werden entsprechende Quellterme bestimmt. Dieses Vorgehen wurde bereits in der LPSA2001 gewählt.

Die Berechnung der einzelnen KRC-Quellterme erfolgt mit MELCOR-Simulationen (Ver. 1.8.5) für repräsentative Unfallszenarien. Ermittelt werden für jede KRC das Ausmass der Freisetzung verschiedener Radionuklidgruppen sowie die freigesetzte Aktivität. Tab. 8-7 zeigt die Resultate für die Freisetzungen (Anteil am Kerninventar) der beiden radiologisch wichtigsten Gruppen, repräsentiert durch Cäsiumiodid und die Erdalkalimetalle (Strontium/Barium).

Die bzgl. Häufigkeit dominante Freisetzungskategorie (VSECW, ca. 70 % Beitrag zur Freisetzungshäufigkeit) in der LPSA2006 resultiert aus einem schweren Unfall mit RDB-Versagen, bei dem das Containment und das Drywell nicht isoliert sind und es zu einer intensiven, ungekühlten Schmelze-Betonwechselwirkung im Drywell kommt. Bei diesem Szenario werden 1,5 % des im Kern befindlichen Cäsiumiodids innerhalb eines Zeitraums von 24 Stunden in die Umgebung freigesetzt. Rund 10 % der Schwerunfallverläufe führen zu noch grösseren Freisetzungen. Es handelt sich dabei um Szenarien, bei denen frühzeitig die Materialschleuse oder das gesamte Containment versagt

(VPECW und VGE). Die bei diesen Unfallverläufen freigesetzten Csl-Mengen entsprechen 14 % bzw. 19 % des Kerninventars.

KRC	Beschreibung	Häufigkeit [pro Jahr] (% der CDF)		Freisetzung nach 24 Stunden (Anteil am Kerninventar)			
		2001	2006	Csl		Sr, Ba	
				2001	2006	2001	2006
RIT	Kein RDB-Versagen, Containment intakt, abgemilderte Freisetzung	$3,1 \cdot 10^{-7}$ (37)		$7,4 \cdot 10^{-5}$		$1,8 \cdot 10^{-5}$	
VSECW	RDB-Versagen, Containment- und Drywell-Entwässerungsleitungen nicht isoliert, Schmelze ungekühlt	$2,0 \cdot 10^{-7}$ (24)	$2,3 \cdot 10^{-6}$ (69,8)	$1,9 \cdot 10^{-2}$	$1,5 \cdot 10^{-2}$	$3,4 \cdot 10^{-4}$	$1,0 \cdot 10^{-4}$
VPLCW	RDB-Versagen, Containment- und Drywell-Entwässerungsleitungen nicht isoliert, spätes Versagen der Materialschleuse, Schmelze ungekühlt	$1,0 \cdot 10^{-7}$ (12)		$2,6 \cdot 10^{-2}$		$1,6 \cdot 10^{-3}$	
VSEQW	RDB-Versagen, Containment- und Drywell-Entwässerungsleitungen nicht isoliert, Schmelze gekühlt	$8,3 \cdot 10^{-8}$ (10)		$9,6 \cdot 10^{-3}$		$1,7 \cdot 10^{-4}$	
VFCT	RDB-Versagen, Containment intakt, FCVS geöffnet, Schmelze ungekühlt, abgemilderte Freisetzung	$7,0 \cdot 10^{-8}$ (8,3)	$6,6 \cdot 10^{-7}$ (20,6)	$8,3 \cdot 10^{-5}$	$3,2 \cdot 10^{-4}$	$1,3 \cdot 10^{-6}$	$1,5 \cdot 10^{-6}$
VFQT	RDB-Versagen, Containment intakt, FCVS geöffnet, Schmelze gekühlt, abgemilderte Freisetzung	$4,3 \cdot 10^{-8}$ (5,1)		$4,2 \cdot 10^{-5}$		$6,5 \cdot 10^{-7}$	
RFT	Kein RDB-Versagen, Containment intakt, FCVS geöffnet, abgemilderte Freisetzung	$2,2 \cdot 10^{-8}$ (2,6)		$7,4 \cdot 10^{-4}$		$1,8 \cdot 10^{-4}$	
VPECW <sup>(a)</sup>	RDB-Versagen, Containment- und Drywell-Entwässerungsleitungen nicht isoliert, frühes Versagen der Materialschleuse, Schmelze ungekühlt	$1,3 \cdot 10^{-8}$ (1,5)	$3,03 \cdot 10^{-7}$ (9,4)	$7,5 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-1}$	$1,4 \cdot 10^{-4}$	$3,7 \cdot 10^{-4}$
VGE <sup>(b)</sup>	RDB-Versagen, frühes katastrophales Containmentversagen	$4,1 \cdot 10^{-10}$ (<0,1)	$6,31 \cdot 10^{-9}$ (0,2)	$5,9 \cdot 10^{-2}$	$1,9 \cdot 10^{-1}$	$3,7 \cdot 10^{-4}$	$4,5 \cdot 10^{-4}$
Gesamt		$8,41 \cdot 10^{-7}$ (100,0) <sup>(c)</sup>	$3,22 \cdot 10^{-6}$ (100,0)				

- (a) Die Randbedingungen für diese KRC sind unterschiedlich in den beiden Analysen, da die wichtigsten beitragenden Unfallsequenzen verschieden sind.
- (b) In der LPSA2001 war dies eine „Release Category“, keine KRC.
- (c) Entspricht ca. 96 % der CDF der LPSA2001.

Tab. 8-7: Quellterme für die KRC in der KKL-Stufe-2-PSA

Tab. 8-8 zeigt die mit der LPSA2006 bzw. der Vorgängerstudie LPSA2001 ermittelte Freisetzungsaktivität für jede KRC sowie das Risikoprofil des KKL, definiert als jährliche Freisetzungsaktivität ohne Beitrag der Edelgase (d. h. reine Aerosolfreisetzung). Die mit Abstand grösste Risikorelevanz (ca. 98 % Beitrag) hat wiederum der schwere Unfall mit RDB-Versagen, bei dem die Containment- und Drywell-Entwässerungsleitungen nicht isoliert sind und es zu einer intensiven, ungekühlten Schmelze-Betonwechselwirkung im Drywell kommt. Die beiden Untervarianten mit frühem Versagen der Materialschleuse bzw. mit intaktem (jedoch nicht isoliertem) Containment (VPECW, VSECW) tragen jeweils mit ca. 58 % bzw. 40 % zum Gesamtrisiko bei. Das katastrophale Containmentversagen spielt mit 1,6 % Risikobeitrag aufgrund seiner äusserst geringen Häufigkeit keine wesentliche Rolle beim Risikoprofil des KKL.

Im Wesentlichen gelangte die LPSA2001 zu ähnlichen Einsichten beim Risikoprofil, obgleich das Szenario mit spätem Versagen der Materialschleuse einen grösseren Beitrag leistete. Freisetzungen über die gefilterte Druckentlastung sind in beiden Studien nicht risikorelevant, obwohl die neueren

MELCOR 1.8.5 Simulationen höhere Quellterme vorhersagen als ursprünglich mit MELCOR 1.8.4. berechnet.

KRC	Beschreibung	Freisetzungsaktivität (ohne Edelgase) [Bq]		Freisetzungsaktivität pro Jahr (ohne Edelgase) [Bq/Jahr] (% des Gesamtrisikos)	
		2001	2006	2001	2006
RIT	Kein RDB-Versagen, Containment intakt, abgemilderte Freisetzung	$1,9 \cdot 10^{15}$		$5,9 \cdot 10^8$ (0,4)	
VSECW	RDB-Versagen, Containment- und Drywell-Entwässerungsleitungen nicht isoliert, Schmelze ungekühlt	$3,0 \cdot 10^{17}$	$3,1 \cdot 10^{17}$	$6,0 \cdot 10^{10}$ (35,7)	$6,98 \cdot 10^{11}$ (40,3)
VPLCW	RDB-Versagen, Containment- und Drywell-Entwässerungsleitungen nicht isoliert, spätes Versagen der Materialschleuse, Schmelze ungekühlt	$6,3 \cdot 10^{17}$		$6,4 \cdot 10^{10}$ (38,0)	
VSEQW	RDB-Versagen, Containment- und Drywell-Entwässerungsleitungen nicht isoliert, Schmelze gekühlt	$1,5 \cdot 10^{17}$		$1,3 \cdot 10^{10}$ (7,2)	
VFCT	RDB-Versagen, Containment intakt, FCVS geöffnet, Schmelze ungekühlt, abgemilderte Freisetzung	$1,2 \cdot 10^{15}$	$7,6 \cdot 10^{15}$	$8,5 \cdot 10^7$ (<0,1)	$5,05 \cdot 10^9$ (0,3)
VFQT	RDB-Versagen, Containment intakt, FCVS geöffnet, Schmelze gekühlt, abgemilderte Freisetzung	$6,1 \cdot 10^{14}$		$2,6 \cdot 10^7$ (<0,1)	
RFT	Kein RDB-Versagen, Containment intakt, FCVS geöffnet, abgemilderte Freisetzung	$1,9 \cdot 10^{16}$		$4,2 \cdot 10^8$ (0,3)	
VPECW	RDB-Versagen, Containment- und Drywell-Entwässerungsleitungen nicht isoliert, frühes Versagen der Materialschleuse, Schmelze ungekühlt	$2,3 \cdot 10^{18}$	$3,3 \cdot 10^{18}$	$3,0 \cdot 10^{10}$ (17,8)	$1,00 \cdot 10^{12}$ (57,8)
VGE	RDB-Versagen, frühes katastrophales Containmentversagen	Nicht quantifiziert	$4,5 \cdot 10^{18}$	Nicht quantifiziert	$2,84 \cdot 10^{10}$ (1,6)
Gesamt				$1,7 \cdot 10^{11}$ (100,0)	$1,73 \cdot 10^{12}$ (100,0)

Tab. 8-8: KKL-Risikoprofil (Freisetzungsaktivität ohne Beitrag der Edelgase)

### Beurteilung der HSK

Die HSK akzeptiert die in der Stufe-2-PSA des KKL verwendete Methodik zur Berechnung der Quellterme. Die mit der MELCOR-Version 1.8.5 durchgeführten Analysen und das hierbei verwendete Anlagenmodell („Input Deck“) entsprechen dem Stand von Wissenschaft und Technik und sind gut dokumentiert.

### 8.3.5 Ergebnisse der Stufe-2-Vollast-PSA

70 % der KKL-Kernschadensunfälle sind durch einen frühen Containmentbypass aufgrund nicht isolierter Entwässerungsleitungen charakterisiert. Unfallszenarien, bei denen das Containment isoliert ist, enden überwiegend mit einer gefilterten Druckentlastung. Rund 10 % der schweren Unfälle enden mit Containmentversagen (hierzu gehören teilweise auch Szenarien mit frühem Containmentbypass), wobei das frühe Versagen der Materialschleuse aufgrund von HPME/DCH den wichtigsten Anteil repräsentiert.

Aus dem in der LPSA2006 ausgewiesenen Risikoprofil des KKL ergibt sich, dass die Summe der grossen Freisetzungshäufigkeiten („Large Release Fraction“, *LRF* und „Large Early Release Fraction“, *LERF*) ca.  $2,6 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr beträgt. Die *LERF* bzw. *LRF* sind dabei identisch, da alle in der LPSA2006 ausgewiesenen, grossen Freisetzungen frühzeitig (d. h. innerhalb von 10 Stunden nach Kernschaden) erfolgen.

## Beurteilung der HSK

Die LPSA2006 wurde hinsichtlich Methodik, getroffener Annahmen und ermittelter Resultate von der HSK – teilweise mittels ausgewählter Nachrechnungen – überprüft. Die HSK kommt zu dem Schluss, dass die Analyse akzeptabel ist und dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht.

Die aus Sicht der HSK wesentlichen Erkenntnisse aus der Studie zum Anlagenverhalten bei schweren Unfällen sind nachfolgend aufgelistet:

- Das Kernschadensprofil des KKL wird von externen Ereignissen, insbesondere von durch Erdbeben ausgelöste SBO, dominiert.
- Als Resultat einer Sensitivitätsstudie des KKL zeigt sich, dass lediglich 3,8 % des Anlagenrisikos<sup>155</sup> bei KKL auf interne Ereignisse zurückzuführen ist, d. h. 96,2 % des Risikos stammen von externen Ereignissen, insbesondere von Erdbeben.
- Für interne Ereignisse ist die Häufigkeit einer grossen Freisetzung (*LERF*, *LRF*) um etwa einen Faktor 10 kleiner als die (entsprechende) Kernschadenshäufigkeit.
- In ca. 70 % der Kernschadensunfälle liegt – als Auswirkung schwerer Erdbeben – bereits zum Zeitpunkt des Kernschadens ein Containmentbypass über nicht isolierte Entwässerungsleitungen vor. Dieser Unfalltyp trägt mit ca. 98 % massgeblich zum Gesamtrisiko<sup>155</sup> des KKL bei. Das KKL zeigt in einer Sensitivitätsstudie, dass eine Risikoreduktion von gesamthaft 39 % zu erreichen ist, falls die Entwässerungsleitungen – unabhängig vom jeweils vorliegenden Unfallszenario – stets isoliert werden können.
- Belastungen durch HPME/DCH, welche zu einem Versagen der Materialschleuse führen, spielen ebenfalls eine wichtige Rolle beim frühen Containmentversagen. Durch diesen Mechanismus wird auch das Risiko derjenigen Unfallszenarien erhöht, bei denen bereits eine Vorschädigung des Containments durch nicht erfolgte Isolation besteht. Rund 9 % der schweren Unfälle führen zu einem frühen Versagen der Materialschleuse – neben HPME/DCH tragen hierzu auch Dampfexplosionen ausserhalb des RDB sowie Wasserstoffexplosionen bei.
- Die mit der LPSA2006 ermittelte Häufigkeit grosser früher Freisetzungen (*LERF*) ist deutlich kleiner als der von der IAEA für bestehende KKW empfohlene Richtwert von  $1 \cdot 10^{-5}$  pro Jahr, übersteigt jedoch den empfohlenen Wert für Neuanlagen. Der massgebende Anteil an der *LERF* stammt von schweren Erdbeben.

Die Resultate der LPSA2006 zeigen, dass eine nennenswerte Risikoreduktion beim KKL praktisch nur durch eine Verminderung der seismisch ausgelösten SBO-Sequenzen mit Ausfall des Containmentabschlusses zu erreichen ist. Daraus leitet die HSK nachfolgende Forderung ab.

### Forderung 8.3.5-1

*Das KKL hat bis 31. Oktober 2009 zu untersuchen, wie der automatische Containmentabschluss (Absperrung der Entwässerungsleitungen) bei Erdbeben verbessert werden kann.*

---

<sup>155</sup> Gesamtaktivität durch Aerosolfreisetzung [Bq/Jahr]

## 8.4 Stufe-1-PSA für den Anlagenstillstand und Schwachlast

Im Jahre 2001 wurde erstmalig eine PSA-Studie der Stufe 1 für die Betriebszustände Schwachlast und Stillstand bei der HSK eingereicht. Diese Studie wurde als „Leibstadt Shutdown PSA“ (SPSA2001) bezeichnet. Auf Basis der HSK-Stellungnahme wurde die SPSA2001 komplett überarbeitet und im Rahmen der Entwicklung der LPSA2006 vollständig in das PSA-Modell integriert. Somit besitzt das KKL ein integriertes Stufe-1-PSA-Modell, welches die Betriebszustände Volllast und Stillstand abdeckt.

### 8.4.1 Definition und Ermittlung der Dauer von Betriebszuständen

Die Technische Spezifikation vom KKL definiert fünf verschiedene Betriebszustände für den Anlagenbetrieb (Normalbetrieb, Anfahren, Heiss abgestellt, Kalt abgestellt und Brennelementwechsel). Im Rahmen einer PSA für Schwachlast und Stillstand ist jedoch diese Unterteilung zu grob, als dass sie direkt für die Modellierung verwendet werden kann. Zur genaueren Bestimmung von Betriebszuständen (Englisch: „Plant Operating States“, POS) ist vom KKL der gesamte, für den Brennelementwechsel erforderliche Vorgang des Abfahrens und Wiederanfahrens unter folgenden Gesichtspunkten analysiert worden:

- frei geschaltete (d. h. nicht verfügbare) Systeme bzw. Systemstränge;
- Erfolgskriterien zur Sicherstellung von Sicherheitsfunktionen;
- Ähnlichkeit bezüglich auslösender Ereignisse innerhalb der Betriebszustände;
- abzuführende Nachwärmemenge;
- Kühlwassermenge;
- Status des Reaktordeckels.

Zusätzlich sind auch die Prozesse analysiert worden, bei denen die Anlage nicht zum Brennelementwechsel abgefahren worden ist. Diese Prozesse sind beispielsweise Vorgänge, bei denen die Anlage nur zum Zustand „Heiss abgestellt / RHR-Dampfkondensation“ abgefahren wird. Daraus resultierten die in Tab. 8-9 dargestellten POS0 bis POS13, wobei POS0 den Volllastbetrieb darstellt, welcher in den vorangehenden Kapiteln 8.2 und 8.3 behandelt wurde.

Zur Bestimmung der Dauer der einzelnen Anlagenzustände ist vom KKL folgende Betriebserfahrung zugrunde gelegt worden:

- Revisionsstillstände in den Jahren 1998 und 1999;
- fünf Zustände „heiss abgestellt“ (POS3) im Zeitraum zwischen 1987 und 1999;
- sieben Abfahrvorgänge, bei welchen die Anlage bis zum Zustand „Kalt abgestellt“ abgefahren wurde, zur Reparatur schadhafter Komponenten aus dem Zeitraum 1987 bis 1999;
- 14 Reaktorschnellabschaltungen (ohne die manuellen, geplanten Schnellabschaltungstests), die im Zeitraum zwischen 1987 und 1999 auftraten.

Die mittlere Dauer der einzelnen Betriebszustände ist in der letzten Spalte von Tab. 8-9 aufgeführt.

### Beurteilung der HSK

Die in der LPSA2006 abgebildeten Betriebszustände sind nach Auffassung der HSK genügend detailliert und repräsentativ für den Anlagenbetrieb innerhalb des Beurteilungszeitraumes.

Betriebszustand			Reaktor				Freischaltungen <sup>(a)</sup> gemäss Planungsvorgaben zur Hauptrevision	Dauer [Stunden/Jahr]
			Druck (rel.) [bar]	Temperatur [°C]	Nachwärmeabfuhr (NWA)	Zustand RDB		
	POS0	Vollastbetrieb	71	288	Hauptkondensator	geschlossen	nicht anwendbar	8200
Abfahren	POS1	Reaktor in Betrieb, Leistung < 25 %	71	> 93	Hauptkondensator	geschlossen	keine	15
	POS2	Restwärmebetrieb	71 – 9,3 / 50 <sup>(b)</sup>	> 93	Hauptkondensator	geschlossen	keine	20
	POS3	Heiss abgestellt	50 – 9,3	> 93	RHR-Dampfkondensation	geschlossen	keine	4,5
	POS4	Restwärmebetrieb	9,3 – 0	> 93	RHR-Nachkühlbetrieb	geschlossen	TM; RA/YB; SD; SE/SJ; RM/RL; VC	8
	POS5	Restwärmebetrieb, oberes BE-Becken geleert	0	< 93	RHR-Nachkühlbetrieb	geschlossen	TM; RA/YB; SD; SE/SJ; RM/RL; VC; TH31; TH32; Div. 31	32
Stillstand, BE-Wechsel	POS6	Restwärmebetrieb, RDB-Deckel entfernt	0	< 60	RHR-Nachkühlbetrieb	geöffnet	TM; RA/YB; SD; SE/SJ; RM/RL; VC; TH31; TH32; Div. 31; YU11/YU12; SRV; TF	39
	POS7	Wechsel der Brennelemente (BE) <sup>(c)</sup>	0	< 60	RHR-Nachkühlbetrieb	geöffnet	TM; RA/YB; SD; SE/SJ; RM/RL; VC; TH31; TH32; TJ31; Div. 31; VF17/VG21,22; YU11/YU12; SRV; TF; VE21 <sup>(d)</sup> ; RL51; RL52; YB71; 1 von 2 KAKO	346
	POS8	Restwärmebetrieb, RDB-Deckel entfernt <sup>(c)</sup>	0	< 60	RHR-Nachkühlbetrieb	geöffnet	TM; RA/YB; SD; SE/SJ; RM/RL; VC; TH31; TH32; Div. 31; TH13; VF17/VG21,22; YU11/YU12; SRV; TF	49
	POS9	Dichtheitsprüfung des Primärkreises <sup>(c)</sup>	0 – 68	70	Kühlmittelreinigungsanlage	geschlossen	TM; RA/YB; SD; SE/SJ; RM/RL; VC; TH31; TH32; TJ31; Div. 31; VF17/VG21,22; YU11/YU12; SRV <sup>(e)</sup> ; TF	18
Anfahren	POS10	Restwärmebetrieb	0	< 93	RHR-Nachkühlbetrieb	geschlossen	TM	88.5
	POS11	Aufheizen	0 – 9,3	> 93	Hauptkondensator	geschlossen	keine	11
	POS12	Aufheizen	9,3 - 71	> 93	Hauptkondensator	geschlossen	keine	39
	POS13	Anfahren von 25 % bis Vollast	71	> 93	Hauptkondensator	geschlossen	keine	14

Tab. 8-9: In der LPSA2006 definierte Betriebszustände und deren durchschnittliche Dauer

<sup>(a)</sup> Div. 31: TJ31 und VE31; KAKO: Kaltkondensatbehälter; RA: Frischdampfleitung; RM/RL: Hauptkondensatsystem / Speisewassersystem; SD: Kondensator; SE/SJ: Regel- und Schutzsysteme / Steuerflüssigkeitssystem; SRV: Sicherheits- und Entlastungsventile (Safety and Relief Valves); TF: Notstandssystem (SEHR); TH: Not- und Nachkühlsysteme; TJ: Hochdruck-Kernsprühsystem (HPCS); TM: Kernisoliationskühlung (RCIC); VC: Hauptkühlwassersystem; VE: Notkühlwassersystem; VF: Nebenkühlwassersystem; YB: Nukleares Dampferzeugungssystem; VG: Zwischenkühlwassersystem; YU: Kühlmittel, Umwälzsystem. Die Zahlen hinter den Buchstaben sind weitere Spezifizierungen von Systemteilbereichen. Eine Freischaltung erstreckt sich nicht notwendigerweise über die gesamte POS-Dauer.

<sup>(b)</sup> Falls direkt weiter mit POS4 gefahren wird, dann Druckabsenkung auf 9,3 bar.

<sup>(c)</sup> Freischaltungen gültig für den Fall, dass Arbeiten an Division 21 durchgeführt werden (geringfügig andere Freischaltungen, falls Arbeiten an Division 11).

<sup>(d)</sup> Betriebsbereit zur Kühlung des Notstromdiesels.

<sup>(e)</sup> Betriebsbereit, elektrisch abgesichert

## 8.4.2 Zuverlässigkeit von Komponenten

Die der LPSA2006 zugrunde liegende Datenanalyse zur Bestimmung von Ausfallraten und CCF-Wahrscheinlichkeiten unterscheidet nicht zwischen Volllast, Schwachlast und Stillstand. Die Parameter für diese Zuverlässigkeitskenngrößen wurden mit dem Bayes-Verfahren bestimmt; Einzelheiten hierzu sind im Kapitel 8.2.1 beschrieben.

Die Bestimmung instandhaltungsbedingter Unverfügbarkeiten für Schwachlast und Stillstand erfolgte in der LPSA unter Berücksichtigung der in dem jeweiligen Betriebszustand (POS) geplanten Wartungsarbeiten. 20 Unverfügbarkeiten aufgrund von Wartung (z. B. 0,8 für SEHR in POS8) wurden aus der werkspezifischen Erfahrung bestimmt. Wegen noch nicht abgeschlossener Analysen werkspezifischer Daten wurde

- in vielen Fällen für die wartungsbedingte Unverfügbarkeit (z. B. für SEHR in POS6); und
- in allen Fällen für die instandsetzungsbedingte Unverfügbarkeit (z. B. für SEHR in POS1)

ein vorläufiger, generischer Wert von  $10^{-3}$  angenommen.

