



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



## **Zusammenfassung, Ergebnisse und Bewertung**





Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen  
Division principale de la Sécurité des Installations Nucléaires  
Divisione principale della Sicurezza degli Impianti Nucleari  
Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate

---

HSK 11/800

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

Würenlingen, Dezember 2002



## Inhaltsverzeichnis

<b>1</b>	<b>Einleitung</b> .....	<b>1-1</b>
1.1	Veranlassung.....	1-1
1.2	Die Periodische Sicherheitsüberprüfung.....	1-1
1.3	Vorgehensweise .....	1-2
1.4	Beurteilungsgrundlagen.....	1-3
1.5	HSK-Inspektionen.....	1-3
1.6	Eingereichte Dokumentation.....	1-4
<b>2</b>	<b>Bewilligungen sowie Einhaltung von Auflagen und HSK-Richtlinien</b> .....	<b>2-1</b>
2.1	Bewilligungen.....	2-1
2.2	Erfüllung von Auflagen und Pendenzen.....	2-1
2.2.1	Erfüllung bzw. Stand von Auflagen der Verfügung des Bundesrates vom 14. Dezember 1992 .....	2-2
2.2.2	Erledigung von Pendenzen aus dem HSK-Gutachten von 1991 .....	2-3
2.2.3	Erfüllung bzw. Stand der Massnahmen gegen schwere Unfälle in schweizerischen Kernkraftwerken.....	2-4
2.2.4	Stand von neuen Projekten oder Tagesgeschäften .....	2-4
2.3	Bedeutung ausgewählter HSK-Richtlinien.....	2-4
<b>3</b>	<b>Übersicht über die Anlage anhand der PSÜ-Dokumentation</b> .....	<b>3-1</b>
3.1	Standort .....	3-1
3.2	Übergeordnete Auslegungsmerkmale der Anlage .....	3-3
3.3	Sicherheitskonzept und wichtige Sicherheitseinrichtungen .....	3-5
3.4	Wichtige organisatorische und technische Änderungen seit 1990 .....	3-10
3.4.1	Änderungen in der Organisation.....	3-10
3.4.2	Technische Anlageänderungen.....	3-11
3.5	Betriebsführung.....	3-14
<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 .....	4-4
4.1.4	Notfallorganisation .....	4-4
4.1.5	Safety Policy .....	4-4

4.2	Personal .....	4-6
4.2.1	Personalpolitik.....	4-6
4.2.2	Personalbestand .....	4-7
4.2.3	Anforderungen und Auswahl.....	4-8
4.2.4	Aus- und Weiterbildung.....	4-8
4.2.5	Simulator .....	4-13
4.2.6	Fremdpersonal .....	4-14
4.3	Vorschriften zum Betrieb der Anlage.....	4-15
4.4	Betriebsdokumentation.....	4-16
4.5	Mensch-Maschine-Schnittstelle.....	4-16
4.5.1	Arbeitsplätze im Hauptkommandoraum.....	4-17
4.5.2	Prozessvisualisierungssystem .....	4-18
4.6	Qualitätsmanagement .....	4-20
<b>5</b>	<b>Auswertung der Betriebserfahrung der Gesamtanlage.....</b>	<b>5-1</b>
5.1	Methoden der Auswertung .....	5-1
5.2	Vorkommnisse im KKM.....	5-3
5.2.1	Transienten mit Anforderungen der Reaktorschnellabschaltung .....	5-4
5.2.2	Transienten ohne Anforderung der Reaktorschnellabschaltung .....	5-8
5.2.3	Befunde.....	5-9
5.2.4	Ereignisse von öffentlichem Interesse (ohne RESA).....	5-9
5.3	Für KKM relevante Vorkommnisse in anderen Anlagen .....	5-10
5.4	Erfahrungen aus dem Normalbetrieb .....	5-11
5.4.1	Jahresablauf.....	5-11
5.4.2	Leistungserhöhung um 10% im Jahre 1993 .....	5-12
5.4.3	Versuche, Tests .....	5-13
5.4.4	Kennwerte für Betriebssicherheit und Zuverlässigkeit.....	5-14
5.4.5	HSK-Beurteilung der Erfahrungen aus dem Normalbetrieb .....	5-16
5.5	Konzept und Ergebnisse der Instandhaltung und Alterungsüberwachung.....	5-17
5.5.1	Maschinentechnik .....	5-17
5.5.2	Elektro- und Leittechnik .....	5-21
5.5.3	Bautechnik .....	5-23
5.6	Konzept und Ergebnisse des operationellen Strahlenschutzes .....	5-25
5.6.1	Organisation des Strahlenschutzes, Personalbestand.....	5-25
5.6.2	Überwachung der Strahlenexposition.....	5-27
5.6.3	Kollektiv- und Individualdosen .....	5-28
5.6.4	Strahlenschutz-Ausbildung des Personals .....	5-30
5.6.5	Strahlenschutzplanung und -optimierung .....	5-31
5.6.6	Dosisleistung und Aktivitätskonzentration in der Anlage .....	5-32
5.6.7	Massnahmen zur Reduktion der Dosis.....	5-34
5.6.8	Zoneneinteilung, Garderoben, Schutz- und Hilfsmittel .....	5-35
5.6.9	Instrumentierung für den operationellen Strahlenschutz.....	5-37
5.6.10	Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone .....	5-38
5.6.11	Lüftungsanlagen, radiologische Aspekte.....	5-38

5.7	Radioaktive Emissionen und Umgebungsüberwachung.....	5-41
5.7.1	Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt .....	5-41
5.7.2	Umgebungsüberwachung.....	5-43
5.8	Konzept und Ergebnisse der Entsorgung .....	5-45
5.8.1	Konditionierung radioaktiver Abfälle .....	5-45
5.8.2	Zwischenlagerung.....	5-48
5.8.3	Brennelemententsorgung .....	5-50
5.8.4	Transporte.....	5-51
<b>6</b>	<b>Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude, Systeme und Komponenten.....</b>	<b>6-1</b>
6.1	Konzept der Erdbebenauslegung der Gesamtanlage.....	6-1
6.2	Bautechnik .....	6-3
6.2.1	Klassierung der Gebäude.....	6-3
6.2.2	Normen und Lastfälle.....	6-4
6.2.3	Beurteilung der Sicherheit der Bauwerke .....	6-5
6.3	Auslegung und Überwachung des Reaktorkerns.....	6-11
6.3.1	Kernauslegung.....	6-11
6.3.2	Brennstoffverhalten.....	6-12
6.3.3	Änderungen an Brennelementen und Steuerstäben .....	6-14
6.3.4	Kernüberwachung.....	6-15
6.4	Nukleares Dampferzeugungssystem .....	6-17
6.4.1	Reaktordruckbehälter .....	6-17
6.4.2	RDB-Einbauten .....	6-24
6.4.3	Umwälzsystem.....	6-28
6.4.4	Frischdampfsystem.....	6-30
6.4.5	Speisewassersystem .....	6-32
6.5	Containment und Containmentsysteme.....	6-33
6.5.1	Primärcontainment.....	6-33
6.5.2	Sekundärcontainment (Reaktorgebäude).....	6-36
6.5.3	Isolationssystem des Primärcontainments .....	6-37
6.5.4	Isolationssystem des Sekundärcontainments .....	6-39
6.5.5	Vakuumbrechsysteme .....	6-40
6.5.6	Systeme zur Wasserstoffbeherrschung.....	6-41
6.5.7	Notabluftsystem .....	6-42
6.6	Sicherheitssysteme.....	6-44
6.6.1	Reaktorabschaltung.....