### Beurteilung der HSK

Die HSK-Beurteilung in Kapitel 8.2.1 bezüglich Ausfallraten und CCF-Wahrscheinlichkeiten gilt ebenfalls für Stillstand und Schwachlast (POS1 bis POS13).

Bei der Bestimmung von Unverfügbarkeiten aufgrund von Wartungen und Instandsetzungen besteht Verbesserungsbedarf, weil die Mehrzahl der für Schwachlast und Stillstand verwendeten Unverfügbarkeiten nicht auf werkspezifischen Daten basiert. Dieser Punkt ist in die Aktionsliste aufgenommen worden.

## 8.4.3 Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen

Im Rahmen des integrierten LPSA2006-Modells ist die Zuverlässigkeitsanalyse der Operateurhandlungen der Kategorie A (Handlungen während Instandhaltungsarbeiten) für Stillstand und Schwachlast nicht gesondert vom Volllast-Modell durchgeführt worden. Handlungen der Kategorie A wurden mit der in Kapitel 8.2.2 dargestellten Methode quantifiziert.

Ferner beinhalten die Modelle für Schwachlast (POS1 und POS11 bis POS13) sowie die Modelle für die Frühphase des Stillstands (POS2 und POS3) – bis auf wenige Ausnahmen (z. B. Handlungen zur Beherrschung von ATWS-Störfällen) – die gleichen Operateurhandlungen der Kategorie C (Handlungen im Störfallaufbau) wie das Modell für Volllast; diese Handlungen wurden mit der in Kapitel 8.2.2 dargestellten Methode quantifiziert. Ausserdem gibt es weitere Handlungen, die zwar für POS0 definiert und quantifiziert wurden, aber auch in den Modellen für POS4 bis POS10 enthalten sind; diese Handlungen wurden ebenfalls mit der in Kapitel 8.2.2 dargestellten Methode quantifiziert. So wird z. B. die manuelle Inbetriebnahme einer passiven Einspeisung (vom Hinterbergreservoir) mit demselben Basisereignis sowohl in POS0 als auch in POS8 berücksichtigt.

Darüber hinaus umfasst die LPSA2006 28 Operateurhandlungen der Kategorie C, die ausschliesslich in den Modellen für Stillstand enthalten sind. Hierzu gehört u. a. das manuelle Schliessen der RHR-Ansaugleitung nach einem KMV in POS7. Die Fehlerwahrscheinlichkeiten dieser Handlungen wurden aus der Vorgängerstudie (SPSA2001) übernommen. In dieser Studie wurden der Diagnoseteil einer

Handlung mit dem HCR-Modell (Englisch: „Human Cognitive Reliability model“)<sup>156</sup> und der Ausführungsteil mit der Methode THERP quantifiziert. Ferner wurden den Fehlerwahrscheinlichkeiten einiger Handlungen per Expertenurteil Schätzwerte – in der SPSA2001 als „screening conservative generic values“ bezeichnet – zugewiesen.

### Beurteilung der HSK

Die Übertragung der Fehlerwahrscheinlichkeiten, die für Handlungen der Kategorie C in POS0 bestimmt wurden, auf die Modelle für Schwachlast (POS1 und POS11 bis POS13) sowie auf die Modelle für die Frühphase des Stillstands (POS2 und POS3) ist aus Sicht der HSK akzeptabel. Hinsichtlich der Qualität der HRA für die betroffenen Handlungen gilt die in Kapitel 8.2.2 dargelegte Beurteilung.

Eine Darstellung der speziell für den Stillstand identifizierten Verbesserungspotenziale ist in der Aktionsliste enthalten. Insgesamt ist die HSK der Auffassung, dass die HRA für Handlungen der Kategorie C im Hinblick auf die Nachvollziehbarkeit nicht dem Stand der Technik entspricht. Die nachfolgende, zusammenfassende Auflistung enthält die wesentlichen Punkte mit Verbesserungspotenzial.

- Operateurhandlungen der Kategorie C, die ausschliesslich in den Modellen für Stillstand enthalten sind, sind nicht durch die vorgelegte HRA (LPSA2006, App. E) erfasst. Für weitere Handlungen – die für POS0 definiert und quantifiziert wurden, aber auch in den Modellen für POS4 bis POS10 integriert sind – fehlt eine Diskussion der Anwendbarkeit der für POS0 bestimmten Fehlerwahrscheinlichkeiten.
- Einige Unfallsequenzen beinhalten das Versagen von mehreren (bis zu fünf) Handlungen der Kategorie C, ohne dass bei der Quantifizierung Abhängigkeiten berücksichtigt worden sind. So liegt beispielsweise die gemeinsame Fehlerwahrscheinlichkeit von zwei Isolationsmassnahmen sowie drei Einspeisemassnahmen nach Kühlmittelverlust während Brennelementwechsel mit  $5,6 \cdot 10^{-7}$  unterhalb der international üblichen Untergrenze von  $10^{-6}$  bis  $10^{-5}$ .
- Mit dem Schliessen eines Handventils im Drywell während eines Kühlmittelverluststörfalls wird eine Operateurhandlung berücksichtigt, die nicht durch die Störfallvorschriften unterstützt wird und aus Strahlenschutzgründen als bedenklich einzustufen ist.

Darüber hinaus sind von der HSK einige Verbesserungspotenziale von Störfallvorschriften identifiziert worden, z. B. Option für frühzeitiges Kaltfahren mit Notkühlsystemen (gemäss Vorschrift SFA-1704-10) nach Ausfall Abfahrkühlung bei installiertem Druckgefässdeckel. Details hierzu sind ebenfalls in der Aktionsliste ausgeführt.

#### 8.4.4 Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien

Für Schwachlast gelten die Ausführungen in Kapitel 8.2.3.

Die Erfolgskriterien für Stillstand in der LPSA2006 basieren im Wesentlichen auf den auf eigenständigen Analysen zu stillstandspezifischen Fragestellungen wie z. B. die Nachwärmeabfuhrkapazität der Steuerstabantriebspumpen und die Zeit bis zum Brennstoffschaden bei kleinen Leckagen und gefluteter Reaktorgrube. Diese Analysen sind in der LPSA2006 explizit dokumentiert.

---

<sup>156</sup> Hannaman, G.W., A.J. Spurgin, Y. Lukic (1985), „A Model for Assessing Human Cognitive Reliability in PRA Studies“, in: IEEE Third Conference on Human Factors in Nuclear Power Plants, Monterey, California, June 23-27, 1985, 343-353, Institute of Electronic and Electrical Engineers, New York

## Beurteilung der HSK

Für Schwachlast gilt die in Kapitel 8.2.3 dargelegte HSK-Beurteilung.

Die HSK betrachtet die LPSA2006-Erfolgskriterien für Störfälle während Stillstand als plausibel. Aus Sicht der HSK liegt lediglich eine kleinere Unstimmigkeit (hinsichtlich Nachwärmeabfuhrkapazität der Steuerstabantriebspumpen) in der Dokumentation vor. Dieser Punkt wurde in die Aktionsliste aufgenommen.

### 8.4.5 Interne Ereignisse

#### 8.4.5.1 Auslösende Ereignisse

Der Umfang der für Schwachlast (POS1 und POS11 bis POS13) berücksichtigten internen auslösenden Ereignisse entspricht mit wenigen Einschränkungen denen, die im Modell für Volllast enthalten sind. So wird beispielsweise eine Transiente mit anfänglicher Anforderung der Sicherheits- und Entlastungsventile (SRV) nur in den Betriebszuständen POS1 und POS13 berücksichtigt.

Auslösende Ereignisse bei Stillstand (POS2 bis POS10) sind im Wesentlichen dadurch gekennzeichnet, dass es zu einem Verlust der Nachwärmeabfuhr (NWA) oder zu einem Kühlmittelverlust (KMV) kommt. Zur Identifizierung der auslösenden Ereignisse für den Stillstand wurden die auslösenden Ereignisse für den Volllastbetrieb auf Anwendbarkeit bei den verschiedenen POS des Stillstands überprüft. 50 interne Auslöser wurden als anwendbar identifiziert, wobei sich die Anwendbarkeit einiger Auslöser (z. B. Fehlöffnen eines SRV) auf die Stillstandsfrühphase (POS2 und POS3) beschränkt.

In einem weiteren Schritt wurden zusätzlich rein stillstandsspezifische auslösende Ereignisse identifiziert und definiert. Als Basis diente die Studie für das Kernkraftwerk Grand Gulf sowie die internationale Betriebserfahrung für ähnliche Reaktortypen. Insgesamt wurden elf rein stillstandsspezifische Auslöser berücksichtigt. Diese umfassen

- drei stillstandsspezifische KMV-Störfälle (z. B. durch Fehler bei Instandhaltungsarbeiten während POS7);
- den Verlust der Neben- und Zwischenkühlwassersysteme (Englisch: “Nuclear Island Closed Cooling Water”, NICCW; “Service Water System”, SWS; “Emergency Service Water”, ESW);
- den Verlust der Stromversorgung von Schiene BM;
- vier Auslöser aufgrund verschiedener Möglichkeiten des Ausfalls der Restwärmeabfuhr (Abfahrkühlung).

Die Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse wurden mit dem in Kapitel 8.2.4.1 beschriebenen Verfahren bestimmt. Bei der Integration in das Modell wurde die Wahrscheinlichkeit, dass ein bestimmter POS vorliegt, durch ein separates Basisereignis berücksichtigt.

## Beurteilung der HSK

Die HSK beurteilt das in der LPSA2006 verwendete Verfahren zur Identifizierung auslösender Ereignisse als systematisch und die Liste der berücksichtigten Ereignisse als weitgehend umfassend. Die zur Ermittlung der Ereignishäufigkeiten verwendete Methodik entspricht dem Stand der Technik und die ermittelten Häufigkeiten weisen plausible Werte auf. Nach Auffassung der HSK besteht geringfügiger Verbesserungsbedarf:

- Bei der Bestimmung der Häufigkeiten von Ausfällen der externen Spannungsversorgung wurde die werkspezifische Betriebserfahrung nur während Stillstand herangezogen. Damit bleibt die Erfahrung des ganzen Jahres für die statistische Auswertung unberücksichtigt.
- Es wird nicht begründet, warum Brennstoffhandhabungsstörfälle und Reaktivitätsstörfälle (z. B. aufgrund von Borsäureverdünnung) ausgeschlossen wurden.

Die oben erwähnten Punkte wurden in die Aktionsliste aufgenommen.

#### **8.4.5.2 System- und Unfallablaufanalyse**

Für Schwachlast (POS1 und POS11 bis POS13) sowie für die Frühphase des Stillstands (POS2 und POS3) wurden in der LPSA2006 die Ereignisbäume zu den als anwendbar identifizierten Auslösern des Volllastmodells (s. Kapitel 8.4.5.1) verwendet, um die Unfallablaufanalyse durchzuführen.

Darüber hinaus wurden für die Betriebszustände POS3 bis POS10 eigenständige, stillstandsspezifische Ereignisbäume entwickelt. Zur Reduzierung der Anzahl neu zu entwickelnder Ereignisbäume wurde untersucht, in welchen Betriebszuständen (POS) die betrachteten auslösenden Ereignisse

- überhaupt möglich sind;
- innerhalb 24 Stunden zu einem Brennstoffschaden führen können;
- einen in etwa gleichen Ereignisablauf (im Hinblick auf die angeforderten Systeme) induzieren würden.

Auf diese Weise wurden die in Tab. 8-10 dargestellten 20 Fälle – in der LPSA2006 als Szenarien bezeichnet – identifiziert, und es wurde für jeden der Fälle ein Ereignisbaum entwickelt, welcher – abhängig vom Szenario – folgende Sicherheitsfunktionen berücksichtigt:

- Wiederherstellung der Abfahrkühlung
- Isolation des RHR-System (zum Schutz gegen Überdruckversagen)
- Zuschaltung der 50-kV-Versorgung (nach partiellem Ausfall der externen Spannungsversorgung)
- Hochdruckeinspeisung
- Druckentlastung
- Niederdruckeinspeisung
- Passive Einspeisung

Die Modellierung selber erfolgte entsprechend der im Kapitel 8.2.4.2 beschriebenen Vorgehensweise. Bei den Fehlerbäumen des Stillstandsmodells handelt es sich um identische oder modifizierte Fehlerbäume des Volllastmodells.

Die Definition von Endpunkten unerwünschter Unfallabläufe beschränkte sich auf die Brennstoffschäden aufgrund des Versagens der Bespeisung. Brennstoffschäden aufgrund des Versagens der Nachwärmeabfuhr (NWA) wurden nicht betrachtet, weil das KKL aufgrund von Analysen zu dem Schluss kommt, dass ein Funktionieren der Bespeisung eine langfristige NWA (mindestens 24 Stunden) sicherstellen würde.

## Beurteilung der HSK

Die System- und Unfallablaufanalyse entspricht aus Sicht der HSK dem Stand der Technik. Bei der Auswahl und Entwicklung von Ereignisbäumen wurde systematisch vorgegangen. Die Modellierung der zur Unfallbeherrschung notwendigen Systeme mittels Fehlerbäumen ist in fast allen Fällen sehr detailliert und die Abhängigkeiten zwischen den Sicherheitssystemen und Hilssystemen in der Regel richtig wiedergegeben. Die HSK hat jedoch Verbesserungsbedarf festgestellt, der im Detail in der Aktionsliste beschrieben ist und im Folgenden dargestellt wird.

- Das Modell für die Einspeisefunktion des Restwärmeabfuhrsystems (RHR) weist Unstimmigkeiten auf. Dies kommt dadurch zum Ausdruck, dass Minimalschnitte von Unfallsequenzen erzeugt werden, die real gar nicht möglich sind, und andererseits mögliche Minimalschnitte nicht ausgewiesen werden.
- Die Berücksichtigung instandhaltungsbedingter Unverfügbarkeiten weist Unstimmigkeiten aus. In einigen Betriebszuständen (POS6 bis POS9) werden gemeinsame Unverfügbarkeiten (Div. 31 und SEHR) ausgeschlossen, obwohl sie gemäss Planungsvorgaben möglich wären.
- Für durch Teilverlust der externen Spannungsversorgung ausgelöste Unfallabläufe fehlt im Ereignisbaummodell die Berücksichtigung der Notwendigkeit einer manuellen Isolation des RHR-Systems nach Ausfall der automatischen Isolation.
- Der Anwendungsbereich einiger Ereignisablaufmodelle ist unvollständig im Hinblick auf die erfassten Betriebszustände. So wird z. B. nicht berücksichtigt, dass einige Transienten auch in den Betriebszuständen POS11 und POS12 auftreten können.
- Die eingeschränkte Verfügbarkeit des Restwärmeabfuhrsystems (RHR) im Zustand POS9 wird im Fehlerbaum unzureichend abgebildet. RHR ist schon von der Planung her 16 von 18 Stunden (POS9-Dauer) unverfügbar.
- Weiterhin weist die Dokumentation Unstimmigkeiten auf, z. B. widersprüchliche Informationen hinsichtlich der POS-spezifischen Zuordnung von auslösenden Ereignissen.

Nr.	Auslösendes Ereignis	Bedingung	Betriebszustand
1.	Kühlmittelverlust in Umwälzleitung	RDB geschlossen	POS4, POS5 oder POS10
2.	Verlust von flüssigem Kühlmittel (liquid LOCA)	RDB geschlossen	POS 4, POS5, POS9 oder POS10
3.	Leckage vom Restwärmeabfuhrsystem (RHR) zur DAK (Druckabbaukammer)	RDB geschlossen	POS4, POS5 oder POS10
4.	Leckage vom Restwärmeabfuhrsystem zur DAK	RDB geöffnet Reaktorgrube nicht geflutet	POS6 oder POS8
5.	Leckage vom Nachwärmeabfuhrsystem zur DAK	RDB geöffnet Reaktorgrube geflutet	POS7
6.	Wasserverlust durch Steuerstabantriebsmechanismus	RDB geöffnet	POS7
7.	Partieller Verlust der externen Spannungsversorgung	RDB geschlossen	POS3, POS4, POS5, POS9 oder POS10
8.	Totalverlust der externen Spannungsversorgung	RDB geschlossen	POS3, POS4, POS5, POS9 oder POS10
9.	Partieller Verlust der externen Spannungsversorgung	RDB geöffnet Reaktorgrube nicht geflutet	POS6 oder POS8
10.	Totalverlust der externen Spannungsversorgung	RDB geöffnet Reaktorgrube nicht geflutet	POS6 oder POS8

Nr.	Auslösendes Ereignis	Bedingung	Betriebszustand
11.	Verlust von Neben- oder Zwischenkühlwasserversorgung	RDB geschlossen	POS4, POS5, POS9 oder POS10
12.	Verlust von Neben- oder Zwischenkühlwasserversorgung	RDB geöffnet Reaktorgrube nicht geflutet	POS6 oder POS8
13.	Wieder behebbarer Ausfall des in Betrieb befindlichen RHR-Strangs	RDB geschlossen	POS3, POS4, POS5 oder POS10
14.	Wieder behebbarer Ausfall des in Betrieb befindlichen RHR-Strangs	RDB geöffnet Reaktorgrube nicht geflutet	POS6 oder POS8
15.	Isolation der gemeinsamen RHR-Ansaugleitung; RHR wieder herstellbar	RDB geschlossen	POS3, POS4, POS5 oder POS10
16.	Isolation der gemeinsamen RHR-Ansaugleitung; RHR wieder herstellbar	RDB geöffnet Reaktorgrube nicht geflutet	POS6 oder POS8
17.	Nicht wieder behebbarer Ausfall des in Betrieb befindlichen RHR-Strangs	RDB geschlossen	POS3, POS4, POS5, oder POS10
18.	Nicht wieder behebbarer Ausfall des in Betrieb befindlichen RHR-Strangs	RDB geöffnet Reaktorgrube nicht geflutet	POS6 oder POS8
19.	Isolation der gemeinsamen RHR-Ansaugleitung; RHR nicht wieder herstellbar	RDB geschlossen	POS3, POS4, POS5, oder POS10
20.	Isolation der gemeinsamen RHR-Ansaugleitung; RHR nicht wieder herstellbar	RDB geöffnet Reaktorgrube nicht geflutet	POS6 oder POS8

Tab. 8-10: Umfang der Ereignisablaufanalysen in der LPSA2006 für Stillstand

### 8.4.5.3 Ergebnisse

Tab. 8-11 zeigt das in der LPSA2006 ermittelte Risikoprofil für die wichtigsten internen auslösenden Ereignisse während Stillstand und Schwachlast.

Kühlmittelverluststörfälle liefern in der LPSA2006 einen grösseren Beitrag zur Brennstoffschadenshäufigkeit (Englisch: „Fuel Damage Frequency“, FDF) als Transienten (ca. Faktor 6). Wasserverluste durch das Steuerstabantriebssystem während Brennelementwechsel (POS7) und Leckagen vom RHR-System in die Druckabbaukammer (DAK) während des Abfahrkühlbetriebs (POS4 bis POS10) tragen mit etwa 57 % bzw. 25 % zur FDF bei.

Tab. 8-11 zeigt die in der LPSA2006 ermittelten Risikobeiträge der einzelnen Betriebszustände (POS). Unfälle während Brennelementwechsel (POS7) liefern einen Beitrag von rund 76 % zur FDF aufgrund interner Ereignisse. Ein Grund hierfür liegt in der relativ langen Dauer (durchschnittlich 346 Stunden pro Jahr) dieses Betriebszustands.

Gemäss LPSA2006-Importanzanalyse für POS7 liefern auf der Komponentenebene folgende Ausfallereignisse einen FDF-Beitrag von mindestens 5 %:

- Fehlöffnen eines Sicherheitsventils (RHR-Rückkühlkette) im Nuklearen Zwischenkühlwassersystem NICCW (11 %).
- Versagen von Logikkomponenten für die Aktivierung der Niederdruckeinspeisung (zwei Basisereignisse mit jeweils 5 % FDF-Beitrag).

Das Versagen von jeder der folgenden Operateurhandlungen trägt mindestens 10 % zur FDF in POS7 bei:

- Absperrung eines KMV durch das Steuerstabantriebssystem (74 %).
- Herstellung einer Einspeisung mit dem Steuerstabantriebssystem (24 %).
- Absperrung eines grösseren KMV vom RHR-System in die DAK (22 %).
- Absperrung eines kleineren KMV vom RHR-System in die DAK (13 %).

Die Summe ist grösser als 100 %, weil einige Unfallsequenzen das Versagen von mehreren dieser Handlungen beinhalten.

### Beurteilung der HSK

Die in der LPSA2006 für die internen Ereignisse ausgewiesenen Resultate (d. h. FDF und Importanzen) sind aufgrund diverser Punkte mit Verbesserungsbedarf bei der Modellierung generell als vorläufig zu betrachten (s. hierzu die vorangehenden Kapitel zur System- und Unfallablaufanalyse und zur Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen). Die insgesamt ermittelte Kernschadenshäufigkeit aufgrund von Transienten und KMV ist aus Sicht der HSK jedoch plausibel.

Auslösendes Ereignis	FDF-Beitrag absolut [1/Jahr]	Rel. Beitrag
<b>Transiente</b>		
Ausfall Zwischenkühlwasser (TICCW)	$1,96 \cdot 10^{-9}$	5,0 %
Totalverlust der externen Stromversorgung	$1,53 \cdot 10^{-9}$	3,9 %
Isolation der gemeinsamen RHR-Ansaugleitung	$1,52 \cdot 10^{-9}$	3,9 %
Sonstige Transiente	$9,01 \cdot 10^{-10}$	2,3 %
<b>Kühlmittelverlust (KMV)</b>		
Wasserverlust durch Steuerstabantriebmechanismus	$2,24 \cdot 10^{-8}$	56,9 %
Leckage vom Nachwärmeabfuhrsystem RHR zur DAK	$1,02 \cdot 10^{-8}$	24,6 %
RDB-Versagen	$9,69 \cdot 10^{-9}$	2,7 %
Sonstiger KMV	$3,50 \cdot 10^{-10}$	0,9 %
<b>Total (interne Ereignisse, Stillstand und Schwachlast)</b>	<b><math>3,94 \cdot 10^{-8}</math></b>	<b>100,0 %</b>

Tab. 8-11: LPSA2006-Ergebnisse zu den internen Ereignissen (Stillstand und Schwachlast)

## 8.4.6 Interne systemübergreifende Ereignisse

### 8.4.6.1 Interner Brand

Die im PSA-Modell für interne Ereignisse definierten Betriebszustände wurden vom KKL für die Durchführung der Brandanalyse im Rahmen der LPSA2006 zu vier Gruppen zusammengefasst. Diese Gruppen sind durch folgende Merkmale charakterisiert:

- Gruppe 1: Nachwärmeabfuhr im Dampf-Kondensationsbetrieb (POS 3)
- Gruppe 2: Reaktordruckbehälter geschlossen (POS 4, 5, 9 und 10)
- Gruppe 3: Reaktordruckbehälterdeckel entfernt (POS 6 und 8)
- Gruppe 4: Brennelementwechsel (POS 7)

Hierbei handelt es sich ausschliesslich um Betriebszustände während des Stillstands. Die Betriebszustände während Schwachlast wurden vom KKL aufgrund ihrer geringen Gesamtdauer von der weiteren Analyse ausgeschlossen.

Die für den Betriebszustand Volllast ermittelten Brandeintrittshäufigkeiten pro Zündquelle und Jahr wurden auf Basis einer Auswertung der anlagenspezifischen Betriebserfahrung (5 Brandereignisse ausgelöst durch Wartungsarbeiten) und der Betriebserfahrung in amerikanischen Kernkraftwerken im Stillstand<sup>157</sup> modifiziert und entsprechend der Dauer der einzelnen Betriebszustände angepasst. Folgende stillstandsspezifische Aspekte wurden hierbei im Vergleich zum Betriebszustand Volllast berücksichtigt:

- Die durch Wartungsarbeiten in den einzelnen Gebäuden bedingten Brandeintrittshäufigkeiten sind bis um den Faktor 20 erhöht.
- Die durch Komponentenversagen verursachten Brandeintrittshäufigkeiten reduzieren sich (bis um den Faktor 5 je nach Komponente), da zahlreiche Komponenten, wie die Speisewasserpumpen und die Kühlmittel-Umwälzpumpen, nicht betrieben werden.
- Die Zahl der Zündquellen im Drywell wurde in den Betriebszustandsgruppen 2, 3 und 4 erhöht, da Wartungsarbeiten im (offenen) Drywell durchgeführt werden.

Ausgehend von den in der Brandanalyse für den Betriebszustand Volllast identifizierten 349 Anlagenbereichen wurden vom KKL die Anlagenbereiche bestimmt, in denen ein Brand die im internen PSA-Modell berücksichtigten Ereignisse auslösen kann. Der Risikobeitrag von Bränden, die zu einer Fehlanregung der Druckentlastungsventile führen kann, wurde unter Berücksichtigung der Brandeintrittshäufigkeit in den entsprechenden Anlagenbereichen, der Absicherung der Druckentlastungsfunktion gegen Fehlauflösung und der Dauer der Betriebszustände in denen eine fehlerhaft ausgelöste Druckentlastung den Betrieb beeinflusst, als vernachlässigbar eingeschätzt.

Die weiteren Analyseschritte wurden vom KKL weitgehend entsprechend den in der Brandanalyse für den Betriebszustand Volllast dargestellten Analyseschritten durchgeführt. Der brandbedingte FDF-Beitrag der identifizierten Brandszenarien wurde anhand der Brandeintrittshäufigkeiten, mehrerer Reduktionsfaktoren, der auf das Jahr bezogenen Dauer der Betriebszustände und der szenariospezifischen Brandauswirkungen ermittelt. Mit den Reduktionsfaktoren wurden die Wahrscheinlichkeiten für

- den Ausfall der manuellen oder automatischen Brandlöschung;
- die gleichzeitige Auslösung eines Ereignisses und eine Beschädigung wichtiger Komponenten; und
- eine brandbedingte Fehlanregung von Armaturen im RHR-System, die zu einer Entleerung des Reaktorkühlkreises in das Kondensationsbecken führen können

abgeschätzt. Die Reduktionsfaktoren für die Abschätzung der Ausfallwahrscheinlichkeit der Brandlöschung basieren auf Erkenntnissen aus der Brandanalyse für den Betriebszustand Volllast. Die anderen Reduktionsfaktoren wurden aus ingenieurtechnischen Abschätzungen hergeleitet.

Die durch anlageninterne Brände bedingte FDF wird in der LPSA2006 Brandanalyse mit  $4,1 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr ausgewiesen. Dominierend sind hierbei die Betriebszustandsgruppen 3 (mit ca. 69,8 %) und 4

---

<sup>157</sup> NUREG/CR-6850 Final Report, September 2005, "EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear Power Plants", Volume 2

(mit 28,8 %) im Stillstand. Brände im Reaktorhilfsanlagengebäude (ZC1) tragen mit ca. 54 % und Brände im Betriebsgebäude (ZE1) mit ca. 36 % massgeblich bei. Folgende Anlagenbereiche haben die höchste brandschutztechnische Bedeutung (Anteil an der brandbedingten FDF > 4 %):

ZE20R410	Kommandoraum	(22,1 % Beitrag zur Brand-FDF)
ZC16R111	Schaltanlagenraum Div 11	(22,0 % Beitrag zur Brand-FDF)
ZC16R116	Schaltanlagenraum Div 21	(14,3 % Beitrag zur Brand-FDF)
ZE12R109	Gleichstromversorgung Div 20	(8,7 % Beitrag zur Brand-FDF)
ZC04R116	Zwischenkühlwassersystem B	(4,3 % Beitrag zur Brand-FDF)
ZC04R111	Zwischenkühlwassersystem A	(4,2 % Beitrag zur Brand-FDF)

Aus Sicht vom KKL zeigen die Ergebnisse ein ausgewogenes Verhältnis der FDF-Beiträge der einzelnen Brandszenarien auf.

### Beurteilung der HSK

Die Bewertung der im Rahmen der LPSA2006 durchgeführten Brandanalyse für die Betriebszustände Schwachlast und Stillstand konzentriert sich vornehmlich auf die gegenüber der Brandanalyse für den Betriebszustand Volllast dargelegten stillstandspezifischen Änderungen und Ergänzungen.

Die Einschränkung der Brandanalyse in der LPSA2006 auf die Betriebszustände während des Stillstands erachtet die HSK als gerechtfertigt, da aufgrund der geringen Dauer der Betriebszustände während Schwachlast ein vernachlässigbarer FDF-Beitrag zu erwarten ist.

In der Brandanalyse für Stillstand sind zahlreiche in der Brandanalyse für Volllast berücksichtigte Anlagenbereiche von der weiteren Analyse ausgeschlossen worden. Es handelt sich hierbei insbesondere um Bereiche des Maschinenhauses und des SEHR-Bunkers, in denen zahlreiche Systeme während der Revisionsarbeiten freigeschaltet sind und damit ein brandbedingter Ausfall keinen direkten Einfluss auf das Anlagenverhalten hat. Aus Sicht der HSK sind die wesentlichen, das Brandrisiko bestimmenden Anlagenbereiche erfasst.

Die Anpassung der Brandeintrittshäufigkeiten spiegelt die besonderen Bedingungen im Stillstand plausibel wieder. Insbesondere die Brandeintrittshäufigkeiten im Maschinenhaus wurden gegenüber der Auswertung der Stillstandserfahrung in amerikanischen Kernkraftwerken aufgrund KKL-spezifischer Brandereignisse während der Revision deutlich erhöht. Hieraus resultiert aber keine Risikohöherung, da die Auswirkungen von Bränden im Maschinenhaus auf die Anlagensicherheit im Stillstand gering sind.

Im Gegensatz zur Brandanalyse für Volllast wurden für alle Brandszenarien die vorhandenen Brandschutzmassnahmen bei der Bestimmung der FDF-Beiträge berücksichtigt. Allerdings basiert die Abschätzung der einzelnen verwendeten Reduktionsfaktoren auf nur schwer nachvollziehbaren Annahmen. Das Produkt dieser Reduktionsfaktoren stellt aber aus Sicht der HSK eine annähernd realistische Abschätzung der Ausfallwahrscheinlichkeit für die Brandschutzmassnahmen im KKL dar. Gänzlich nicht analysiert wurden die Auswirkungen von Bränden auf benachbarte Anlagenbereiche. Da der für die Brandanalyse für Volllast festgestellte Verbesserungsbedarf weitgehend auf die Brandanalyse für Stillstand übertragbar ist, leitet die HSK keine weiteren Forderungen ab.

Im Vergleich zur Brandanalyse für Volllast liefern Brände im Containment während des Stillstands einen deutlich geringeren Risikobeitrag. Dieser Unterschied ist vornehmlich darauf zurückzuführen, dass die Brandeintrittshäufigkeiten im Containment insgesamt gesehen geringer sind und eine brand-

bedingte Fehlanregung der Druckentlastungsventile aufgrund der Absicherung der Druckentlastungsfunktion als sehr unwahrscheinlich angenommen werden kann. Des Weiteren hat ein Brand im Hauptkommandoraum während Stillstand einen deutlich höheren prozentualen Risikobeitrag als während Volllast. Dies ist dadurch bedingt, dass eine deutlich höhere Ausfallwahrscheinlichkeit für die Brandschutzmassnahmen im Hauptkommandoraum angenommen wurde. Der Ansatz für die Ermittlung der Ausfallwahrscheinlichkeit in der Brandanalyse für Volllast wurde von der HSK bemängelt (s. Kapitel 8.2.5.2).

#### **8.4.6.2 Interne Überflutung**

Die im PSA-Modell für interne Ereignisse definierten Betriebszustände wurden für die Durchführung der LPSA2006-Überflutungsanalyse zu vier Betriebszustandsgruppen während des Stillstands zusammengefasst (s. Kapitel 8.4.6.1). Des Weiteren wurden die für den Volllastbetrieb ermittelten Überflutungshäufigkeiten pro Jahr auf Basis einer Auswertung der anlagenspezifischen Betriebserfahrung (2 Überflutungsereignisse ausgelöst durch Wartungsarbeiten) für die als relevant identifizierten Gebäude mit Ausnahme des Maschinenhauses um den Faktor 2 erhöht und entsprechend der Dauer der einzelnen Betriebszustände angepasst.

Zusätzlich zu den in der Überflutungsanalyse für den Volllastbetrieb identifizierten 44 Flutszenarien wurden weitere Flutszenarien im Brennelement-Lagergebäude berücksichtigt. Die Analyse der überflutungsbedingten Auswirkungen erfolgte entsprechend der Vorgehensweise in der Überflutungsanalyse für Volllast. Bei der Ermittlung der FDF-Beiträge der identifizierten Flutszenarien wurde hingegen eine Wahrscheinlichkeit für die Erkennung und Absperrung von Leckagen berücksichtigt, sofern eine geeignete Instrumentierung vorhanden ist. Als Basis für die Abschätzung der Wahrscheinlichkeit wurde ein zur Verfügung stehendes Zeitfenster von 30 Minuten unterstellt.

Die durch anlageninterne Überflutungen bedingte FDF wird in der LPSA2006 mit  $5,7 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr ausgewiesen. Dominierend sind hierbei die Betriebszustandsgruppen 3 (mit 85,6 %) und 4 (mit 14,4 %). Flutszenarien im Reaktorhilfsanlagengebäude haben einen dominierenden Einfluss.

#### **Beurteilung der HSK**

Die Bewertung der im Rahmen der LPSA2006 durchgeführten Überflutungsanalyse für die Betriebszustände Schwachlast und Stillstand konzentriert sich vornehmlich auf die gegenüber der Überflutungsanalyse für den Betriebszustand Volllast dargelegten stillstandsspezifischen Änderungen und Ergänzungen.

Die Einschränkung der Überflutungsanalyse in der LPSA2006 auf die Betriebszustände während des Stillstands erachtet die HSK als gerechtfertigt, da aufgrund der geringen Dauer der Betriebszustände während Schwachlast ein vernachlässigbarer FDF-Beitrag zu erwarten ist.

In der Überflutungsanalyse für Stillstand sind einige in der Überflutungsanalyse für Volllast berücksichtigte Anlagenbereiche von der weiteren Analyse ausgeschlossen worden. Es handelt sich hierbei insbesondere um den SEHR-Bunker, in dem die Systeme während des Stillstands überwiegend freigeschaltet (nicht betriebsbereit) sind und damit ein überflutungsbedingter Ausfall keinen direkten Einfluss auf das Anlagenverhalten hat. Aus Sicht der HSK sind die wesentlichen, das Überflutungsrisiko bestimmenden Anlagenbereiche erfasst.

Bezüglich der Detailanalyse von Überflutungsszenarien während des Stillstands besteht aus Sicht der HSK insbesondere noch folgender Verbesserungsbedarf:

- Die Ausfallwahrscheinlichkeit für die Erkennung und Absperrung der Leckagen ist nicht situationsspezifisch bestimmt.
- Der Einfluss der Aufhebung von Überflutungsbarrieren während des Stillstands wurde nicht diskutiert.
- Die Abschätzung des FDF-Beitrags eines Leitungsbruches im RHR-System ausserhalb des Containments während des RHR-Nachkühlbetriebs ist unter Zugrundlegen der Ergebnisse der Analyse der Auswirkungen nicht nachvollziehbar.

Die hier genannten Punkte sind in die Aktionsliste aufgenommen worden.

Der im Vergleich zur Überflutungsanalyse für Vollast dominierende, relative Risikobeitrag von Flut-szenarien im Hilfsanlagegebäude ist darin begründet, dass die für den im Stillstand wesentlichen RHR-Nachkühlbetrieb erforderlichen Systeme und Leitungen im Hilfsanlagegebäude untergebracht sind und ein Leitungsbruch im RHR-System bei Versagen der Absperrung zu einem kontinuierlichen Kühlmittelaustrag ausserhalb des Containments führt. Allerdings ist ein derartiger Leitungsbruch als sehr unwahrscheinlich zu beurteilen, da diese Leitungen hohe Qualitätsanforderungen erfüllen und keinen hohen Drücken ausgesetzt sind. Der in der Überflutungsanalyse für Stillstand ausgewiesene absolute FDF-Beitrag bestätigt aus Sicht der HSK, dass durch die weitgehende Unterteilung der sicherheitsrelevanten Gebäude in mehrere überflutungssichere Bereiche die Trennung von Sicherheits- und zugehörigen Hilfssystemen systematisch umgesetzt wurde.

## **8.4.7 Externe systemübergreifende Ereignisse**

### **8.4.7.1 Erdbeben**

Die seismisch bedingte Brennstoffschadenshäufigkeit wurde mit dem integralen Modell der LPSA2006 bestimmt. Dabei wurden die in der Vollaststudie für 10 Erschütterungsklassen definierten auslösenden Ereignisse für die Betriebszustände POS1 bis POS13 quantifiziert. Die in der Stillstandsstudie verwendeten Erdbebenhäufigkeiten und seismisch bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten entsprechen den in der Vollaststudie abgeschätzten Angaben. Die in der LPSA2006 ausgewiesene seismische Brennstoffschadenshäufigkeit beträgt  $3,0 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr und entspricht einem Anteil von 23 %.

### **Beurteilung der HSK**

Da sich die Erdbebenanalysen der LPSA2006 für Vollast- und Stillstandbetrieb in hohem Masse entsprechen, gelten die Beurteilung der HSK zu der Vollaststudie und die daraus abgeleitete Forderung auch für die Stillstandsstudie.

### **8.4.7.2 Extreme Winde und Tornados**

Die durch extreme Winde und Tornados bedingte Brennstoffschadenshäufigkeit wurde mit dem integralen Modell der LPSA2006 bestimmt, indem die drei in der Vollaststudie modellierten auslösenden Ereignisse, WIND01, WIND02 und WIND03, für die Betriebszustände POS1 bis POS13 quantifiziert wurden. Insgesamt ergab die Analyse eine Brennstoffschadenshäufigkeit von  $1,21 \cdot 10^{-8}$  pro Jahr. Die Einzelanteile der extremen Winde und der Tornados liegen bei 83 % bzw. 17 %. Die dominante Sequenz ist, wie bereits in der Vollaststudie, ein durch einen Wind der Kategorie WIND01 verursachter Verlust der externen Stromversorgung und der Notstromdiesel, kombiniert mit einem windunab-

hängigen, auf eine gemeinsame Ursache zurückzuführenden Ausfall der restlichen Dieselgeneratoren.

### **Beurteilung der HSK**

Die für extreme Winde und Tornados zu den Betriebszuständen Schwachlast und Stillstand durchgeführte Risikoanalyse baut nahezu gänzlich auf den entsprechenden Untersuchungen für Volllastbetrieb auf. Als Folge davon trifft die Beurteilung der Volllaststudie durch die HSK auch auf die Schwachlast- und Stillstandsstudie zu. Darüber hinaus ist die Schwachlast- und Stillstandsstudie nicht explizit dokumentiert. Insbesondere fehlt eine Diskussion der ereignisspezifischen risikotechnischen Bedeutung der Anlagenkonfigurationen im Stillstand. Der erwähnte Verbesserungsbedarf wird in die Aktionsliste übernommen.

#### **8.4.7.3 Externe Überflutung**

Die durch externe Überflutung bedingte Brennstoffschadenshäufigkeit wurde mit dem integralen Modell der LPSA2006 bestimmt, indem das einzige in der Volllaststudie modellierte überflutungsbezogene auslösende Ereignis, Bruch des Stauwehrs Albruck-Dogern und damit verbundener Verlust der Stauhaltung am Anlagenstandort, für die Betriebszustände POS1 bis POS13 quantifiziert wurde. Damit entsprechen die überflutungsspezifischen Annahmen der Stillstandsstudie, wie z. B. die Versagenhäufigkeit des Stauwehrs Albruck-Dogern, jenen der Volllaststudie und die Risikobeiträge durch die weiteren überflutungsbezogenen Ereignisse, Anstieg des Rheinpegels durch Niederschlag, Schneeschmelze oder Talsperrenbrüche sowie Starkniederschlag im Bereich des Anlagenstandortes, sind wiederum vernachlässigt. Für den Bruch des Stauwehrs Albruck-Dogern wurde eine Brennstoffschadenshäufigkeit von deutlich unter  $10^{-10}$  pro Jahr berechnet.

### **Beurteilung der HSK**

Aufgrund der weitgehenden Übereinstimmung der beiden Studien gilt die gesamthafte Beurteilung der Volllaststudie, als eine insgesamt plausible Analyse, auch für die Stillstandsstudie. Zusätzlichen Verbesserungsbedarf hat die Stillstandsstudie in Bezug auf die nahezu gänzlich fehlende Dokumentation. Dieser Punkt wird in die Aktionsliste übernommen.

#### **8.4.7.4 Unfallbedingter Flugzeugabsturz**

Die Analyse zum Flugzeugabsturz bei Stillstand und Schwachlast wird in der LPSA2006 nicht explizit dokumentiert. Die Methodik zur Bestimmung von Absturzhäufigkeiten und Gebäudeversagenswahrscheinlichkeiten entspricht der Vorgehensweise für Volllast (s. Kapitel 8.2.6.5). In den Ereignisablaufanalysen von Flugzeugabstürzen während Stillstand wurde das Modell für „Totalverlust der externen Stromversorgung“ (Total Loss of Offsite Power, TLOOP) verwendet.

Die mittlere Kernschadenshäufigkeit aufgrund von unfallbedingten Flugzeugabstürzen während Stillstand und Schwachlast beträgt  $5,66 \cdot 10^{-10}$  pro Jahr.

### **Beurteilung der HSK**

Da die Analyse zum Flugzeugabsturz in der LPSA2006 auf derjenigen der Volllaststudie basiert, entspricht auch die HSK-Beurteilung der Beurteilung im Kapitel 8.2.

### 8.4.8 Ergebnisse der Stufe-1-Stillstand-PSA

Die gesamte in der LPSA2006 ermittelte Brennstoffschadenshäufigkeit (Fuel Damage Frequency, FDF) für die Betriebszustände POS1 bis POS13 beträgt gemäss KKL  $1,33 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr mit folgenden Beiträgen (Tab. 8-12):

Ereigniskategorie	FDF [1/Jahr]	Anteil
KMV	$3,34 \cdot 10^{-8}$	2,5 %
Transienten	$5,92 \cdot 10^{-9}$	0,4 %
<b>Total interne Ereignisse</b>	<b><math>3,94 \cdot 10^{-8}</math></b>	<b>2,9 %</b>
Brand	$4,07 \cdot 10^{-7}$	30,6 %
Interne Überflutung	$5,71 \cdot 10^{-7}$	42,9 %
<b>Total interne systemübergreifende Ereignisse</b>	<b><math>9,78 \cdot 10^{-7}</math></b>	<b>73,5 %</b>
Erdbeben	$3,01 \cdot 10^{-7}$	22,6 %
Extreme Winde und Tornados	$1,21 \cdot 10^{-8}$	0,9 %
Externe Überflutung <sup>(a)</sup>	$1,96 \cdot 10^{-13}$	0,0 %
Flugzeugabsturz	$5,66 \cdot 10^{-10}$	0,0 %
<b>Total externe Ereignisse</b>	<b><math>3,14 \cdot 10^{-7}</math></b>	<b>23,5 %</b>
<b>Total</b>	<b><math>1,33 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>100 %</b>

<sup>(a)</sup> Beitrag aus überflutungsbedingtem Verlust der Stauhaltung am Standort KKL

Tab. 8-12: FDF für verschiedene auslösende Ereignisse

Wesentliche Beiträge zur totalen FDF liefern interne Überflutung (43 %), Brand (31 %) und Erdbeben (23 %).

Tab. 8-13 zeigt die in der LPSA2006 ermittelten Risikobeiträge der einzelnen Betriebszustände. Die Zusammenstellung spiegelt wider, dass in der Analyse interner systemübergreifender Ereignisse (Brand, interne Überflutung) einzelne Betriebszustände in Gruppen zusammengefasst wurden. Unfälle in den Zuständen kurz vor (POS6) und nach (POS8) Brennelementwechsel liefern mit 69 % den Hauptbeitrag zum Gesamtrisiko während des Nichtleistungsbetriebs. Der zweitgrösste Beitrag (17 %) entsteht durch den Brennelementwechsel selber (POS7).

Die gesamthaft durchgeführte Unsicherheitsanalyse der LPSA2006 beschränkt sich auf interne und externe Ereignisse sowie auf einzelne Betriebszustände. Für diese Ereignisse wird z. B. aufgrund der Unsicherheitsanalyse für POS7 ein Mittelwert von  $3,04 \cdot 10^{-8}$  und ein 5 %-Fraktile von  $8,85 \cdot 10^{-10}$  sowie ein 95 %-Fraktile von  $1,09 \cdot 10^{-7}$  ausgewiesen.

Das für interne und externe Ereignisse ermittelte Profil der momentanen FDF zeigt leichte Spitzen des Risikos pro Zeiteinheit in den Phasen kurz vor (POS5 und POS6) und nach (POS8) dem Brennelementwechsel.

Auf der Grundlage der Resultate werden vom KKL keine Schlüsse in Bezug auf signifikante Schwächen der Anlage gezogen.

### Beurteilung der HSK

Die LPSA2006 für Nichtvolllast berücksichtigt in der Analyse sämtliche für den Stillstandsbetrieb charakteristischen und risikorelevanten Randbedingungen, wie z. B. die Variabilität der Anlagenkonfiguration, die gleichzeitige Unverfügbarkeit unterschiedlicher Systeme während verschiedener Still-

standsphasen, die Überbrückung der automatischen Aktivierung von Sicherheitssystemen oder Ope-  
rateurandlungen zur Wiederherstellung ausgefallener Systemfunktionen. Das Spektrum der berück-  
sichtigten auslösenden Ereignisse ist umfassend und der Detaillierungsgrad der Modellierung akzep-  
tabel.

Die HSK-Überprüfung identifizierte jedoch trotz der erwähnten positiven Punkte einen erheblichen  
Verbesserungsbedarf in verschiedenen Bereichen der LPSA2006 für den Nichtleistungsbetrieb. Die  
Aussagekraft der Studie – z. B. bezüglich der Ausgewogenheit des Risikoprofils – ist beschränkt. Ei-  
ne Überarbeitung ist daher notwendig (s. hierzu die vorangehenden Kapitel).

Die gesamthaft durchgeführte Unsicherheitsanalyse in der LPSA2006 ist nur begrenzt aussage-  
kräftig, weil sie lediglich interne und externe Ereignisse umfasst, und weil sie nur für einzelne POS  
durchgeführt wurde. Auch die Importanzanalyse wurde nur punktuell für einzelne Gruppen aus-  
lösender Ereignisse und einzelne POS durchgeführt, sodass keine Aussage zur gesamthaften Impor-  
tanz von Komponenten, Systemen, etc. möglich ist. Dieser Verbesserungsbedarf wurde in die Akti-  
onsliste aufgenommen.

POS	Beschreibung	Dauer [Stunden/Jahr]	FDF-Beitrag [1/Jahr]			
			Interne Ereignisse	Externe Ereignisse	Interne system- übergreifende Er- eignisse	Total (Anteil)
1	Reaktor in Betrieb, Leistung <25 %, RDB geschlossen	15	$6,37 \cdot 10^{-10}$	$7,22 \cdot 10^{-9}$	-	$7,86 \cdot 10^{-9}$ (0,6 %)
2	Heiss abgestellt, NWA mit Hauptkondensator, >9,3 bar, RDB geschlossen	20	$8,23 \cdot 10^{-10}$	$9,54 \cdot 10^{-9}$	-	$1,04 \cdot 10^{-8}$ (0,8 %)
3	Heiss abgestellt, RHR-Dampfkondensation, RDB geschlossen	4,5	$3,79 \cdot 10^{-10}$	$2,65 \cdot 10^{-9}$	-	$3,03 \cdot 10^{-9}$ (0,2 %)
4, 5, 9, 10	RHR-Nachkühlbetrieb oder Dichtheitsprüfung des Primärkreises, RDB geschlossen	146,5	$3,03 \cdot 10^{-9}$	$1,22 \cdot 10^{-7}$	$5,70 \cdot 10^{-9}$	$1,70 \cdot 10^{-7}$ (9,7 %)
6, 8	RHR-Nachkühlbetrieb, RDB geöffnet	88	$2,23 \cdot 10^{-9}$	$1,49 \cdot 10^{-7}$	$7,73 \cdot 10^{-7}$	$9,24 \cdot 10^{-7}$ (69,0 %)
7	RHR-Nachkühlbetrieb, Brennelementwechsel, RDB geöffnet	346	$3,03 \cdot 10^{-8}$	$7,65 \cdot 10^{-11}$	$1,99 \cdot 10^{-7}$	$2,30 \cdot 10^{-7}$ (17,2 %)
11	Aufheizen, NWA mit Hauptkondensator, <9,3 bar, >93°C, RDB geschlossen	11	$3,08 \cdot 10^{-10}$	$5,29 \cdot 10^{-9}$	-	$5,60 \cdot 10^{-9}$ (0,4 %)
12	Aufheizen, NWA mit Hauptkondensator, >9,3 bar, RDB geschlossen	39	$1,68 \cdot 10^{-9}$	$1,90 \cdot 10^{-8}$	-	$2,07 \cdot 10^{-8}$ (1,5 %)
13	Anfahren von 25 % bis Vollast, 71 bar, RDB geschlossen	14	$5,94 \cdot 10^{-10}$	$6,75 \cdot 10^{-9}$	-	$7,34 \cdot 10^{-9}$ (0,5 %)
<b>Total</b>	Schwachlast und Stillstand	684	$3,94 \cdot 10^{-8}$	$3,14 \cdot 10^{-7}$	$9,78 \cdot 10^{-7}$	<b><math>1,33 \cdot 10^{-6}</math></b> <b>(100 %)</b>

Tab. 8-13: FDF für verschiedene Betriebszustände und Gruppen auslösender Ereignisse

## 8.5 Zusammenfassende Bewertung

Basierend auf den Resultaten der vom KKL eingereichten PSA (LPSA2006) und den Resultaten der HSK-Überprüfung kann zusammenfassend folgende Schlussfolgerung gezogen werden.

### Stufe-1-PSA

Die Stufe-1-PSA der LPSA2006 weist für den Vollastbetrieb eine im internationalen Vergleich sehr niedrige Kernschadenshäufigkeit ( $3,9 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr) aus. Es wurden keine signifikanten Anlagenschwächen identifiziert. Hauptbeiträge zur Kernschadenshäufigkeit liefern schwere Erdbeben (55 %) sowie interne Brände (19 %). Die LPSA2006-Resultate zeigen im Hinblick auf die Systemfunktionen, dass Ausfälle von Komponenten der Notstromversorgung und des RCIC-Systems an der Mehrzahl der dominanten Unfallabläufe beteiligt sind. In diesem Zusammenhang begrüsst die HSK die vom KKL geplanten Massnahmen zur Bereitstellung eines mobilen Notstromdieselaggregats (als AM-Massnahme) sowie zur Überprüfung des Testintervalls und der Instandhaltungsstrategie des RCIC-Systems.

Die HSK identifizierte eine Reihe von Verbesserungspunkten zur LPSA2006. Im Bereich Erdbeben-PSA ist insbesondere die Fragilityanalyse zu überarbeiten (s. Forderung 8.2.6-1). Ferner ergab die Überprüfung der Stufe-1-PSA, dass die Herleitung der Erfolgskriterien nicht nachvollziehbar dokumentiert ist und dass es sinnvoll ist, einige Störfallvorschriften, welche die in der PSA berücksichtigten Operateurhandlungen unterstützen, auf Verbesserungen hin zu untersuchen. Diese und weitere Verbesserungspunkte, deren Inhalte in dieser Stellungnahme zusammenfassend dargelegt sind, wurden in eine sogenannte Aktionsliste aufgenommen. Die Umsetzung dieser Verbesserungspunkte ist Gegenstand der Forderung 8.5-1.

Trotz des identifizierten Verbesserungsbedarfs betrachtet die HSK die Abschätzung der Kernschadenshäufigkeit aufgrund eigener Analysen und der hochredundanten Auslegung des KKL als plausibel. Das von der IAEA für bestehende Anlagen empfohlene probabilistische Sicherheitsziel einer Kernschadenshäufigkeit von unter  $10^{-4}$  pro Jahr wird deutlich unterschritten. Das Risiko eines Kernschadens ist auch geringer als der von der IAEA empfohlene (und ebenfalls in der Kernenergieverordnung festgehaltene) Wert von  $10^{-5}$  pro Jahr für ein neues Kernkraftwerk. Ferner kann das Risikoprofil bezüglich der auslösenden Ereigniskategorien gemäss der kürzlich veröffentlichten Richtlinie HSK-A06 als ausgewogen bezeichnet werden.

Die vom KKL eingereichte PSA für Schwachlast und Stillstand stellt trotz des von der HSK identifizierten Verbesserungsbedarfs einen klaren Fortschritt gegenüber der Vorgängerstudie dar. Zu der ausgewiesenen Brennstoffschadenshäufigkeit ( $1,3 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr) liefern interne Brände und Überflutungen die Hauptbeiträge. Die Resultate sind jedoch aus Sicht der HSK mit Vorbehalt zu betrachten, da Teile der Studie zu überarbeiten sind. Diese Überarbeitung, die ebenfalls durch die nachfolgende Forderung 8.5-1 erfasst ist, betrifft insbesondere die vollständige Berücksichtigung werkspezifischer Daten zur Ermittlung von Unverfügbarkeiten aufgrund Instandhaltungen, die Dokumentation der HRA sowie die Beseitigung zahlreicher Unstimmigkeiten bei der System- und Unfallablaufanalyse.

**Forderung 8.5-1**

*Der in der PSA-Aktionsliste festgehaltene Verbesserungsbedarf ist wie folgt umzusetzen:*

- a) *Die Analyse der Stör- und Notfallvorschriften ist der HSK bis 31. Dezember 2009 einzureichen.*
- b) *Für die in der Aktionsliste explizit genannten Fragestellungen zu den Erfolgskriterien als Grundlage zur Modellierung der Unfallabläufe sind die entsprechenden Analysen der HSK bis 31. Dezember 2009 einzureichen. Die vollständig überarbeiteten Analysen der Erfolgskriterien für die Unfallablaufanalysen sind der HSK bis 31. Dezember 2010 einzureichen.*
- c) *Bis 31. Dezember 2011 sind sämtliche in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation der HSK einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt kurz darzulegen, wie dieser im neuen Modell bzw. in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde. Diese Darlegung ist anlässlich von Fachgesprächen gemäss Arbeitsfortschritt und abschliessend spätestens bis 31. Dezember 2011 schriftlich festzuhalten.*

**Stufe-2-PSA**

Die eingereichte Stufe-2-PSA der LPSA2006 bezieht sich auf den Leistungsbetrieb der Anlage. Die durchgeführte Analyse entspricht aus Sicht der HSK dem Stand der Technik und die Resultate der Studie werden als plausibel betrachtet. Nach der Überarbeitung der Stufe-1-PSA ist die Schnittstelle zwischen der Stufe-1 und der Stufe-2-PSA zu aktualisieren (s. Forderung 8.3.1-1). Für frühe, grosse Freisetzungen wurde eine Häufigkeit (LERF) von  $2,6 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr berechnet. Das Risiko wird durch schwere Erdbeben – die bereits zum Zeitpunkt des Kernschadens zu einem Containmentbypass führen – dominiert. Das von der IAEA für bestehende Anlagen empfohlene probabilistische Sicherheitsziel einer LERF von unter  $10^{-5}$  pro Jahr wird ungeachtet dessen klar eingehalten. Die LERF liegt jedoch über dem von der IAEA empfohlenem Wert von  $10^{-6}$  pro Jahr für ein neues Kernkraftwerk. Die Richtlinie HSK-A06 fordert für bestehende Anlagen, dass das Freisetzungsrisiko kleiner als  $10^{-6}$  pro Jahr ist, sofern dies mit angemessenem Aufwand erreichbar ist. Die HSK fordert deshalb vom KKL, eine mögliche Verbesserung des Containmentabschlusses zu untersuchen (s. Forderung 8.3.5-1).

Da die Stufe-2-PSA LPSA2006 gegenwärtig auf den Volllastbetrieb beschränkt ist, ist die im Anhang 3 der Kernenergieverordnung geforderte quantitative Bewertung des Risikos einer Freisetzung radioaktiver Stoffe in gefährdendem Umfang für alle massgeblichen Betriebszustände bisher vom KKL nicht vollumfänglich umgesetzt. Es fehlt die Erweiterung des Analyseumfangs der Stufe-2-PSA auf den Nichtleistungsbetrieb. Daraus leitet die HSK nachfolgende Forderung ab.

**Forderung 8.5-2**

*Es ist vom KKL bis 30. Juni 2012 eine Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb zu entwickeln.*

## 9 Notfallschutz

Das 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 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 erhöhte Radioaktivität aus der Anlage austritt.

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.

Nachstehend wird nur der anlageninterne Notfallschutz bewertet, da der anlagenexterne Notfallschutz den zuständigen Stellen des Bundes und der Kantone obliegt.

### 9.1 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 Handlungsvorgaben in Form einer Notfalldokumentation, werden die Aufgaben des Notfallschutzes wahrgenommen. Dazu stehen ihr geeignete Einrichtungen zur Verfügung.

#### Angaben des KKL

Für die Sicherstellung der Notfallbereitschaft ist der Kraftwerksleiter verantwortlich. Im Bewertungszeitraum hat dieser einen Beauftragten für die Notfallvorsorge ernannt, der Massnahmen zur Erreichung und zum Erhalt der Notfallbereitschaft plant und durchführt. Er steht dafür in Kontakt mit den Aufsichtsbehörden von Bund und Kanton. Mit der interdisziplinär zusammengestellten permanenten Arbeitsgruppe Notfallvorsorge (ANO) stellt das KKL zudem intern ein koordiniertes Vorgehen auf dem Gebiet des Notfallschutzes sicher. Eine permanente GSKL-Arbeitsgruppe für den Erfahrungsaustausch zwischen den schweizerischen Kernkraftwerken arbeitet gemeinsame Führungsgrundlagen aus.

Ziel der Notfallvorsorge im KKL ist es, über eine Notfallorganisation (NFO) zu verfügen, die eine erfolgreiche Bewältigung aller für das KKL massgeblichen Notfallsituationen gewährleistet. Sie soll die Anforderungen des nationalen Regelwerks erfüllen und den für Kernkraftwerke international existierenden Standards sowie Erfahrungen auf dem Gebiet der Notfallvorsorge entsprechen.

Die KKL-Notfallorganisation besteht aus der Notfalleitung mit Notfallstab, den Notfallgruppen und Einsatzelementen der Sektionen. Für die Beherrschung von Stör- und Unfällen arbeitet die Notfallorganisation anhand klarer, in einer Notfalldokumentation festgehaltenen Vorgaben. Es werden ereignis-, symptom- und schutzzielorientierte Vorschriften eingesetzt.

Das Verhalten des Personals bei Notfällen, die Festlegung der Notfallarten sowie Aufgaben, Verantwortlichkeiten und Kompetenzen im Notfall sind im Notfallreglement festgelegt, das aus folgenden Elementen besteht:

- Konzept Notfallmanagement;
- 11 Notfallvorschriften (NFA);
- Teilprozess Notfallbekämpfung;
- Organigramm der NFO;
- Pflichtenhefte der Elemente der NFO; und
- Anweisungen zum Notfallmanagement.

Zusätzlich stehen folgende Dokumente zur Verfügung:

- Gesamtanlagenfahrvorschriften (GFV);
- Störfallvorschriften (SFA), einschliesslich eines SFA-Ordner für AM-Massnahmen (SAMG);
- technische Spezifikation (TSL); und
- KKL Vorschriften.

Unmittelbar wichtige Informationen und Anweisungen für Pikettingenieure (PI) und Stabsmitglieder sind in einem handlichen Stabs- und PI-Behelf zusammengefasst.

Neben der Ausbildung von lizenziertem Personal, Betriebsschichten und Pikettingenieuren erfolgen auch periodische Ausbildungen der Mitglieder von Notfallstab und Notfallgruppen. Seit 1999 wird die Ausbildung der Mitglieder der NFO in einem Jahresbericht zusammengefasst.

Die im Notfall werksintern zu treffenden Massnahmen wurden aufgrund der Erfahrungen aus Notfallübungen und dem 2003 im Rahmen des TQM neu eingeführten Geschäftsprozess M05 „Notfallmanagement“ aktualisiert und neu strukturiert. Die Alarmierungsmittel zum Aufgebot der NFO und die Kommunikationsmittel der NFO werden periodisch überprüft. Im Jahre 2006 hat das KKL einen Notfallarbeitsraum für den Sektionsleiter Betrieb, die Pikettingenieure und die Notfallunterstützungsgruppe eingerichtet.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Art. 94 - 100 StSV

Art. 24, 28, 30, 33, 41 und Anhang 3 KEV

Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen<sup>158</sup>

IAEA Safety Standard GS-R-2<sup>159</sup>

### **Beurteilung der HSK**

Mit der Einführung des einheitlichen GSKL-Führungsmodells für die Beherrschung von Notfällen im Jahr 2001 und dem gegenseitigen Austausch von Übungsbeobachtern bei Notfallübungen in den schweizerischen Kernkraftwerken wurde der Erfahrungsaustausch im Notfallschutz verbessert.

<sup>158</sup> Herausgeber: Eidgenössische Kommission für ABC-Schutz, KomABC, 2006

<sup>159</sup> IAEA Safety Standard GS-R-2, Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency (2002)

Die Notfallunterlagen im KKL wurden mit der Einführung des TQM-Systems im 2003 neu strukturiert. Redundante Informationen wurden eliminiert und für alle im Organigramm der NFO aufgeführten Stellen wurde ein Pflichtenheft erstellt. Die Notfallvorschriften wurden 2004 erweitert und neue Severe Accident Management Guidelines (SAMG) eingeführt und validiert. Damit wurde der Notfallschutz auf auslegungsüberschreitende Ereignisse ausgeweitet. Das KKL besitzt aus Sicht der HSK seit Ende 2005 ein umfassendes, dem Stand der Technik entsprechendes Vorschriftenwerk, um bei Störfällen die vorgegebenen Schutzziele wirksam erfüllen zu können.

Das KKL verfügt über eine Notfallorganisation, die bei Eintritt einer Anlagenstörung anhand von eindeutig festgelegten Kriterien aufgebildet wird, wobei der Pikettingenieur auch die Kompetenz hat, die Notfallorganisation oder Teile davon präventiv aufzubieten. Anhand der vorgegebenen Störfallanweisungen arbeiten Schicht, Pikettingenieur, Notfallstab und Notfallunterstützungsgruppen strukturiert zusammen. Die Verantwortlichkeiten und die Kriterien zur Übergabe der Verantwortlichkeiten sind festgelegt. Die Notfallorganisation wird als Stabsorganisation straff und auftragsorientiert geführt. Der Führungsrhythmus wird der Lage angepasst, um eine zeitgerechte und effiziente Bewältigung einer Notfallsituation zu gewährleisten.

Damit erfüllt die Notfallorganisation des KKL die Anforderungen des Konzepts für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen der KomABC und die des IAEA Safety Standards GS-R-2, 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.

## **9.2 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.

### **Angaben des KKL**

Mit Notfallübungen wird der Ausbildungsstand und Ausbildungsbedarf eruiert. Im Bewertungszeitraum hat das KKL 9 interne Notfallübungen, 10 Notfallübungen mit Beobachtung durch die Aufsichtsbehörden und 2 Alarmierungsnotfallübungen durchgeführt. Anlässlich einer internen Stabsnotfallübung in Anwesenheit der HSK im Jahre 2004 wurde die Anwendbarkeit der neu entwickelten Severe Accident Management Guidelines (SAMG) überprüft.

In der Beurteilungsperiode wurde jede Notfallart (Technischer Notfall, Brand, Personenunfall, Erdbeben, RABE-Auslösung, etc.) mindestens einmal geübt. Jede Notfallübung wurde systematisch ausgewertet und deren Ergebnisse für die Optimierung von Abläufen und für die Aus- und Weiterbildung der Mitglieder der NFO genutzt. Für alle im Berichtszeitraum durchgeführten und von der HSK oder von der Sektion Sicherheit (KE) des BFE beurteilten Notfallübungen wurden die Übungsziele im Wesentlichen erreicht.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Art. 95 und 101 StSV

Art. 30, 33, 38, Anhang 3 KEV

Art. 19 VBWK (SR 732.143.2)

Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen

Richtlinie HSK-B11<sup>160</sup>

IAEA Safety Standard NS-R-2<sup>161</sup>

### Beurteilung der HSK

Das KKL hat in der Beurteilungsperiode die gemäss der ehemaligen Richtlinie HSK-R-45 vorgesehenen Notfallübungen durchgeführt und überprüft, ob die dabei gesetzten Ziele erreicht wurden. Die Mitglieder der NFO werden periodisch geschult. Mit Notfallübungen wurde der Ausbildungsstand und Ausbildungsbedarf eruiert.

Bei den Notfallübungen wurden Verbesserungsmassnahmen in folgenden Bereichen identifiziert:

- zeitgerechte Alarmierung der HSK;
- Beachtung des Selbstschutzes von Strahlenschutzpersonal, Stosstrupps und Sanität bei Hilfs- und Rettungsaktionen;
- Vermeidung unrealistischer Simulationen als Übungsvorgabe zur Abschätzungen der Radiologie;
- Klärung der Rollen von beispielsweise Stabschef und Einsatzleiter im Notfallstab;
- Optimierung der Kommunikation zwischen Notfallstab und Wache zur Verbesserung der Zusammenarbeit z. B. durch ausgiebige Information über Erkenntnisse und Entscheidungen im Notfallstab;
- Ergänzungen und Präzisierungen von Notfallvorschriften und Checklisten z. B. zur Vermeidung von Unstimmigkeiten;
- Ergänzung der Ausrüstung der Notfallräume mit Plakaten z. B. für Präsenz- und Auftragskontrolle;
- Übertragung von Anlagenparametern des Simulators zur HSK.

Die identifizierten Verbesserungsmassnahmen wurden vom KKL mit Schulungen oder Anpassungen von Notfallvorschriften und Ausrüstungen systematisch bearbeitet. Die HSK hat die Umsetzung der Verbesserungsmassnahmen überwacht und bei nachfolgenden Notfallübungen einer Prüfung unterzogen.

Die HSK stuft die KKL-Notfallorganisation aufgrund ihrer Beobachtungen anlässlich von Notfallübungen gesamthaft als fähig ein, Notfallsituationen in der Anlage zu beherrschen. Damit erfüllt KKL die Anforderungen der Richtlinie HSK-B11 und des IAEA Safety Standards NS-R-2.

---

<sup>160</sup> Diese Richtlinie (November 2007) ersetzt die Richtlinie HSK-R-45

<sup>161</sup> IAEA Safety Standard NS-R-2, Safety of Nuclear Power Plants: Operation (2000)

### 9.3 Notfallmanagement bei Schweren Unfällen

Wie alle schweizerischen Kernkraftwerke verfügt auch das KKL über ein umfassendes System von Stör- und Notfallvorschriften, die primär für den Auslegungsbereich der Anlage vorgesehen sind, teilweise aber auch zur Begrenzung der Konsequenzen von auslegungsüberschreitenden Störfällen, eingeschlossen Kernschmelzunfälle, geeignet sind. Für das systematische Notfallmanagement dieser Störfälle ist jedoch der Einsatz speziell vorbereiteter technischer Entscheidungshilfen (engl. Severe Accident Management Guidance, SAMG) notwendig. SAMG erweitert das bestehende Vorschriftenwerk auf Unfälle mit einem stark beschädigten Kern. Dabei werden neueste Erkenntnisse aus der Forschung berücksichtigt. Die sicherheitstechnische Aufgabe von SAMG besteht in der Minimierung der Konsequenzen eines Kernschmelzunfalls. Innerhalb des gestaffelten Sicherheitskonzepts für Kernkraftwerke greifen die technischen Entscheidungshilfen als Massnahmen der vierten Ebene.

#### Angaben des KKL

Ursprünglich plante das KKL eine Anpassung der generischen „Boiling Water Reactors Owners' Group“ (BWROG-) SAMG an die KKL-spezifischen Verhältnisse, entschied sich dann jedoch nach einer anlagenspezifischen Bewertung der BWROG-SAMG für eine Eigenentwicklung. Die KKL-SAMG beziehen sich – wie auch die BWROG-SAMG – auf den Vollastbetrieb der Anlage. Das KKL arbeitet derzeit an einer Erweiterung der Guidance auf den Nichtleistungsbetrieb.

Im Zuge der SAMG-Entwicklung wurden die bereits bestehenden Störfallanweisungen (SFA) SFA-1704-01 bis 06 überarbeitet und dabei u. a. mit Ausstiegspunkten versehen, welche zur zentralen SAMG-Vorschrift SFA-1704-AM01 führen. Dieses Dokument enthält insbesondere die Anweisungen für das Containmentfluten. Mit Verwendung der SFA-1704-AM01 erfolgt der Übergang vom präventiven zum mitigativen Unfallmanagement, wobei der SAMG-Einstieg anlagentechnisch dadurch charakterisiert ist, dass im Vorfeld sämtliche Versuche, eine Kernkühlung zu gewährleisten, gescheitert sind. Der SAMG-Einstieg ist eines der Kriterien für das Aufgebot des KKL-Gesamtnotfallstabs. Die SFA-1704-AM01 befindet sich aus ergonomischen Gründen im selben Ordner wie die Vorschriften für weitere Accident-Management-Massnahmen (z. B. alternative Einspeisungen, Signalüberbrückungen, Containment-Druckentlastung etc.).

Bei der Entwicklung der KKL-SAMG wurden Erkenntnisse aus den generischen BWROG-SAMG, der werkspezifischen Stufe-2-PSA, sowie aus Simulatorschulungen und numerischen Simulationen mit der Computersoftware MELSIM berücksichtigt. Für die MELSIM-Simulation von Kernschmelzunfällen wurden die kompletten SFA-Ablaufschemas im Programm abgebildet und validiert.

Während der SAMG-Entwicklungsarbeiten konnten diverse Schwächen in den bis dato gültigen Vorschriften sowie beim Verständnis des Anlagenverhaltens bei einem Schweren Unfall identifiziert und auch behoben werden. Beispielsweise wurden potentielle Abgabepfade über nicht isolierte Entwässerungsleitungen erkannt, Probleme im Zusammenhang mit dem Druckausgleich beim Containmentfluten gelöst oder das Vorgehen bei der Reaktordruckentlastung bei Ausfall der Stromversorgung festgelegt.

Die Notfall-Infrastruktur konnte durch Einrichtung eines speziellen Notfallarbeitsraumes für die SAMG-Unterstützungsgruppe verbessert werden und es wurden Schulungen zum Thema SAMG durchgeführt.

Nach einer externen Review der KKL-SAMG durch eine US-amerikanische Beraterfirma wurde im Jahr 2004 die SAMG-Validierungsübung „VALISAM“ (Stabsnotfallübung) durchgeführt, bei welcher

die prinzipielle Eignung der neuen Unterlagen für das mitigative Notfallmanagement aufgezeigt werden konnte.

### **Beurteilungsgrundlage der HSK**

Art. 7 KEV verlangt, dass gegen Störfälle, bei denen radioaktive Stoffe in gefährdendem Umfang freigesetzt werden können, zusätzlich vorbeugende und lindernde Vorkehren 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 werden künftig in der Richtlinie ENSI-B12 festgelegt.

### **Beurteilung der HSK**

Die HSK betrachtet die prinzipielle Vorgehensweise bei der KKL-SAMG-Entwicklung als geeignet. Positiv zu vermerken ist, dass das KKL (u. a.) Erkenntnisse aus der werkspezifischen Stufe-2-PSA berücksichtigt hat und die SAMG einer externen Überprüfung unterzogen wurden.

Ein wesentliches Entwicklungswerkzeug stellte das Schwerunfallsimulationsprogramm MELSIM dar. Die vom KKL vorgenommene komplette Abbildung der SFA in der numerischen Unfallsimulation wird von der HSK sehr begrüsst. Mit diesem modernen Ansatz wird die „Guidance“ nochmals auf systematische Weise analysiert.

Im Zuge der SAMG-Entwicklung gelangte das KKL zu wertvollen Einsichten in das Anlagenverhalten bei einem Kernschmelzunfall und erarbeitete adäquate Massnahmen zur Senkung des Anlagenrisikos. Zu erwähnen sind in diesem Zusammenhang insbesondere zwei Massnahmen, welche bei Ausfall der Wechselstromversorgung ergriffen werden: die Reaktor-Druckentlastung durch Öffnen der Sicherheits- und Entlastungsventile via Druckluft oder hydraulischem Heber sowie der manuelle Abschluss von Entwässerungsleitungen (Vermeidung eines Containmentbypass).

Die KKL-SAMG sind (weitgehend) symptomorientiert aufgebaut. Dies ist für „Guidance“ im Schwerunfallbereich üblich und zweckmässig. Die HSK konnte sich im Rahmen einer Stabsnotfallübung von der Handhabbarkeit der Unterlagen überzeugen.

Durch die Schaffung eines speziellen „SAMG-Arbeitsraums“ wurde die KKL-Notfallinfrastruktur verbessert. Die HSK bewertete die Ausstattung und Lage des Raumes anlässlich einer Inspektion positiv.

Aus der Detailüberprüfung der KKL-SAMG leitet die HSK jedoch auch folgende Verbesserungspotenziale ab:

- Den KKL-SAMG fehlt das bei anderen SAMG-Lösungen (z. B. Westinghouse oder BWROG) vorhandene, übergeordnete Leitschema, das der laufenden Ermittlung des Anlagenzustands und der entsprechenden Priorisierung von AM-Massnahmen dient.

- Eine systematische Analyse der möglichen negativen Auswirkungen von Massnahmen wurde nicht durchgeführt. Es ist typisch für AM-Massnahmen bei einem Kernschmelzunfall, dass diese meist nicht mehr eindeutig sicherheitsgerichtet sind, sondern ein Abwägen der Vor- und Nachteile erfordern. Die Kenntnis der negativen Auswirkungen ist aus Sicht der HSK ein wichtiger Aspekt bei der Entscheidungsfindung durch den Notfallstab.
- Nach Eintritt in die SAMG werden noch Vorschriften aufgerufen, welche für die Beherrschung von Auslegungstörfällen bzw. die Verhinderung eines Kernschadens entwickelt wurden. Es fehlt eine systematische Untersuchung der Eignung dieser Vorschriften unter Schwerunfallbedingungen.
- Die KKL-SAMG liefern keine Hilfestellung (Priorisierung) für den Fall, dass Massnahmen mit Konfliktpotenzial durchgeführt werden sollen. Z. B. kann das Fluten des Wetwells kontraproduktiv sein im Hinblick auf die RDB-Druckentlastung via Sicherheitsabblaseventile. Ferner fehlen Hinweise, wie mit (manuellen oder automatischen) Massnahmen zu verfahren ist, die vor dem Eintritt in die SAMG begonnen, aber noch nicht abgeschlossen wurden. Aus Sicht der HSK könnten in diesem Zusammenhang sogenannte „Rules of Usage“ (d. h. SAMG-Grundregeln) – wie sie in generischen SAMG-Lösungen vorgesehen sind – nützlich sein.
- In den SAMG finden sich zwar Kriterien zur Einleitung bestimmter Massnahmen, nicht aber zu deren Beendigung. Aus Sicht der HSK ist es wesentlich, dass auch die „Ausstiegspunkte“ – z. B. für die Containment-Druckentlastung oder das Containmentfluten – definiert werden.
- Bislang beschränken sich die KKL-SAMG auf den Vollastbetrieb der Anlage. Die HSK ist der Auffassung, dass zusätzlich entsprechende „Guidance“ für den Revisionsstillstand zur Verfügung stehen sollte, da Unfälle mit radioaktiver Freisetzung auch in diesem Betriebszustand möglich sind. Momentan liegt der HSK hierzu eine umfangreiche Dokumentation der KKL-Wissensbasis vor, die eigentlichen SAMG fehlen jedoch noch.

Aus diesen Verbesserungspotenzialen ergibt sich nachfolgende Forderung.

### **Forderung 9.3-1**

*Die Entscheidungshilfen für das Notfallmanagement (SAMG) sind vom KKL wie folgt zu verbessern:*

- a) *Es ist ein übergeordnetes Leitschema zur regelmässigen Bestimmung des Anlagenzustands und zur entsprechenden Festlegung der Prioritäten bis 31. Dezember 2009 zu ergänzen.*
- b) *Die SAMG sind bis 31. Dezember 2009 auf den Stillstandsbetrieb zu erweitern.*
- c) *Die Vollast-SAMG sind bis 31. Dezember 2010 zu überarbeiten:*
  - *Für alle im SAMG-Bereich durchgeführten Handlungen sind mögliche negative Auswirkungen zu ermitteln und in den SAMG-Unterlagen zu dokumentieren.*
  - *Die aus SAMG aufgerufenen, präventiven Vorschriften sind auf ihre Eignung im Schwerunfallbereich hin zu untersuchen.*
  - *Es sind Prioritäten für die Durchführung von mitigativ wirksamen Massnahmen mit Konfliktpotenzial festzulegen. Ferner ist festzulegen, wie mit Massnahmen zu verfahren ist, mit denen vor dem Eintritt in die SAMG begonnen wurde und die noch andauern.*
  - *Für die Beendigung von eingeleiteten Massnahmen sind entsprechende Kriterien zu entwickeln.*



## 10 Gesamtbewertung

Gemäss Art. 4 Abs. 1 Kernenergiegesetz (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 (StSV) festgelegt.

In der Kernenergieverordnung (KEV) sind international anerkannte Grundsätze für zu treffende Vorsorge- bzw. Schutzmassnahmen festgelegt. Insbesondere bedarf es gemäss Art. 7 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 Störfälle ein Kernschaden möglichst verhindert, zumindest aber eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in gefährdendem Umfang begrenzt werden.

Das Ziel dieser periodisch durchzuführenden Sicherheitsüberprüfung ist zu beurteilen, ob die nach Art. 4 Abs. 1 KEG zu treffende Vorsorge im Kernkraftwerk Leibstadt (KKL) 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.

### 10.1 Vorsorge auf der Sicherheitsebene 1

#### Angaben des KKL

##### Betriebserfahrung

Das Ziel der auf dieser Ebene getroffenen Massnahmen liegt darin, Abweichungen vom Normalbetrieb zu vermeiden. Das KKL hat im zweiten Jahrzehnt seines Betriebes die meisten nach der Betriebsaufnahme aufgetretenen Schwierigkeiten überwunden und wies im Beurteilungszeitraum mit Ausnahme des Jahres 2005 eine auch im internationalen Vergleich hohe Zeitverfügbarkeit auf. Das Jahr 2005 war durch die mehrmonatige Reparatur des Generators charakterisiert, dessen Schadensursache vermutlich u. a. auch auf die im Beurteilungszeitraum durchgeführte Leistungserhöhung zurückzuführen ist. Der Normalbetrieb des KKL wurde innerhalb des Beurteilungszeitraumes nur selten (im Mittel 1,6 Vorkommnisse pro Jahr) durch Betriebsstörungen unterbrochen, die entweder zu einer Leistungsreduktion oder einer Abschaltung der Anlage führten. Die geringe Anzahl derartiger Vorkommnisse bestätigt die hohe Betriebszuverlässigkeit des KKL.

Die Stromerzeugungs- und Verteilanlagen sind bedingt durch die innerhalb des Beurteilungszeitraums durchgeführte Leistungserhöhung erhöhten Belastungen ausgesetzt, denen mit einer intensivierte Instandhaltung begegnet wird. Das nukleare Dampferzeugersystem ist aufgrund der mit der Leistungserhöhung verbundenen höheren Strömungsgeschwindigkeiten erhöhten Vibrationen ausgesetzt. Als Konsequenz wurden für den Dampftrockner ein erweitertes Überwachungsprogramm eingeführt und Austauschzeiten tragender Komponenten verkürzt oder konstruktive Verbesserungen durchgeführt. Der Effekt erhöhter Vibrationen steht im Einklang mit den internationalen Erfahrungen

bezüglich der Auswirkungen von Leistungserhöhungen und hat weder die Verfügbarkeit noch die Sicherheitseigenschaften des nuklearen Dampferzeugersystems beeinträchtigt. Die gezielt ausgewertete Erfahrung bezüglich der Belastung der Brennelemente im Reaktorkern lässt den Schluss zu, dass die im Beurteilungszeitraum vermehrt aufgetretenen Brennelementeschäden in keinem direkten Zusammenhang mit der Leistungserhöhung standen. Insgesamt gesehen wurde der sichere Betrieb des KKL durch die Leistungserhöhung im Beurteilungszeitraum nicht beeinträchtigt.

Die Erfahrungen der letzten Jahre deuten darauf hin, dass die Phase langjähriger, verschiedenartiger Brennelementeschäden im KKL aufgrund gezielter Verbesserungen beendet ist. Hierzu gehörten die Änderung der wasserchemischen Parameter zur Verhinderung eines Fortschreitens der lokalen Korrosion, die Verwendung weniger korrosionsanfälliger Brennelement-Hüllrohrmaterialien, neu konzipierte Fremdkörperfilter und ein erweitertes Sauberkeitsprogramm. Die heute eingesetzten Brennelemententypen zeigen eine hohe Zuverlässigkeit auf, was sich letztendlich auch in einer merklichen Verbesserung des radiologischen Zustands der Primär- und Sekundäranlage bemerkbar gemacht hat. Die in der Vergangenheit aufgetretene massgebliche Erhöhung der Ortsdosisleistung an den Reaktorumwälzschleifen und der Luft- und Oberflächenkontamination in der Primär- und Sekundäranlage konnte innerhalb des Beurteilungszeitraumes deutlich reduziert werden.

Ab 1997 wurde im KKL eine erhöhte Borkonzentration im Reaktorwasser festgestellt, die auf Steuerstabschäden mit Auswaschung des Absorbermaterials Bor zurückgeführt werden konnte. Daraufhin wurden mehr als 80 Steuerstäbe ersetzt, wodurch die Borkonzentration im Reaktorwasser auf den ursprünglichen Wert zurückgeführt wurde. Die ausreichende Abschaltsicherheit der Anlage war jederzeit gewährleistet.

Innerhalb des Beurteilungszeitraumes konnten trotz der umfangreichen Arbeiten im Zusammenhang mit der Leistungserhöhung die Personenkollektivdosis wie auch die Individualdosis im KKL deutlich gesenkt werden. Dies ist auf eine vorausschauende Instandhaltungsplanung und auf den konsequent optimierten Strahlenschutz zurückzuführen. So erhöhte sich in Folge der Leistungserhöhung das stark strahlende Nuklid N-16 im Frischdampf, wodurch auch die Ortsdosisleistung in der Sekundäranlage, insbesondere im Maschinenhaus, anstieg. Mit der Videoüberwachung des Maschinenhauses und der damit in diesem Gebäude verbundenen geringeren Aufenthaltszeit des Personals sowie mit dem Zubetonieren der Fenster im Maschinenhaus Ost wurden gezielte Massnahmen zum Schutz des Personals und zur Verringerung der Ortsdosisleistung auf dem Areal und an den Arealgrenzen ergriffen. Des Weiteren kam es innerhalb des Beurteilungszeitraumes zu keiner unzulässigen Kontamination und Kontaminationsverschleppungen inner- und ausserhalb der kontrollierten Zone des KKL. Die verbesserte radiologische Situation der Gesamtanlage machte sich auch in einer Reduktion der Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt bemerkbar. Insgesamt gesehen wurden die gesetzlichen Grenzwerte für die Strahlenexposition des Personals und die Abgaben an die Umwelt während des Normalbetriebs deutlich unterschritten.

Die als radiologisch relevant eingestuftten Ereignisse innerhalb des Beurteilungszeitraumes waren dadurch charakterisiert, dass Barrieren zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe geschwächt waren. Damit verbunden waren zusätzliche Personendosen. Die zulässigen Dosisgrenzwerte für das Betriebspersonal und die Umgebung wurden jedoch jederzeit eingehalten.

Nachdem im Jahr 1998 Kontaminationen an Transportbehältern für abgebrannte Brennelemente entdeckt wurden, ergriff das KKL zahlreiche Massnahmen in den Bereichen Qualitätsmanagement und Strahlenschutz, um derartige Ereignisse in Zukunft zu vermeiden. Danach verliefen die vom KKL ausgehenden Transporte praktisch vorkommnisfrei.

## Betriebsüberwachung

Das Zonenkonzept des KKL hat sich bisher bewährt, indem es erfolgreich zum Schutz des Personals beigetragen hat. Da im Beurteilungszeitraum einzelne Befunde auf Schwächen in der konsequenten Umsetzung des Zonenkonzeptes hindeuteten, wurde ein umfangreiches Zonenuntersuchungsprogramm eingeleitet, in dessen Rahmen festgestellte Schwachstellen sukzessive behoben werden. Die im KKL eingesetzten Messgeräte zur Strahlenüberwachung befinden sich in einem guten technischen Zustand und erfüllten ihre Aufgabe im Beurteilungszeitraum zuverlässig. Im Hinblick auf die Anpassung an den Stand der Strahlenschutzmesstechnik ist ein umfangreiches Modernisierungsprogramm geplant, in dessen Rahmen auch die Auslegung der radiologischen Messsysteme (Raum- und Prozessstrahlungsüberwachungen) überprüft wird.

Die geringe Anzahl von Betriebsstörungen und die geringe Anzahl nicht bestandener Funktionstests und Wiederholungsprüfungen im Beurteilungszeitraum belegt, dass die Instandhaltungsprogramme im KKL seit Inbetriebnahme sorgfältig konzipiert und im Rahmen der zurückliegenden Betriebsjahre gezielt weiterentwickelt wurden. In den letzten Jahren wurden automatisierte Überwachungs- und Diagnosesysteme eingesetzt, die in steigendem Masse eine zustandsorientierte Instandhaltung ermöglichen (z. B. das elektrotechnische Diagnosesystem ANDIS zur Überwachung sicherheitsrelevanter Motorventile). Das im KKL praktizierte Konzept der optimierten Jahresrevisionen und von vier Divisionsrevisionen während des Anlagenbetriebs hat sich bewährt. Die im Zusammenhang mit den Divisionsrevisionen verbundene Freischaltung von sicherheitsrelevanten Teilsystemen hat nur einen geringfügigen Einfluss auf das Gesamtrisiko der Anlage.

Die durchgeführten Wiederholungsprüfprogramme belegen, dass sich die druckführende Umschließung als eine wesentliche Barriere zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe in einem guten Zustand befindet. Auch andere langfristig angelegte Prüfprogramme wie die Überwachung der Versprödung des Reaktordruckbehälters und der Ermüdung relevanter Stellen der druckführenden Umschließung sowie systematische Wanddickenmessungen für Behälter und Rohrleitungen im Sekundärteil der Anlage zeigen keinen Trend zu einem alterungsbedingten Verschleiss. Beim Instandhaltungsprogramm für elektrotechnische Ausrüstungen kommt Nachrüstungen aufgrund der Weiterentwicklung leistungsfähiger Systeme eine hohe Bedeutung zu. Ein Beispiel hierfür ist die Überführung mehrerer Überwachungssysteme auf eine Plattform des ergonomisch optimierten Anlagen- Informationssystems ANIS+. Die betriebliche Leittechnik wie auch die Sicherheitsleittechnik haben sich als robust erwiesen und weisen eine hohe Verfügbarkeit auf. Ungeachtet dessen ist langfristig schrittweise der Ersatz der Leittechnik angedacht, da die Ersatzteilbeschaffung der bisher eingesetzten Gerätetechnik zunehmend schwieriger wird. Die Überwachung der Baustrukturen hat bisher ebenfalls keine Einschränkungen für den längerfristigen Betrieb des KKL ergeben. Das Mitte der 90er Jahre im KKL für maschinen- und elektrotechnische Ausrüstungen sowie für Bauwerke eingeführte Alterungsüberwachungsprogramm stellt eine Ergänzung und Absicherung des Instandhaltungsprogramms dar. Die systematische und weitere kontinuierliche Anwendung dieses Programms stellt sicher, dass Alterungsmechanismen frühzeitig erkannt und diesen gezielt entgegen gewirkt werden kann.

Im Beurteilungszeitraum kamen im KKL Brennelementtypen unterschiedlicher Lieferanten zum Einsatz. Im Rahmen eines umfangreichen Inspektionsprogramms wurde die Zulässigkeit höherer Abbrandgrenzwerte von Nachlade-Brennelementen schrittweise anhand des Einsatzes von wenigen Vorläufer-Brennelementen pro Brennelementtyp nachgewiesen. Im Vordergrund der Inspektionen stand das Dimensions- und Korrosionsverhalten der Brennstabhüllrohre und Brennelementkästen. Zur Absicherung der Ergebnisse sowie zur Messung zusätzlicher Hüllrohrparameter wurden Untersuchungen in Heisszellen durchgeführt. Bis zu hohen Abbränden konnten für einen zuverlässigen

Brennelementeinsatz wesentliche Faktoren, wie ein niedriges Längenwachstum, eine mässige Korrosion oder eine niedrige Wasserstoffaufnahme der Brennelement-Hüllrohre, nachgewiesen werden. Dem Einsatz neuartiger Brennelemente mit teillangen Brennstäben zur Erhöhung der Abschaltreaktivität und zur Verringerung des Druckabfalls im Bereich der Zweiphasenströmung des Kühlmittels ging jeweils eine zweijährige Erprobungsphase mit vier Vorläufer-Brennelementen voraus.

Die Kernüberwachung im KKL wurde innerhalb des Beurteilungszeitraumes kontinuierlich an den Stand der Technik angepasst. Dies betraf insbesondere die rechnergestützte Kernüberwachung zur Berechnung der Leistungsverteilung im Reaktorkern sowie zur Überwachung des Stabilitätsverhaltens des Reaktorkerns. Die Kernüberwachung insgesamt wurde in das neue Anlagen-Informationssystem ANIS+ integriert. Damit ist eine präzisere und häufigere Überwachung wichtiger Reaktorkernparameter gewährleistet.

### Organisation

Im Beurteilungszeitraum wurden wichtige Anpassungen insbesondere in den Bereichen Unternehmens- und Sicherheitskultur durchgeführt. Hierzu gehörten eine grundlegende Änderung in der Personalpolitik, eine gezielte Verbesserung der Aus- und Weiterbildung der Mitarbeiter (z. B. durch Einsatz eines anlagenspezifischen Simulators), eine vertiefte Arbeitsvorbereitung (z. B. durch Einführung des Pre-job Briefings), die Einführung eines Sicherheitscontrolling durch die Stabstelle „Nukleare Sicherheit“ sowie anspruchsvolle hierarchieübergreifende Programme zur Förderung der Sicherheitskultur. Die KKL-Organisation entspricht in weiten Teilen einer modernen und sicherheitsgerichteten Kraftwerksorganisation. Im Jahr 2001 wurde neu ein TQM-System (TQM, Total Quality Management) eingeführt, das neben Qualitätsaspekten auch das Umweltmanagement, die Arbeitssicherheit und den Gesundheitsschutz umfasst. In diesem System sind alle Produktions-, Management- und Unterstützungsprozesse im KKL festgelegt. Das System wurde im Jahr 2004 zertifiziert.

In den letzten Jahren wurde der Prozess der Vorkommnisanalyse im KKL erweitert und an internationale Anforderungen angepasst. So wurden insbesondere Vorkommnisse mit fortgeschrittenen Methoden vertieft analysiert, die ihre Ursache in menschlichen oder organisatorischen Unzulänglichkeiten hatten. Neben den der Meldepflicht unterliegenden Vorkommnissen werden im KKL auch nicht-meldepflichtige Vorkommnisse sowie Vorkommnisse in anderen Kernkraftwerken systematisch analysiert, um Entwicklungen möglichst frühzeitig zu erkennen, die eine potentielle Gefährdung für die Anlagensicherheit darstellen können.

### **Beurteilung der HSK**

Die innerhalb des Beurteilungszeitraumes ausgewertete Betriebserfahrung unterlegt die hohe Betriebszuverlässigkeit des KKL. So wurden die in der Betriebsbewilligung festgelegten zulässigen Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt während des Normalbetriebs deutlich unterschritten. Darüber hinaus wurden die im Zusammenhang mit der beantragten Leistungserhöhung vom Schweizerischen Bundesrat in den Auflagen 3.3 und 3.4 verfügten Zielvorgaben erfüllt. Die Auswirkungen der Leistungserhöhung auf die Personenkollektivdosis konnten nicht nur begrenzt, sondern deutlich gesenkt werden und es wurde ein in Bezug auf Brennelementschäden störungsarmer Betrieb innerhalb des Beurteilungszeitraumes erreicht.

Die Betriebserfahrung war im Beurteilungszeitraum aber auch durch eine Reihe von Ereignissen gekennzeichnet, die auf einen unzureichenden Umgang mit Betriebsvorschriften im KKL hindeuteten. Ungeachtet der Anstrengungen des KKL durch gezielte Massnahmen derartige Ereignisse in Zukunft zu vermeiden, traten danach (ausserhalb des Beurteilungszeitraumes) dennoch Ereignisse auf, die

auf eine unzureichende Anpassung der zur Ausführung von Arbeiten eingesetzten Vorschriften zurückzuführen waren. In diesem Zusammenhang bedarf es aus Sicht der HSK insbesondere einer gezielten Überprüfung der Vorschriften für die Kalibrierungs- und Funktionstests, die ein besonderes Gefahrenpotenzial bei fehlerhafter Durchführung beinhalten. Darüber hinaus sind seitens der HSK weitere den Bereich Betriebsvorschriften betreffende Forderungen abgeleitet worden, die auf eine praxisgerechte Umsetzung und Anpassung wichtiger Betriebsdokumente an den aktuellen Anlagenzustand abzielen.

Im KKL bestehen umfangreiche Massnahmen für eine umfassende, kontinuierliche und vorausschauende Betriebsüberwachung, die innerhalb des Beurteilungszeitraumes, z. B. durch Integration einer systematischen Alterungsüberwachung, gezielt weiterentwickelt wurden. Die Ergebnisse der Betriebsüberwachung belegen, dass die für einen zuverlässigen Normalbetrieb erforderlichen Anlagenteile in einem guten Zustand sind und keinem wesentlichen alterungsbedingtem Verschleiss unterliegen.

Die HSK hat im Rahmen der vorliegenden Überprüfung mehrere den Bereich Betriebsüberwachung betreffende Verbesserungsmassnahmen identifiziert. Diese resultieren vornehmlich daraus, dass bestehende anlagenspezifische wie auch internationale Betriebserfahrungen noch nicht ausreichend in die Betriebsüberwachung eingegangen sind, dass einzelne Prüfprogramme, u. a. vor dem Hintergrund neuer Anforderungen, auf Vollständigkeit zu überprüfen bzw. noch nicht vollständig umgesetzt oder bestehende Überwachungseinrichtungen an den Stand der Technik anzupassen sind. Die Forderungen betreffen insbesondere:

- Die Überprüfung des Umfangs von Wiederholungsprüfungen insbesondere von Behältern und anschliessenden Rohrleitungen, die den Sicherheitsklassen 3 und 4 zugeordnet sind.
- Die Erweiterung der Ermüdungsüberwachung über die Ausrüstungen der Sicherheitsklasse 1 hinaus und Anpassung der Ermüdungsüberwachung insbesondere des nuklearen Dampferzeugungssystems an den Stand der Technik.
- Die Aktualisierung und Nachführung der Alterungsüberwachung insbesondere für Bauwerke, Teile des Primärcontainments und der Umwälzschleifen.
- Die Auswertung und Anpassung einzelner Funktionsprüfungen sowie die Generalüberholung der Nasslöschanlagen.
- Die Anpassung der Überwachung der Sprödbrechtsicherheit des Reaktordruckbehälters an den Stand der Technik.
- Die Modernisierung der Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung.
- Die Überprüfung der Klassierung von Komponenten.

Diese Forderungen zielen insbesondere auf die punktuelle Ergänzungen und Erweiterung von Vorsorgemassnahmen ab, die dem Erhalt der Barrierenfunktionen und damit der Vermeidung von Betriebsstörungen oder Störfällen dienen.

Im Bereich Anlagenauslegung wurde eine Forderung von der HSK abgeleitet. Innerhalb des Beurteilungszeitraumes traten Befunde an einem für betriebliche Tätigkeiten eingesetzten Transportkran auf, die zu einer Überprüfung der generellen Auslegung mit anschliessendem Austausch des Kranes führten. Eine vom KKL diesbezügliche geplante Überprüfung eines weiteren baugleichen Transportkranes ist nach Ansicht der HSK mit Vorrang durchzuführen.

Die HSK schliesst sich der Bewertung des KKL im Bereich Organisation ohne Vorbehalt an. Die Aufbauorganisation des KKL ist übersichtlich gestaltet, mit klar festgelegten und geregelten Verbindungsstellen und Verantwortlichkeiten. Die Personalpolitik hat im Beurteilungszeitraum, nicht zuletzt aufgrund der Verunsicherung und Unzufriedenheit des Betriebspersonals infolge Personalabbaus, einen wesentlichen Wandel erfahren. Seit Änderung der Aktionärsstruktur im Jahr 2003 verfügt das KKL über höhere finanzielle Mittel, die u.a. eine Personalaufstockung und weitere Personalentwicklungsmassnahmen ermöglichten. Hierzu gehörten die Schaffung zusätzlicher Stellen im Ausbildungsbereich, die verstärkte Koordination der Ausbildung und die Überarbeitung des Ausbildungskonzepts. Aus Sicht der HSK sind damit auch in Zukunft die Voraussetzungen geschaffen, um über qualifiziertes, kompetentes und motiviertes Personal zu verfügen. Die im KKL geltenden Sicherheitsgrundsätze spiegeln die übergeordnete Verpflichtung wider, der Sicherheit bei allen Aktivitäten in der Anlage den Vorrang zu geben und die Sicherheit kontinuierlich weiterzuentwickeln. Das KKL demonstrierte im Beurteilungszeitraum, insbesondere in den letzten Jahren, ein zunehmendes Bewusstsein und ein hohes Engagement bezüglich der Förderung seiner Sicherheitskultur.

Insgesamt gesehen stellen die von der HSK abgeleiteten Forderungen die im KKL getroffene ausreichende Vorsorge auf der Sicherheitsebene 1 nicht in Frage.

## **10.2 Vorsorge auf der Sicherheitsebene 2**

### **Angaben des KKL**

Das Ziel der auf dieser Ebene getroffenen Massnahmen liegt darin, Abweichungen vom Normalbetrieb (Betriebsstörungen) so abzufangen, dass eine Anregung von Sicherheitssystemen möglichst vermieden wird. Die innerhalb des Beurteilungszeitraumes durchgeführte Leitungserhöhung des KKL wurde u. a. dazu genutzt, das Regelverhalten der Anlage durch verschiedene Anlagenänderungen zu verbessern (z. B. Änderung der Reaktorwälz-, Füllstands- und Speisewasserregelung zur Vermeidung einer Reaktorabschaltung beim Ausfall einer Speisewasserpumpe). Anhand zahlreicher Tests wurde im Zuge der Leistungserhöhung nachgewiesen, dass bestimmte Betriebsstörungen ohne Auslösung einer Reaktorschnellabschaltung von den Regel- und Begrenzungssystemen abgefangen werden.

Innerhalb des Beurteilungszeitraumes wurden mehrmals Betriebsstörungen durch Regel- und Begrenzungssysteme abgefangen. Die in diesem Zusammenhang erforderlichen automatischen Leistungsreduktionen verliefen auslegungsgemäss, d. h. die betrieblichen Grenzwerte wie auch die Integrität der Rückhaltebarrieren blieben jederzeit erhalten. Diese Betriebserfahrung belegt die hohe Zuverlässigkeit der Regel- und Begrenzungssysteme im KKL. Die im Beurteilungszeitraum aufgetretenen Betriebsstörungen sind durch die bestehenden deterministischen Störfallanalysen abgedeckt.

### **Beurteilung der HSK**

Die HSK schliesst sich der Bewertung des KKL ohne Vorbehalt an. Innerhalb des Beurteilungszeitraumes traten insgesamt gesehen wenige Ereignisse auf, die zu einer Anforderung von Sicherheitssystemen führten. Insgesamt gesehen ist im KKL eine ausreichende Vorsorge auf der Sicherheitsebene 2 getroffen.

### 10.3 Vorsorge auf der Sicherheitsebene 3

#### Angaben des KKL

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 wird. Innerhalb des Beurteilungszeitraumes wurden mehrere Anlagenänderungen durchgeführt, um die Störfallbeherrschung zu optimieren (z. B. Änderung in der Auslösung des automatischen Druckentlastungssystems oder Austausch der Speisewasserrückschlagklappen gegen gedämpfte Rückschlagventile).

Innerhalb des Beurteilungszeitraumes kam es zu einigen wenigen Störfällen, in deren Verlauf mindestens eine Reaktorschnellabschaltung oder auch weitere Sicherheitssysteme manuell oder automatisch angeregt wurden. Die Beherrschung dieser Störfälle verlief auslegungsgemäss, d. h. die Sicherheitsgrenzwerte und die gesetzlichen radiologischen Grenzwerte wurden jederzeit eingehalten. Die Störfälle wurden damit sicher auf der Sicherheitsebene 3 abgefangen. Diese Aussage wird auch durch die probabilistische Bewertung der Störfälle unterlegt, nach der die bedingte Wahrscheinlichkeit für einen Kernschaden in allen Fällen mindestens kleiner eins zu einer Millionen war. Die im Beurteilungszeitraum aufgetretenen Störfälle sind durch die bestehenden deterministischen Störfallanalysen abgedeckt.

Die zur Störfallbeherrschung angeforderten Sicherheitssysteme erfüllten ihre Funktion ausnahmslos. Bei den periodischen Funktionsprüfungen wurden in wenigen Fällen Ausfälle festgestellt, die lediglich einzelne Stränge eines Sicherheitssystems betrafen, und somit als geringfügige Schwächung der Vorsorge auf der Sicherheitsebene 3 einzustufen sind, ohne dass der Normalbetrieb des KKL hierdurch beeinträchtigt wurde. Die hohe Zuverlässigkeit der Sicherheitssysteme im KKL wird auch durch die probabilistische Bewertung der bei Funktionsprüfungen festgestellten Ausfälle unterlegt, nach der die bedingte Wahrscheinlichkeit für einen Kernschaden in fast allen Fällen mindestens kleiner eins zu zehn Millionen war. Die hohe Zuverlässigkeit der Sicherheitssysteme wird auch in Zukunft durch die präventiven Instandhaltungsprogramme und die systematische Alterungsüberwachung gewährleistet.

Die Überprüfungen der Störfall- und Notfallvorschriften im Rahmen der Simulatorschulungen belegen, dass diese die Operateure gezielt und umfassend bei der Beherrschung und Verfolgung von Störfällen unterstützen. Innerhalb des Beurteilungszeitraumes wurden mehrere deterministische Sicherheitsanalysen aufgrund von Anlagenänderungen und neuer Anforderungen bzw. Erkenntnissen aktualisiert. Die Überprüfung der deterministischen Sicherheitsanalysen hat ergeben, dass diese ein umfassendes Störfallspektrum abdecken und unter ausreichend konservativen Randbedingungen durchgeführt wurden. Aus dieser Überprüfung wurde ein spezifisches Prüfprogramm abgeleitet um sicherzustellen, dass die den Störfallanalysen zugrunde liegenden Systemauslegungsparameter korrekt als Nachweiswerte in die Technische Spezifikation übernommen wurden und damit deren Einhaltung über die Funktionsprüfungen bestätigt wird.

#### Beurteilung der HSK

Die innerhalb des Beurteilungszeitraumes erfolgte Auswertung der Ausfälle bei Funktionsprüfungen wie auch der Ereignisse mit Anforderung von Sicherheitssystemen belegen, dass die zur Störfallbeherrschung vorgesehenen Sicherheitssysteme im KKL eine hohe Funktionszuverlässigkeit aufweisen. Die aufgetretenen Ereignisse wurden sicher auf der Ebene 3 abgefangen. Das Anlagenverhalten bei diesen Ereignissen stand in Übereinstimmung mit dem in den deterministischen Störfallanalysen prognostizierten Verhalten. Die deterministischen Störfallanalysen wurden soweit aktualisiert, dass

die aktuelle Anlagenauslegung und neue behördliche Anforderungen weitestgehend abgedeckt sind. Im Zusammenhang mit der Erhöhung des Abbrands der Brennelemente wurden neue Qualifikationsrechnungen durchgeführt, deren Ergebnisse die Eignung der von KKL verwendeten Rechenprogramme bezüglich der ausreichend genauen Abbildung des Anlagenverhaltens bei Störfällen bestätigen. Darüber hinaus verfügt das KKL über ein umfangreiches Vorschriftensystem, das die Operateure in Störfallsituationen systematisch leitet und unterstützt.

Die HSK hat im Rahmen der Überprüfung mehrere den Bereich Störfallanalysen betreffende Verbesserungsmaßnahmen identifiziert. Diese sind insbesondere darauf zurückzuführen, dass neue Erkenntnisse und der aktuelle Anlagenzustand in einigen Fällen noch nicht ausreichend in den deterministischen Störfallanalysen berücksichtigt sind. Die Forderungen betreffen insbesondere:

- Die Aktualisierung einer Störfallanalyse aufgrund vorgenommener Anlagenänderungen und die nachvollziehbare Einstufung einiger Kühlmittelverluststörfälle.
- Die Analyse der gegen Blitzschlag zu schützenden elektrischen Einrichtungen im Zusammenhang mit der zurzeit im KKL durchgeführten Anpassung des Blitzschutzes an den Stand der Technik.
- Den Nachweis der ausreichenden Erdbebensicherheit aufgrund der neuen Erkenntnis einer höher anzunehmenden Erdbebengefährdung.
- Die Überarbeitung der radiologischen Analysen.

Ziel der Ertüchtigung des Blitzschutzes im KKL ist der Schutz aller betrieblichen und sicherheitsrelevanten elektrischen Einrichtungen. Die von der HSK abgeleitete Forderung zielt darauf ab, den Mindestumfang der zu schützenden Einrichtungen für den Fall festzulegen, dass der von der HSK geforderte Nachweis des ausreichenden Blitzschutzes nicht flächendeckend erbracht werden kann.

Basierend auf den Erkenntnissen aus der Neubewertung der Erdbebengefährdung für die Kernkraftwerkstandorte in der Schweiz (Projekt PEGASOS) ist gegenüber den Erkenntnissen Mitte der 70er Jahre auch für den Standort des KKL von einer höheren Erdbebengefährdung auszugehen. Aus der probabilistischen Erdbebenanalyse gewonnene Erkenntnisse bestätigen, dass aufgrund der konservativen Annahmen bei der damaligen Auslegung des KKL gegen Erdbebenlasten hohe Auslegungsréserven bei den sicherheitsrelevanten Bauwerken und Ausrüstungen bestehen. Im Hinblick auf die Beurteilung der Einhaltung der radiologischen Grenzwerte bedarf es aber einer umfassenderen Analyse unter Einbezug aller aktivitätsführenden Ausrüstungen des KKL.

Insbesondere aufgrund dieser fehlenden Analyse erachtet die HSK die vom KKL für den Störfall Erdbeben ausgewiesenen Ergebnisse der radiologischen Analyse als bisher nicht ausreichend belastbar. Dies trifft auch für die Ergebnisse der radiologischen Analyse eines Bruchs im Reaktorwasser-Reinigungssystem zu. Allerdings wird hier lediglich die rein qualitative Nachweisführung des KKL als wenig plausibel beurteilt. Ein bedeutender radiologischer Beitrag ist aus Sicht der HSK aufgrund der im KKL vorhandenen Erkennungs- und Absperrmöglichkeiten bei einem Bruch im Reaktorwasser-Reinigungssystem nicht zu erwarten. Einige andere vom KKL durchgeführte radiologische Analysen beinhalten geringfügige Fehler oder die zugrunde liegenden Annahmen sind nicht ausreichend nachvollziehbar dargelegt. Eigene Analysen der HSK bestätigen, dass die zulässigen Dosisgrenzwerte bei den radiologisch relevanten Störfällen mit zum Teil deutlichen Abständen eingehalten werden. Die Ergebnisse der radiologischen Analysen sind in Tab. 10-1 zusammenfassend dargestellt.

Im Bereich Anlagenauslegung wurden drei weitere Forderungen von der HSK abgeleitet. Eine der Forderungen beinhaltet die Überprüfung der sicherheitstechnischen Bedeutung des Überspeisungs-

schutzes im KKL und die darauf basierende Bewertung der Auslegung im Vergleich mit der Ausführung des Überspeisungsschutzes in anderen europäischen Siedewasserreaktoren. Die bisherige Betriebserfahrung des KKL deutet auf keine Schwächen des Überspeisungsschutzes hin. Bis zur endgültigen Behebung punktueller Schwächen des Brandschutzes zweier Brandabschnitte sind vom KKL zwischenzeitlich Übergangslösungen ergriffen worden, indem Brandlasten in den betroffenen Brandabschnitten ausgelagert und damit das Brandrisiko reduziert wurde. Die bereits erwähnte Anpassung des Blitzschutzes an den Stand der Technik wird vom KKL mittlerweile mit hoher Priorität und hohem Aufwand durchgeführt. Dem nach der Durchführung der Arbeiten anstehenden Nachweis der Wirksamkeit des Blitzschutzes misst die HSK hohe Bedeutung zu.

Insgesamt gesehen stellen die von der HSK abgeleiteten Forderungen die im KKL getroffene ausreichende Vorsorge auf der Sicherheitsebene 3 nicht in Frage.

Auslegungsstörfall	Maximale Dosis im ersten Jahr [mSv]	
	KKL-Analyse	HSK-Analyse
<b>Ereignisse der Störfallkategorie 1 (Dosisgrenzwert 0.3 mSv):</b> Fehlerhaftes Schliessen aller Frischdampf-Isolationsventile	0.039	0.012
<b>Ereignisse der Störfallkategorie 2 (Dosisgrenzwert 1 mSv)</b> Brennelement-Handhabungsstörfall im Lagergebäude (10 beschädigte Brennstäbe) Bruch einer Messleitung innerhalb des Primär-Containments Bruch einer Frischdampfleitung im Maschinenhaus Bruch einer Speisewasserleitung im Maschinenhaus Versagen des Aktivkohlebehälters im Abgasfiltergebäude Bruch der Dampfstrahlsaugerleitung im Maschinenhaus Versagen eines Behälters im Aufbereitungsgebäude Versagen des Verdampfers im Aufbereitungsgebäude	0.16 0.0018 0.53 0.012 1.1 0.13 1.0 0.0036	0.12 0.0032 0.62 0.085 0.077 0.03 0.45 0.0021
<b>Ereignisse der Störfallkategorie 3 (Dosisgrenzwert 100 mSv)</b> Brennelement-Handhabungsstörfall im Lagergebäude (148 beschädigte Brennstäbe) Brennelement-Handhabungsstörfall im Transfersystem (192 beschädigte Brennstäbe) Bruch einer Umwälzleitung Bruch im Reaktorwasser-Reinigungssystem innerhalb Drywell Bruch im Reaktorwasser-Reinigungssystem ausserhalb Drywell Erdbeben	2.3 3.0 1.3 2) 3) 3.0 <sup>4)</sup>	1.7 2.2 1.3 <sup>1)</sup> - - -

1) Beitrag des Freisetzungspfades über die Speisewasser-Rückschlagventile wurde nicht berücksichtigt

2) Gemäss Aussage KKL über Bruch Umwälzleitung abgedeckt

3) Gemäss Aussage KKL über Bruch der Messleitung bzw. der Frischdampfleitung abgedeckt

4) Radiologische Analyse wird von HSK als nicht ausreichend belastbar bewertet

Tab. 10-1: Ergebnisse der radiologischen Störfallanalysen

## 10.4 Vorsorge auf der Sicherheitsebene 4

### Angaben des KKL

Das Ziel der auf dieser Ebene getroffenen Massnahmen liegt darin, einen Kernschaden infolge eines die Anlagenauslegung überschreitenden Störfalls zu verhindern (präventive Massnahmen) oder aber die Folgen eines Kernschadens zu begrenzen (mitigative Massnahmen). Innerhalb des Beurteilungszeitraumes wurde die Vorsorge im KKL auf dieser Sicherheitsebene gezielt erweitert. Zum einen wurden Anlagenänderungen durchgeführt, mit denen Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung besser beherrscht werden. Zum anderen wurde das bestehende Vorschriftensystem im Hinblick auf das systematische Notfallmanagement von Störfällen mit Kernschaden um technische Entscheidungshilfen (SAMG, Severe Accident Management Guidance) erweitert. In diesem Zusammenhang wurden die bestehenden Accident-Management Vorschriften neu strukturiert und einzelne Vorschriften präzisiert.

Die im Beurteilungszeitraum aktualisierte probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) des KKL zeigt unter Berücksichtigung aller relevanten Anlagenzustände wie auch interner und externer störfallauslösender Ereignisse auf, dass ein Kernschaden mit einer Häufigkeit deutlich kleiner  $10^{-5}$  pro Jahr zu erwarten ist. Dieser Wert liegt unter der von der Internationalen Atom Energie Agentur (IAEA, International Atomic Energy Agency) für Neuanlagen empfohlenen Kernschadenshäufigkeit. Die zur Vermeidung eines Kernschadens auf den einzelnen Sicherheitsebenen ergriffenen Massnahmen führen in ihrer Gesamtheit zu dem hohen Sicherheitsniveau des KKL.

Den dominierenden Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit liefern starke, sehr seltene Erdbeben. Dieses Ergebnis bestätigt den erwarteten grossen Einfluss der im Rahmen des Projektes PEGASOS ermittelten neuen Erdbebengefährdung. Das Risiko einer frühen und grossen Freisetzung radioaktiver Stoffe wird fast ausschliesslich durch diese Erdbeben bestimmt, da hiermit auch ein Verlust der Rückhaltebarrieren verbunden ist. Die Häufigkeit für solche grosse Freisetzungen radioaktiver Stoffe ist um einen Faktor 1,5 geringer einzuschätzen als die Häufigkeit eines Kernschadens.

Die KKL-interne Notfallorganisation wird gezielt durch Infrastruktureinrichtungen und Handlungsvorgaben in Form einer Notfalldokumentation unterstützt, um im Anforderungsfall die erforderlichen Aufgaben wahrnehmen zu können. Das Verhalten des Betriebspersonals bei Notfällen, die Festlegung der Notfallarten sowie Aufgaben, Verantwortlichkeiten und Kompetenzen im Notfall sind umfassend im Notfallregelement festgelegt. Innerhalb des Beurteilungszeitraumes wurden die im Notfall intern zu treffenden Massnahmen aufgrund der Erfahrungen aus Notfallübungen und dem 2003 im Rahmen des TQM neu eingeführten Geschäftsprozess „Notfallmanagement“ aktualisiert und neu strukturiert. Die zwanzig im Beurteilungszeitraum durchgeführten Notfallübungen deckten ein breites Spektrum von Notfallarten bis zu schweren Unfällen ab. Aus den Notfallübungen wurden Verbesserungsmassnahmen abgeleitet, die insbesondere die Bereiche Technik und Infrastruktur sowie Organisation und Dokumentation betrafen. Die in der Vergangenheit durchgeführten Notfallübungen bestätigen, dass das KKL über eine wirksame und gut ausgebildete Notfallorganisation verfügt.

### Beurteilung der HSK

Die im Zusammenhang mit der beantragten Leistungserhöhung vom Schweizerischen Bundesrat in der Auflage 3.6 verfügten Nachrüstungen zur besseren Beherrschung einer die Auslegung überschreitenden Transiente mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung wurden vom KKL während der Jahresrevision 1998 ausgeführt und im Beisein der HSK erfolgreich getestet. Im Rahmen der SAMG-Entwicklung für den Volllastbetrieb gelangte das KKL zu wertvollen Einsichten in das Anlagen-

verhalten bei einem Kernschmelzunfall und erarbeitete weitere Massnahmen zur Senkung des Anlagenrisikos. Als wesentliches Entwicklungswerkzeug wurde ein Schwerunfallsimulationsprogramm verwendet, in dem bestehende Accident-Management Vorschriften abgebildet wurden. Im Zuge dieses Prozesses wurden diese Vorschriften nochmals systematisch analysiert. Die Notfallorganisation des KKL ist so aufgebaut, dass eine Notfallsituation erkannt und beurteilt sowie entsprechende Massnahmen zu deren Beherrschung getroffen werden und eine zeitgerechte Alarmierung und Orientierung der zuständigen Behörden erfolgt. Anhand der Beobachtungen der im Beurteilungszeitraum durchgeführten Notfallübungen hat sich die HSK von der Wirksamkeit der Notfallorganisation überzeugt.

Die PSA des KKL für den Vollastbetrieb wurde innerhalb des Beurteilungszeitraums entscheidend weiter entwickelt und an den aktuellen Anlagenzustand angepasst. Damit verfügt das KKL über ein wichtiges Instrument, um die gegen schwere Unfälle getroffene Vorsorge systematisch und umfassend zu analysieren. Die PSA der Stufe 1 weist eine im internationalen Vergleich niedrige Kernschadenshäufigkeit von  $3,9 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr aus. Interne Ereignisse tragen 11 %, interne systemübergreifende Ereignisse (Brand und Überflutung) 32 % und externe Ereignisse (insbesondere Erdbeben) 57 % zur Kernschadenshäufigkeit bei. Die HSK erachtet die Abschätzung der Kernschadenshäufigkeit aufgrund eigener Analysen und der hochredundanten Auslegung des KKL als plausibel. Das übergeordnete Sicherheitskonzept des KKL zur Verhinderung eines Kernschadens wird als ausgewogen beurteilt. Die PSA der Stufe 2 weist eine Häufigkeit für hohe Freisetzungen von ca.  $2,6 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr auf. Der Grossteil der Kernschadensszenarien ist durch einen frühen Containmentbypass aufgrund nicht isolierter Entwässerungsleitungen charakterisiert. Die Analyse entspricht aus Sicht der HSK dem Stand der Technik und die erzielten Resultate werden als plausibel erachtet. Erkenntnisse aus der PSA der Stufe 2 sind gezielt in die SAMG-Entwicklung eingegangen. Die PSA des KKL für Schwachlast und Stillstand stellt ebenfalls einen klaren Fortschritt gegenüber der Vorgängeranalyse dar. Die ausgewiesene Brennstoffschadenshäufigkeit von  $1,3 \cdot 10^{-6}$  pro Jahr ist jedoch mit Vorbehalt zu betrachten, da Teile der Studie zu überarbeiten sind.

Die HSK hat im Rahmen der Überprüfung einige die Bereiche Betriebsvorschriften, Störfallanalysen und Auslegung betreffende Verbesserungsmassnahmen identifiziert.

Die Forderungen zielen zum einen insbesondere auf die Ergänzung eines übergeordneten Leitschemas, eine systematische Überprüfung der bestehenden SAMG hinsichtlich möglicher negativer Auswirkungen und die Ausweitung der SAMG auf den Stillstand ab. Die in der PSA abgebildeten Operateurhandlungen basieren auf Störfall- und Notfallvorschriften, in denen die Wirksamkeit einzelner Handlungsschritte zu überprüfen ist.

Weitere Forderungen betreffen die PSA des KKL selbst. Insbesondere bedarf es einer Überarbeitung der Erdbebenanalyse im Hinblick auf die Beurteilung der Notwendigkeit seismischer Ertüchtigungen im KKL aufgrund neuer Gefährdungsannahmen. Hierfür ist das anlagenspezifische Verhalten von Bauwerken und Komponenten auch bei über die Auslegung hinausgehenden Erdbebenlasten umfassender und genauer abzubilden. Die auch noch aus weiteren Gründen erforderliche Überarbeitung der PSA der Stufe 1 bedingt eine Anpassung der Schnittstelle zur PSA der Stufe 2. Darüber hinaus ist die PSA der Stufe 2 auf den bisher nicht analysierten Anlagenstillstand auszuweiten.

Basierend auf den Ergebnissen der PSA der Stufe 2 kann das Risiko einer hohen Freisetzung radioaktiver Stoffe durch eine verbesserte Isolation der mit dem Containment in Verbindung stehenden Entlüftungsleitungen reduziert werden. Aus diesem Grund fordert die HSK eine Untersuchung verschiedener Lösungsvarianten. Als Übergangslösung hat das KKL eine bestehende Vorschrift erwei-

tert, um im Fall des Versagens der automatischen Isolation die für eine manuelle Isolation der Entwässerungsleitungen notwendigen Operateurhandlungen zu unterstützen.

Insgesamt gesehen stellen die von der HSK abgeleiteten Forderungen die im KKL bestehende hohe Vorsorge auf der Sicherheitsebene 4 nicht in Frage.

## **10.5 Einhaltung der grundlegenden Schutzziele**

### **Angaben des KKL**

Die grundlegenden Schutzziele zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit sind:

- Kontrolle der Reaktivität
- Kühlung der Brennelemente
- Einschluss radioaktiver Stoffe
- Begrenzung der Strahlenexposition

Die Einhaltung dieser Schutzziele wird im KKL durch die konsequente Umsetzung des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsvorsorge sichergestellt. Die Auswertung der Betriebserfahrung innerhalb des Beurteilungszeitraumes zeigt deutlich auf, 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 vorwiegend 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 eines oder mehrerer der grundlegenden Schutzziele. Diese Aussage wird durch die Ergebnisse der probabilistischen Sicherheitsanalyse gestützt. Darüber hinaus zeigt diese Analyse auf, dass das Risiko der Verletzung der grundlegenden Schutzziele aufgrund eines Kernschadens oder einer unzulässigen Freisetzung radioaktiver Stoffe als sehr gering zu beurteilen ist.

### **Beurteilung der HSK**

Auf Basis der umfassenden Sicherheitsüberprüfung des KKL kommt die HSK zu dem Ergebnis, dass die nach Art. 4 Abs. 1 KEG geforderte Vorsorge im KKL erfüllt ist. Die zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit erforderlichen Schutzmassnahmen sind auf den einzelnen Sicherheitsebenen getroffen, wodurch die übergeordneten Schutzziele innerhalb des Beurteilungszeitraumes jederzeit eingehalten wurden. Aus Sicht der HSK wurden nachfolgende Sicherheitsgrundsätze innerhalb des Beurteilungszeitraums weitestgehend im KKL eingehalten:

- Der Sicherheit wird unter allen betrieblichen Zielsetzungen durch Zielvorgaben für ein sicherheitsorientiertes Handeln Priorität eingeräumt.
- 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.
- Die Anlage entspricht dem Stand der Nachrüsttechnik.
- 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.
- Durch das Zusammenspiel der organisatorischen, administrativen und technischen Massnahmen werden die aus Abweichungen vom Normalbetrieb resultierenden Beanspruchungen der Anlage so begrenzt, dass ein sicherer Betrieb gewährleistet bleibt.
- Störfälle werden vermieden.
- Bei Auslegungsstörfällen ist die Integrität mindestens einer Rückhaltebarriere für radioaktive Stoffe jederzeit gewährleistet;
- Auslegungsstörfälle 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.

Insbesondere wurde die konsequente Verfolgung der beiden erst genannten Grundsätze im KKL innerhalb des Beurteilungszeitraumes deutlich verbessert. Nicht gänzlich eingehalten werden konnte der Grundsatz der Vermeidung von Störfällen. Die selten eingetretenen Störfälle wurden aber auslegungsgemäss, d. h. ohne Gefährdung der nuklearen Sicherheit, beherrscht. Einige andere Grundsätze wurden aus Sicht der HSK innerhalb des Beurteilungszeitraumes vom KKL nicht mit ausreichender Konsequenz verfolgt oder deren konsequente Umsetzung ist vom KKL nochmals zu überprüfen. Aus diesem Grund hat die HSK mehrere Forderungen aus der Sicherheitsüberprüfung des KKL abgeleitet, die im nachfolgenden Kapitel 10.6 nach den Bereichen Betriebsüberwachung, Betriebsvorschriften, Störfallanalysen und Anlagenauslegung aufgeführt sind. Diese Forderungen dienen in einzelnen Fällen der Anpassung an den Stand der Nachrüsttechnik, vorwiegend aber der weiteren Verminderung der Gefährdung.

Zusammenfassend kommt die HSK zum Ergebnis, dass das KKL 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 der HSK sind damit die Voraussetzungen für einen in Zukunft sicheren Betrieb des KKL gegeben.

## 10.6 Forderungen

### Betriebsüberwachung

#### **Forderung 5.5.2-1**

*Das KKL hat bis 31. Dezember 2009 als Grundlage für Instandhaltungs-, Alterungsüberwachungs- und Wiederholungsprüfprogramme vollständige und aktuelle Komponentenlisten aller sicherheitstechnisch klassierten mechanischen Ausrüstungsteile bei der HSK einzureichen.*

#### **Forderung 5.5.2-2**

*Das KKL hat bis 31. Dezember 2009 für die prüfpflichtigen Komponenten der Sicherheitsklassen 2 bis 4, insbesondere für Behälter und angeschlossene Rohrleitungen der Sicherheitsklassen 3 und 4, die Wiederholungsprüfprogramme auf Vollständigkeit hin zu überprüfen und bei Bedarf zu ergänzen.*

#### **Forderung 5.5.2-3**

*Das KKL hat bis 31. Dezember 2009 die Schadensursachen zu analysieren, die zu einer Verkürzung der Prüfintervalle sicherheitstechnisch klassierter Sicherheitsventile in verschiedenen druckführenden Systemen führten, mögliche Verbesserungsmassnahmen zu identifizieren und der HSK einen Bericht darüber einzureichen.*

#### **Forderung 5.5.3-1**

*Das KKL hat über die Systeme der Sicherheitsklasse 1 hinaus weitere ermüdungsrelevante Stellen von Komponenten aller Sicherheitsklassen in die Ermüdungsüberwachung einzubeziehen. Die Festlegung der ermüdungsrelevanten Stellen ist technisch zu begründen, die Überwachungsmethoden sind darzulegen. Die Bereiche, die mit dem Ermüdungsüberwachungsprogramm „FatiguePro“ überwacht werden sollen, sind festzulegen. Die HSK ist darüber im Jahresbericht 2009 zur aktuellen Ermüdungsausnutzung zu informieren.*

#### **Forderung 5.5.6-1**

*Zur Sicherstellung der Alterungsüberwachung der Bauwerke der Bauwerksklasse 1 (BK 1) sind vom KKL folgende Arbeitsschritte durchzuführen:*

- a) Bis 31. Dezember 2009 ist ein Terminplan für das gesamte Inspektionsprogramm des Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) Bautechnik vorzulegen. Darin sind für alle Bauwerke der Bauwerksklasse 1 und für alle Unterkomponenten (Stahl- und Spannbeton, Stahlbau, Durchdringungen, Befestigungen, Brandabschlüsse, Fugenbänder, Abdichtungen, Beschichtungen) die ausstehenden Basisinspektionen, sowie die folgenden Zwischen- und Hauptinspektionen festzulegen.*
- b) Die noch ausstehenden Steckbriefe zu den Bauwerken der Bauwerksklasse 1 sind bis 31. Dezember 2009 einzureichen.*
- c) Die Ergebnisse der noch ausstehenden Basisinspektionen der Bauwerke der Bauwerksklasse 1 sind in den Steckbriefen zu ergänzen. Die ergänzten Steckbriefe sind bis 31. Dezember 2011 gestaffelt einzureichen, je ein Drittel der ergänzten Steckbriefe bis 31. Dezember 2009 und bis 31. Dezember 2010.*

**Forderung 5.10-1**

*Das KKL hat die Untersuchungen zu den Vibrationen der Rohrleitungssysteme und am Dampftrockner unter Beachtung der Empfehlungen der Betreiberorganisation BWROG und des Herstellers durchzuführen und die Ergebnisse einschliesslich geplanter Massnahmen der HSK bis 31. Dezember 2009 einzureichen.*

**Forderung 6.3.1-1**

*Das KKL hat bis 31. Dezember 2010 die Duktil-Sprödbrech-Übergangskurven für das unbestrahlte Schweissmaterial der Längs- und Rundnaht des Reaktordruckbehälters aus originalgetreuem Material zu bestimmen und danach die Ergebnisse des ersten Bestrahlungssatzes erneut auszuwerten.*

**Forderung 6.3.1-2**

*Das KKL hat bis 31. Dezember 2010 die bruchmechanischen Proben des unbestrahlten Probenatzes sowie des zweiten Bestrahlungssatzes nach dem standardisierten Masterkurvenkonzept zu prüfen und die Sprödbrech-Referenztemperatur  $RT_{T_0}$  des Reaktordruckbehälters zu bestimmen.*

**Forderung 6.3.1-3**

*Das KKL hat bis 31. Dezember 2009 gemäss dem aktuellen Stand der Technik abzuklären, ob für die zugrunde gelegten Transienten zur Berechnung der Teilerschöpfungsgrade an den ermüdungsrelevanten Bereichen des Nuklearen Dampferzeugungssystems der Einfluss der Wasserchemie zu berücksichtigen ist. Die Ermüdungsanalysen sind gegebenenfalls nachzuführen.*

**Forderung 6.3.1-4**

*Das KKL hat für die ermüdungsrelevanten Bereiche des Nuklearen Dampferzeugungssystems die Überwachung und Aufzeichnung der Transienten mittels EDV entsprechend dem heutigen Stand der Technik einzuführen und die Ergebnisse der Ermüdungsanalyse der HSK jährlich mitzuteilen (erstmalig im Jahresbericht Ermüdung 2009).*

**Forderung 6.3.2-1**

*Das KKL hat die Alterungsüberwachung der Umwälzschleife bis 31. März 2010 einer erneuten vollständigen Überprüfung zu unterziehen. Dabei sind die Erkenntnisse von eigenen Befunden und von Befunden aus vergleichbaren ausländischen Anlagen auszuwerten.*

**Forderung 6.4.1-1**

*Das KKL hat die Alterungsmechanismen für die im Primärcontainment eingesetzten Beschichtungen im Detail zu dokumentieren. Zudem ist eine Spezifikation für die Beurteilung des Zustandes von Beschichtungen zu erstellen, die auch bei Wasservorlagen anwendbar ist, und es sind geeignete Inspektionsmethoden zur Beurteilung des Zustandes der Beschichtung darzustellen. Diese Dokumente sind bis 31. Dezember 2010 der HSK einzureichen.*

**Forderung 6.4.4-1**

*Das KKL hat bis 31. März 2010 zu prüfen und der HSK zu berichten, ob die unter Wasser liegenden Teile von Containment-Durchdringungen, insbesondere die gemäss SVTI-Festlegung NE-14 der Prüfkategorie 2.2 zuzuordnenden Teile, sowie die Durchdringungen mit hohen Ermüdungsaus-*

*nutzungen ( $U_{\text{eff}} > 0,7$ ) im Wiederholungsprüfprogramm hinreichend erfasst sind. Bei Bedarf ist das Wiederholungsprüfprogramm anzupassen.*

#### **Forderung 6.4.5-1**

*Die Schliesszeiten der Klappen zur Isolierung der Betriebslüftung des Reaktorhilfs- sowie des Brennelementlagergebäudes sind vom KKL im Rahmen des Nachweises der Funktionstüchtigkeit des Notabluftsystems zu überprüfen. Die in den radiologischen Analysen unterstellten Schliesszeiten sind als Nachweisziel in die Technische Spezifikation aufzunehmen und die hieraus resultierenden Änderungen in der Technischen Spezifikation sind der HSK bis 31. Dezember 2009 zur Freigabe einzureichen.*

#### **Forderung 6.5.3-1**

*Die als Störfallinstrumentierung zu deklarierenden Instrumentierungskanäle sind vom KKL unter Berücksichtigung der im US NRC Regulatory Guide 1.97 definierten Parameter-Typen (A bis E) und zuzuordnenden Kategorien (1 bis 3) festzulegen und bis 31. Dezember 2009 in die Technische Spezifikation (TSL) aufzunehmen.*

#### **Forderung 6.7.1-1**

*Das KKL hat zu prüfen, ob die Wiederholungsprüfprogramme für die mechanischen Komponenten des Reaktorkernisolations-Kühlsystems TM über die Grundanforderungen der SVTI-Festlegung NE-14 hinaus erweitert werden müssen, um das Auftreten von Schäden (z. B. durch Erosion, Ermüdung) früher zu erkennen und Instandsetzungsmassnahmen rechtzeitig einleiten zu können. Die Prüfungsergebnisse sind in der nächsten jährlichen AÜP-Nachführungsdokumentation (30. Juni 2010) darzulegen.*

#### **Forderung 6.7.4-1**

*Das KKL hat bis 31. Dezember 2009 zu überprüfen, inwieweit die in der Komponentenliste festgehaltene Klassierung der Komponenten der Containment-Brennelementlagerbecken-Kühlung (TH24) der Systemspezifikation entspricht und hat gegebenenfalls die Komponentenliste zu ergänzen und der HSK einzureichen.*

#### **Forderung 6.11-2**

*Das KKL hat bis 30. Juni 2011 alle stationären Nasslöschanlagen einer Generalüberholung zu unterziehen und die entsprechenden Erstinspektionsprotokolle der HSK einzureichen.*

#### **Forderung 6.14.4-1**

*Das KKL hat die in der Jahresrevision 2005 entdeckten Schäden an mechanischen Ausrüstungen des Reaktorwasserreinigungssystems bis 31. Dezember 2009 auf ihre Relevanz für die Alterungsüberwachung zu überprüfen.*

#### **Forderung 6.16-1**

*Das KKL hat die Strahlenmesstechnik und deren Dokumentation an den Stand der Technik anzupassen. Dabei ist wie folgt vorzugehen:*

- a) *Bis 31. Dezember 2010 sind das Konzept der Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung in der Anlage sowie die Auslegung der einzelnen Messsysteme zu überprüfen. Dazu gehören unter anderem folgende Aspekte:*
- *Darlegung und Bewertung des Konzepts der Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung.*
  - *Darlegung der sicherheitstechnischen Bedeutung der einzelnen Messung und Klassierung der Messeinrichtungen.*
  - *Überwachungs- bzw. Messmethode, Aufbau der Messgeräte.*
  - *Ableitung und Begründung der Alarmwerte.*
  - *Messbereich, Nachweisgrenze, Kalibriernuklid.*
  - *Rückführbarkeit auf Normale.*
  - *Umgebungsbedingungen, Messmediumsbedingungen, Vergleich mit der Auslegung des zu überwachenden Systems.*
  - *Beurteilung der Auslegung der Probenahme; dazu gehört ihre Repräsentativität, die Gesamtübertragungsraten für Partikel, Dichte etc.*
  - *Bewertung der Stromversorgung.*
- b) *Die Ergebnisse dieser Überprüfung sind bei der Ertüchtigung der Strahlenmesstechnik zu berücksichtigen. Die geplanten Verbesserungen sind vor der Einreichung eines allfälligen Freigabeantrags in Fachgesprächen mit der HSK zu erörtern.*
- c) *Zusätzlich ist die Dokumentation der Strahlenmesstechnik zu verbessern und zu ergänzen. Dazu gehören technische Beschreibungen, vollständige technische Daten sowie Einsatz- und Umgebungsbedingungen, Kalibrierzertifikate einschliesslich einer Darlegung der Rückverfolgbarkeit auf Referenznormale, Messbereiche und Nachweisgrenzen, Ableitung und Begründung der Grenzwerte, Stromversorgung und aktueller Standortplan.*

#### **Forderung 6.16-2**

*Die elektrischen Anspeisungen der Messstellen zur Überwachung der Notkühlwassersysteme 10XT46 und 20XT47 sind im Hinblick auf ihre Verfügbarkeit bei Störfällen zu verbessern. Insbesondere müssen die Messeinrichtungen immer auch dann mit Strom versorgt sein, wenn der jeweilige Strang des Notkühlwassersystems in Betrieb genommen wird. Das KKL hat dazu bis 31. Dezember 2010 ein Konzept mit einem Zeitplan für die Umsetzung zu entwickeln und der HSK vorzulegen.*

#### **Forderung 6.16-3**

*Das KKL hat die Überwachung der radioaktiven Emissionen mit der Kaminfortluft in folgenden Bereichen zu verbessern:*

- a) *Bei Störfällen müssen die radioaktiven Emissionen mit der Kaminfortluft über den gesamten Messbereich der Instrumentierung für den Normalbetrieb und den Messbereich der Störfall-Dosisleistungsmonitore zeitlich lückenlos erfasst werden.*
- b) *Die Störfall-Dosisleistungsinstrumentierung zur Überwachung der Kaminfortluft muss einzel-  
fehlersicher ausgelegt sein.*
- c) *Die Edelgasabgaben über das Containment-Druckentlastungssystem müssen kontinuierlich erfasst werden.*

Zur Umsetzung dieser Punkte ist bis 31. Dezember 2010 ein Konzept mit einem Zeitplan zu erarbeiten und der HSK vorzulegen.

### **Betriebsvorschriften**

#### **Forderung 4.3-1**

Das KKL hat die Betriebsvorschriften für die Kalibrierungs- und Funktionstests (IFT/SFT) hinsichtlich des Gefahrenpotenzials bei einer fehlerhaften Durchführung zu überprüfen. Weiterhin hat das KKL die in den Betriebsvorschriften geforderten Schutzmassnahmen zu bewerten. Dazu sind Bewertungskriterien zu entwickeln. Die Ergebnisse sind der HSK bis 31. Dezember 2009 einzureichen.

#### **Forderung 5.7.1-1**

Das Strahlenschutzreglement ist bis 31. Dezember 2009 zu revidieren, indem ein Dokument zu erstellen ist, das die Umsetzung des Strahlenschutzreglements in die entsprechenden praxistauglichen Prozesse des neuen TQM darstellt.

#### **Forderung 6.11-3**

Die Beschreibung des Brandschutzkonzeptes ist vom KKL bis 31. Oktober 2009 an den aktuellen Stand der Brandschutzvorkehrungen anzupassen.

#### **Forderung 9.3-1**

Die Entscheidungshilfen für das Notfallmanagement (SAMG) sind vom KKL wie folgt zu verbessern:

- a) Es ist ein übergeordnetes Leitschema zur regelmässigen Bestimmung des Anlagenzustands und zur entsprechenden Festlegung der Prioritäten bis 31. Dezember 2009 zu ergänzen.
- b) Die SAMG sind bis 31. Dezember 2009 auf den Stillstandsbetrieb zu erweitern.
- c) Die Volllast-SAMG sind bis 31. Dezember 2010 zu überarbeiten:
  - Für alle im SAMG-Bereich durchgeführten Handlungen sind mögliche negative Auswirkungen zu ermitteln und in den SAMG-Unterlagen zu dokumentieren.
  - Die aus SAMG aufgerufenen, präventiven Vorschriften sind auf ihre Eignung im Schwerunfallbereich hin zu untersuchen.
  - Es sind Prioritäten für die Durchführung von mitigativ wirksamen Massnahmen mit Konfliktpotenzial festzulegen. Ferner ist festzulegen, wie mit Massnahmen zu verfahren ist, mit denen vor dem Eintritt in die SAMG begonnen wurde und die noch andauern.
  - Für die Beendigung von eingeleiteten Massnahmen sind entsprechende Kriterien zu entwickeln.

### **Störfallanalysen**

#### **Forderung 5.9.2-1**

Das KKL hat mithilfe einer Störfallanalyse bis 30. Juni 2010 die radiologischen Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes auf das Abfallzwischenlager zu ermitteln und zu bewerten.

**Forderung 7.2.5-1**

Das KKL hat bis 31. Dezember 2010 die Analyse für die limitierende Transiente „Schliessen aller Frischdampf-Isolationsventile“ unter ATWS-Bedingungen hinsichtlich des Einflusses von Brennelementen mit teillangen Brennstäben sowie des Speisewasser-Runbacks zu aktualisieren.

**Forderung 7.4.2-1**

Das KKL hat die Häufigkeit des Störfalls „RWCU-Leitungsbruch“ unter Berücksichtigung der anlagen-spezifischen Leitungslängen und -grössen in den jeweiligen Gebäudebereichen auf Basis internationaler Betriebserfahrungen bis 30. Juni 2010 zu bestimmen.

**Forderung 7.5.1-1**

Das KKL hat mithilfe anerkannter Methoden zu überprüfen, inwieweit die sicherheitstechnisch klassierten Anlagenteile des KKL den Einwirkungen aus Erdbeben mit ausreichender Sicherheit standhalten, die nach heutiger Erkenntnis mit einer Häufigkeit von  $10^{-4}$  pro Jahr zu erwarten sind. Hierfür ist ein Konzept zu erstellen, in dem das Überprüfungsverfahren, die verwendeten Methoden, Schnittstellen zu anderen Forderungen, ggf. beauftragte Experten und verbindliche Termine für die einzelnen Überprüfungsschritte festzulegen sind. Das Konzept ist der HSK bis 31. Dezember 2009 zur Abstimmung einzureichen.

**Forderung 7.5.2-1**

Das KKL hat der HSK bis 31. Dezember 2009 den Mindestumfang der gegen Blitzschlag zu schützenden elektrischen Einrichtungen, die zur Einhaltung der grundlegenden Schutzziele erforderlich sind, zur Stellungnahme einzureichen.

**Forderung 7.6.1-1**

Das KKL hat die Auswirkungen der neuen Quelltermspezifikation ANS-18.1-1999 auf die in den radiologischen Störfallanalysen zugrunde gelegten Aktivitätsinventare bis 30. Juni 2010 aufzuzeigen.

**Forderung 7.6.1-2**

Das KKL hat bis 30. Juni 2010 aufzuzeigen, dass die beim Speisewasser-Leitungsbruch auftretenden dynamischen Strömungsvorgänge durch die in den radiologischen Analysen zugrunde gelegten Aktivitätsinventare abgedeckt sind.

**Forderung 7.6.3-1**

Die Einordnung der Brennelement-Handhabungsstörfälle „Blockade des Transportschlittens im Transportrohr“ und „Entleerung des Transferbeckens“ in die Störfallkategorie 3 sowie die Abdeckung der radiologischen Auswirkungen durch den Störfall „Absturz des Transportschlittens“ sind vom KKL bis 30. Juni 2010 anhand einer detaillierten Analyse nachweislich zu belegen.

**Forderung 7.6.3-2**

Die Analyse der radiologischen Auswirkungen von Kühlmittelverluststörfällen innerhalb des Drywells ist vom KKL bis 30. Juni 2010 insbesondere in folgenden Punkten zu überarbeiten:

- a) Der Bezug zur Anlage und der Nachweis der Konservativität des verwendeten Modells im Vergleich zu den Vorgaben im Reg. Guide 1.183 ist besser zu dokumentieren.

- b) *Da nur 1 % der Hüllrohre störfallbedingt als beschädigt angenommen werden, ist nachvollziehbar darzulegen, dass der in der KKL-Analyse nicht berücksichtigte Beitrag der Primärkühlmittelaktivität zur Gesamtdosis vernachlässigbar ist.*
- c) *Die Modellierung der Abgaben über die Freisetzungspfade, insbesondere derjenigen unter Umgehung des Sekundär-Containments aufgrund definierter Undichtheiten in den Speisewasser- und Frischdampfleitungsabsperrungen, ist im Detail aufzuzeigen und zu bewerten. Dazu gehört auch eine nachvollziehbare Begründung und Herleitung verwendeter Rückhalte-, Dekontaminations- und Partitionsfaktoren.*
- d) *Kleine und mittlere Kühlmittelverluststörfälle sind entsprechend ihrer Eintrittshäufigkeit in Störfallkategorien einzuteilen. Die Einhaltung der relevanten Dosisgrenzwerte ist nachvollziehbar zu belegen bzw. die abdeckenden Störfälle sind zu bezeichnen.*

#### **Forderung 7.6.3-3**

*Die radiologische Analyse für Störfälle im Abgasfiltergebäude ist vom KKL bis 30. Juni 2010 wie folgt zu ergänzen:*

- a) *Es sind die radiologischen Auswirkungen eines systemtechnisch bedingten Ausfalls des Abgassystems neu zu analysieren. Die Einstufung des Störfalls, das zu unterstellende Schadensbild und die Einhaltung des Dosisgrenzwerts sind hierbei nachvollziehbar aufzuzeigen.*
- b) *Die Eintrittshäufigkeit eines Brandes der Aktivkohlefilter im Abgassystem ist zu bestimmen. Ferner sind die radiologischen Auswirkungen unter Berücksichtigung von kreditierbaren Massnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen zu ermitteln und die Einhaltung des relevanten Dosisgrenzwertes ist nachvollziehbar aufzuzeigen.*
- c) *Der gemäss NUREG-0800, BTP 11-5-5 zu postulierende Störfall im Abgassystem durch Operateurfehler ist bezüglich Eintretenshäufigkeit und Einhaltung der Dosisgrenzwerte zu analysieren oder es ist nachvollziehbar aufzuzeigen, dass der Störfall durch vorhandene Störfallanalysen abgedeckt ist.*

#### **Forderung 7.6.3-4**

*Die radiologischen Auswirkungen eines systemtechnisch bedingten Bruchs der Dampfstrahlsaugerleitung im Maschinenhaus sind vom KKL bis 30. Juni 2010 neu zu analysieren. Die Einstufung des Störfalls, das zu unterstellende Schadensbild und die Einhaltung des Dosisgrenzwerts sind hierbei nachvollziehbar aufzuzeigen.*

#### **Forderung 7.6.3-5**

*Die Eintrittshäufigkeit eines Versagens des Verdampfers im Aufbereitungsgebäude ist vom KKL zu bestimmen und die Annahmen und Modellansätze für die Analyse der radiologischen Auswirkungen sind nachvollziehbar darzustellen. Ferner sind die Massnahmen zur Begrenzung der Störfallauswirkungen und die Einhaltung des entsprechenden Dosisgrenzwertes bis 30. Juni 2010 nachvollziehbar aufzuzeigen.*

#### **Forderung 7.6.3-6**

*Es ist vom KKL bis 30. Juni 2010 eine nachvollziehbare Analyse für die radiologischen Auswirkungen eines Bruchs im Reaktorwasser-Reinigungssystem durchzuführen, indem je nach Ort der Bruchstelle unterschiedliche Störfallvarianten berücksichtigt werden. Darauf basierend ist aufzuzeigen, dass die-*

*se entweder durch andere, explizit analysierte Störfälle abgedeckt sind oder es sind spezifische Analysen durchzuführen.*

#### **Forderung 7.6.3-7**

*Das KKL hat die Aktivitätsinventare der Komponenten und Systeme zu ermitteln, die basierend auf den Untersuchungen gemäss Forderung 7.5.1-1 den Einwirkungen aus Erdbeben mit einer Häufigkeit von  $10^{-4}$  pro Jahr nicht mit ausreichender Sicherheit standhalten. Darauf basierend ist die beim Störfall Erdbeben zu erwartende Gesamtdosis unter realistischen Schadensannahmen zu ermitteln und die Einhaltung des Dosisgrenzwertes gemäss StSV für Störfälle der Kategorie 2 nachzuweisen. Der Termin für diesen Nachweis ist in dem gemäss Forderung 7.5.1-1 bis 31. Dezember 2009 zu erstellenden Konzept verbindlich festzulegen.*

#### **Forderung 7.6.4-1**

*Die Post-LOCA Studie ist vom KKL bis 30. Juni 2011 unter Berücksichtigung der vorgenommenen Anlagenänderungen und der Erweiterung des Notfallmanagements hinsichtlich ihrer Aktualität zu überprüfen und ggf. zu aktualisieren.*

#### **Forderung 8.2.6-1**

*Die Erdbebenanalyse der LPSA2006 ist so zu überarbeiten, dass sie dem Stand der Technik und der aktuellen Anlagenkonfiguration entspricht. Insbesondere sind*

- die Entscheide zur Auswahl der Komponenten und Bauten (Screening) anhand eines modernen, auf einer umfassenden Anlagenbegehung beruhenden Verfahrens zu treffen;*
- die Fragilityanalysen insgesamt zu aktualisieren;*
- die Erdbebenanalyse umfassend und nachvollziehbar zu dokumentieren.*

*Darauf basierend sind allfällige seismische Schwachstellen in der Anlage systematisch zu identifizieren und potenzielle Nachrüstungen risikotechnisch zu bewerten.*

*Bis 31. Dezember 2009 ist hierfür ein verbindliches Konzept einzureichen, welches die verwendeten Methoden, den Umfang der Analysen, den Zeitplan für die einzelnen Analyseschritte, die beauftragten Experten und die Erdbebengefährdungsannahmen konkret bestimmt.*

#### **Forderung 8.3.1-1**

*Die Kernschadenzustände („Key Plant Damage States“, KPDS) der LPSA2006 sind nach der Überarbeitung der Stufe-1-PSA zu aktualisieren. Anschliessend ist die gesamte Stufe-2-PSA des KKL bis 30. Juni 2012 aufzudatieren.*

#### **Forderung 8.5-1**

*Der in der PSA-Aktionsliste festgehaltene Verbesserungsbedarf ist wie folgt umzusetzen:*

- a) Die Analyse der Stör- und Notfallvorschriften ist der HSK bis 31. Dezember 2009 einzureichen.*
- b) Für die in der Aktionsliste explizit genannten Fragestellungen zu den Erfolgskriterien als Grundlage zur Modellierung der Unfallabläufe sind die entsprechenden Analysen der HSK bis 31. Dezember 2009 einzureichen. Die vollständig überarbeiteten Analysen der Erfolgskriterien für die Unfallablaufanalysen sind der HSK bis 31. Dezember 2010 einzureichen.*

- c) *Bis 31. Dezember 2011 sind sämtliche in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkte umzusetzen und das PSA-Modell inklusive zugehöriger Dokumentation der HSK einzureichen. Ferner ist zu jedem in der Aktionsliste festgehaltenen Verbesserungspunkt kurz darzulegen, wie dieser im neuen Modell bzw. in der neuen Dokumentation umgesetzt wurde. Diese Darlegung ist anlässlich von Fachgesprächen gemäss Arbeitsfortschritt und abschliessend spätestens bis 31. Dezember 2011 schriftlich festzuhalten.*

**Forderung 8.5-2**

*Es ist vom KKL bis 30. Juni 2012 eine Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb zu entwickeln.*

**Anlagenauslegung****Forderung 6.9.8-1**

*Das KKL hat die Ergebnisse der detaillierten Überprüfung der Auslegung des 130t-Brennelement-Lagerkrans und des 115/5t-Polarkrans der HSK bis 30. Juni 2010 zur Prüfung vorzulegen.*

**Forderung 6.10.2-1**

*Die Auslegung des Überspeisungsschutzes ist vom KKL bis 31. Dezember 2009 unter Berücksichtigung möglicher Ausfallfolgen und der Auslegung des Überspeisungsschutzes in anderen Siedewasserreaktoren zu überprüfen.*

**Forderung 6.11-1**

*Der Brandschutz in den Brandabschnitten 80 (Dekontaminationsgebäude) und 13 (Aufbereitungsgebäude) ist vom KKL bis 31. Dezember 2010 so zu ertüchtigen, dass im Falle eines Brandes der in der Richtlinie HSK-R-50 festgelegte Richtwert für die Aktivitätsfreisetzung nicht überschritten wird.*

**Forderung 6.12-1**

*Das KKL hat bis 31. Dezember 2010 die Blitzschutznachrüstungen abzuschliessen und deren Wirksamkeit zu belegen.*

**Forderung 8.3.5-1**

*Das KKL hat bis 31. Oktober 2009 zu untersuchen, wie der automatische Containmentabschluss (Absperrung der Entwässerungsleitungen) bei Erdbeben verbessert werden kann.*

Würenlingen, den 10. August 2009

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI



Dr. Ulrich Schmocker  
Direktor



**Anhang A: Abkürzungen**

ADR	Europäisches Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse
ALARA	As Low as Reasonably Achievable So tief wie vernünftigerweise erreichbar
AM	Accident Management
ANDIS	Elektrotechnisches Diagnosesystem für 1E-klassierte Motorventile
ANPA	Periodische Übermittlung von Anlage-Parametern an MADUK
ANS	American Nuclear Society
ANSI	American National Standards Institute Amerikanisches Institut für Normen
APRM	Average Power Range Monitor Neutronenfluss-Messsystem zur Bestimmung des mittleren Neutronenflusses
ARI	Alternate Rod Insertion Alternativer Stabeinwurf
ART	Adjusted Reference Temperature Sprödbruch-Referenztemperatur
ASME	American Society of Mechanical Engineers Amerikanische Gesellschaft der Maschinenbauingenieure
ASTM	American Society for Testing and Materials
ATWS	Anticipated Transient without Scram Transiente mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung
AÜP	Alterungsüberwachungsprogramm
AWE	Aktive Werkstatt
BAG	Bundesamt für Gesundheitswesen
BE	Brennelement
BFE	Bundesamt für Energie
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BNFL	British Nuclear Fuels, Sellafield, England

BRK	Behälter und Rohrleitungen in Kernanlagen
BWR	Boiling Water Reactor Siedewasserreaktor
BWROG	Boling Water Reactor Owners' Group
CFR	Code of Federal Regulations (USA)
CMTR	Certified Material Test Report
COGEMA	Compagnie Générale des Matières Nucléaires, La Hague, Frankreich
CPI	Chemie Performance INdikator
CRDA	Control Rod Drop Accident
CRDH	Steuerstab-Antriebsgehäuse
DAK	Druckabbaukammer
DIN	Deutsches Institut für Normung
DWR	Druckwasserreaktor
DZO	Depleted Zinc Oxide Bezüglich Zn-64 abgereichertes Zinkoxid
EAWAG	Eidgenössische Anstalt für Wasserversorgung, Abwasserreinigung und Gewässerschutz
ECP	Elektrochemisches Potenzial
EDV	Elektronische Datenverarbeitung
EK	Erdbebenklasse
ENIQ	European Network for Inspection Qualification Europäisches Netzwerk zur Harmonisierung der Anforderungen für Wiederholungsprüfungen
EPRI	Electric Power Research Institut
ET	Zerstörungsfreie Wirbelstromprüfung
EVED	Eidg. Verkehrs- und Energiewirtschaftsdepartement
FLA	Flugzeugabsturz

GE	General Electric Company (USA)
GEZIP	General Electric Zinc Injection Passivation
GFV	Gesamtanlagenfahrvorschriften
GSKL	Gruppe der schweizerischen Kernkraftwerksleiter
HD	Hochdruck
HF	Human Factor
HKR	Hauptkommandoraum
HSK	Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen
HWC	Hydrogen Water Chemistry Wasserstoff-Wasserchemiefahrweise
IAEA	International Atomic Energy Agency Internationale Atomenergie Agentur
IBIS	Integriertes Betriebs- und Instandhaltungssystem
ICMH	Kerninstrumentierungsgehäuse
ICRP	International Commission on Radiological Protection Internationale Strahlenschutzkommission
IFT	Instrumentierungs- und Funktionstest
ILRT	Integraler Leckratentest
INES	International Nuclear Event Scale
INSAG	International Nuclear Safety Advisory Group Internationales Beratergremium für nukleare Sicherheit (der IAEA)
IRA	Institut Universitaire de Radiophysique Appliquée (Lausanne)
IRM	Intermediate Range Monitor
ISO	International Standards Organisation
ISRAM	Informationssystem für radioaktive Materialien
JHR	Jahreshauptrevision
KAKO	Kalkkondensatbehälter

KE	Sektion Kernenergie des BFE
KEG	Kernenergiegesetz
KEV	Kernenergieverordnung
KKL	Kernkraftwerk Leibstadt
KKLVIP	KKL Vessel und Internals Programm
KKW	Kernkraftwerk
KomABC	Eidg. Kommission für ABC-Schutz
KRA	Kondensatreinigungsanlage
KTA	Kerntechnischer Ausschuss (BRD)
LCO	Limited Condition of Operation Begrenzende Betriebsbedingung
LIMS	Labor Informations Management System
LOCA	Loss of Coolant Accident Kühlmittelverluststörfall
LPRM	Local Power Range Monitor Neutronenflussmessung im Leistungsbereich
MADUK	Messnetz zur automatischen Dosisüberwachung in der Umgebung von Kernkraftwerken
MCR	Main Control Room Hauptkommandoraum
MOV	Motor operated valve Motorangetriebenes Ventil
MSIV	Main Steam Isolation Valve Frischdampf-Isolationsventil
NAZ	Nationale Alarmzentrale
ND	Niederdruck
NFA	Notfallvorschriften
NFO	Notfallorganisation

NRC	Nuclear Regulatory Commission (USA) Nukleare Sicherheitsbehörde der USA
NUREG	Regulatory Guides der US-NRC
NWC	Normal Water Chemistry Normalwasserchemie
OBE	Operating Basis Earthquake Betriebserdbeben
OLNC	On-Line NobleChem Online-Einspeisung von Edelmetall
OSPAR	Oslo-Paris-Abkommen
PARCOM	Paris-Commission
PASS	Post Accident Sampling System Nachunfall-Probenahmesystem
PEAK	Projekt zur Entsorgung ausgebauter Kernkomponenten
PI	Pikettingenieur
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSI	Paul Scherrer Institut, Würenlingen
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
PUT	Power Update Test
PVC	Polyvinylchlorid
QS	Qualitätssicherung
RCA	Root Cause Analysis Vertiefende Ereignisanalysen
RDB	Reaktordruckbehälter
RG	Reaktorgebäude
RIA	Reactivity Initiated Accident Reaktivitätsstörfall

RID	Regulations concerning the International Carriage of Dangerous Goods by Rail Europäisches Übereinkommen über die Beförderung von gefährlichen Gütern mit der Eisenbahn
RSD	Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter mit der Eisenbahn
RSK	Rückschlagklappen
SAMG	Severe Accident Management Guidelines
SCBL	Secondary Containment Bypass Leakage Sekundärcontainment-Bypassleckage
SCC	Spannungsrissskorrosion
SCRAM	Reaktorschnellabschaltung
SDR	Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse
SFA	Störfallanweisungen
SFT	Systemfunktionstest
SIR	Seismic Interface Restraint
SK	Sicherheitsklasse
SLCS	Standby Liquid Control System Vergiftungssystem
SMIS	Schutz von Mensch und Umwelt vor ionisierender Strahlung
SMUK	Schutz von Mensch und Umwelt vor konventionellen Gefahren
SOL	Sicherheit durch organisationales Lernen
SPDS	Safety Parameter Display System
SRI	Select Rod Insertion Einwurf einzelner Steuerstäbe
SRM	Source Range Monitor
SRV	Safety Relief Valve Sicherheits-/Abblaseventil
SSE	Safe Shutdown Earthquake Sicherheitserdbeben

StSG	Schweizerisches Strahlenschutzgesetz
StSV	Schweizerische Strahlenschutz-Verordnung
SUVA	Öffentlich rechtliche Unfallversicherung der Schweiz
SVTI	Schweizerischer Verein für Technische Inspektionen
SVTI-N	SVTI-Nuklear
SWR	Siedewasserreaktor
TLD	Thermolumineszenz-Dosimeter
TQM	Top Quality Management
TSL	Technische Spezifikation
UNSCEAR	United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation
USNRC	Nuclear Regulator Commission (USA) Nukleare Sicherheitsbehörde der USA
UT	Zerstörungsfreie Ultraschallprüfung
UVEK	Eidgenössisches Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation
VAPK	Verordnung über die Anforderungen an das Personal in Kernanlagen
VBRK	Verordnung über sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen in Kernanlagen
VEOR	Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität
VGB	Verband der Grosskraftwerks-Betreiber (Deutschland)
WANO	World Association of Nuclear Operators Weltorganisation der Kernkraftwerksbetreiber
ZWILAG	Betreibergesellschaft des Zentralen Zwischenlagers in Würenlingen
ZZL	Zentrales Zwischenlager in Würenlingen



**Anhang B: Anlage Kennzeichnungssystem (AKS)**

RA	Frischdampfsystem
RL	Speisewassersystem (FS)
RR	Nebenkondensatsystem
SF	Umleiteinrichtung
TC	Reaktorwasserreinigungssysteme (RWCU)
TF	Notstandssystem (SEHR)
TG	Lagerbeckenwasser Kühl- und Reinigungssysteme
TH	Nach- und Notkühlsysteme (RHR/LPCI)
TJ	Hochdruck-Kernsprühsystem (HPCS)
TK	Niederdruck-Kernsprühsystem (LPCS)
TL	Lufttechnische Anlage
TM	Kernisolations-Kühlsystem (RCIC)
TW	Vergiftungssystem (SBLC)
VE	Notkühlwassersystem (ESW)
VF	Nebenkühlwassersystem (SWS)
VG	Zwischenkühlwassersystem (NICCW)
VH	Zwischenkühlsystem
XA	Containment-System
XE	Durchführungen durch Sekundär-Containment
XF	Rohrdurchführungen
XG	Kabeldurchführungen
XK	Gefiltertes Containment Druckentlastungssystem
XL	Notabluftsystem (SGTS)
XN	Leckageüberwachungssystem

XP	Wasserstoffrekombinationssystem
XW	Hebezeuge und Aufzüge im Containment
XX	Wasserstoffzündsystem
YB	Nukleares Dampferzeugungssystem
YC	Reaktor-Druckbehälter-Einbauten
Yu	Umwälzsystem
YV	Steuerstab Antriebssystem (CRD)
YZ	Reaktor-Schutzsystem (RPS)

## Anhang C: Gesetzliche Grundlagen

SR	Gesetz
732.11	Kernenergieverordnung (KEV) vom 10. Dezember 2004
732.11	Kernenergieverordnung (KEV) vom 11. Dezember 2004 (Stand 1. Januar 2009)
732.1	Kernenergiegesetz (KEG) vom 21. März 2003
814.501	Strahlenschutzverordnung (StSV) vom 22. Juni 1994 (Stand 1. Februar 2005)
814.501	Strahlenschutzverordnung (StSV) vom 22. Juni 1994 (Stand 1. Mai 2007)
732.143.1	Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen (VAPK) vom 9. Juni 2006 (Stand 27. Juni 2006)
732.143.2	Verordnung vom 9. Juni 2006 über die Betriebswachen von Kernanlagen (VBWK)
732.13	Verordnung über sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen in Kernanlagen (VBRK) vom 9. Juni 2006 (Stand 27. Juni 2006)
814.201	Gewässerschutzverordnung (GSchW) vom 28. Oktober 1998
814.201.81	Verordnung des UVEK über die Genehmigung internationaler Beschlüsse und Empfehlungen vom 10. Januar 2000
814.50	Strahlenschutzgesetz (StSG) vom 23. März 1991 (Stand 28. Dezember 2004)
819.121	Verordnung über die Sicherheit von Druckgeräten (Druckgeräteverordnung) vom 20. November 2002
819.122	Verordnung über die Sicherheit von einfachen Druckbehältern (Druckbehälterverordnung) vom 20. November 2002
832.312.12	Verordnung über die Sicherheit und den Gesundheitsschutz der Arbeitnehmerinnen und Arbeitnehmer bei der Verwendung von Druckgeräten (Druckgeräteverwendungsverordnung) vom 15. Juni 2007 (Stand 1. Juli 2007)
520.17	Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (VEOR) vom 17. Oktober 2007 (Stand 1. Januar 2009)



**Anhang D: ENSI/HSK-Richtlinien**

<b>Richtlinie</b>	<b>Titel der Richtlinie</b>	<b>Datum der für die Stellungnahme berücksichtigten Ausgabe</b>
<b>ENSI-A05/d</b>	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Qualität und Umfang	Januar 2009
<b>HSK-A06/d</b>	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen	Mai 2008
<b>ENSI-B03/d</b>	Meldungen der Kernanlagen	Dezember 2008
<b>HSK-B05/d</b>	Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle	Februar 2007
<b>HSK-B11/d</b>	Notfallübungen	November 2007
<b>HSK-E-04/d</b>	Steuerstellen und Notfallräume von Kernkraftwerken: Anforderungen betreffend Ausführung und Ausrüstung für Accident Management	Dezember 1989
<b>HSK-R-04/d</b>	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Projektierung von Bauwerken	Dezember 1990
<b>HSK-R-06/d</b>	Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	Mai 1985
<b>HSK-R-07/d</b>	Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts	Juni 1995
<b>HSK-R-11/d</b>	Strahlenschutzziele im Normalbetrieb von Kernanlagen	Mai 2003
<b>HSK-R-12/d</b>	Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts	Oktober 1997
<b>HSK-R-14/d</b>	Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle	März 2004
<b>HSK-R-15/d</b>	Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken	Dezember 2004
<b>HSK-R-16/d</b>	Seismische Anlageninstrumentierung	Februar 1980
<b>HSK-R-17/d</b>	Organisation von Kernkraftwerken	Juni 2002

<b>Richtlinie</b>	<b>Titel der Richtlinie</b>	<b>Datum der für die Stellungnahme berücksichtigten Ausgabe</b>
<b>HSK-R-18/d</b>	Aufsichtsverfahren bei Reparaturen, Änderungen und Ersatz von mechanischen Ausrüstungen in Kernanlagen	Dezember 2000
<b>HSK-R-23/d</b>	Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernanlagen	Januar 2003
<b>HSK-R-27/d</b>	Auswahl, Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals von Kernkraftwerken	Mai 1992
<b>HSK-R-29/d</b>	Anforderungen an die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle	März 2004
<b>HSK-R-30/d</b>	Aufsichtsverfahren beim Bau und Betrieb von Kernanlagen	Juli 1992
<b>HSK-R-35/d</b>	Aufsichtsverfahren beim Bau und dem Nachrüsten von Kernkraftwerken, 1E klassierte elektrische Ausrüstungen	Oktober 2003
<b>HSK-R-37/d</b>	Anerkennung von Strahlenschutz –Ausbildungen und –Fortbildungen im Aufsichtsbereich der HSK	Juli 2001
<b>HSK-R-41/d</b>	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	Juli 1997
<b>HSK-R-45/d</b>	Planung und Durchführung von Notfallübungen in den schweizerischen Kernkraftwerken	Januar 2004
<b>HSK-R-46/d</b>	Anforderungskriterien für sicherheitsrelevante rechnerbasierte Leittechnik	April 2005
<b>HSK-R-47/d</b>	Prüfung von Strahlenmessgeräten	Oktober 1999
<b>HSK-R-48/d</b>	Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	November 2001
<b>HSK-R-50/d</b>	Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen	März 2003
<b>HSK-R-51/d</b>	Alterungsüberwachungsprogramm Maschinen und Bau	November 2004
<b>HSK-R-52/d</b>	Transport- und Lagerbehälter (T/L-Behälter) für die Zwischenlagerung	Juli 2003

<b>Richtlinie</b>	<b>Titel der Richtlinie</b>	<b>Datum der für die Stellungnahme berücksichtigten Ausgabe</b>
<b>HSK-R-61/d</b>	Aufsicht beim Einsatz von Brennelementen und Steuerstäben in Leichtwasserreaktoren	Juni 2004
<b>HSK-R-100/d</b>	Nachweis ausreichender Vorsorge gegen Störfälle in Kernkraftwerken (Störfall-Richtlinie)	Dezember 2004
<b>HSK-R-101/d</b>	Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren	Mai 1987
<b>HSK-R-102/d</b>	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz	Dezember 1986
<b>HSK-R-103/d</b>	Anlageinterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle	November 1989
<b>HSK-G07/d</b>	Organisation von Kernanlagen	April 2008
<b>HSK-G13/d</b>	Strahlenschutzmessmittel in Kernanlagen: Konzepte, Anforderungen und Prüfungen	Februar 2008
<b>HSK-G14/d</b>	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	Februar 2008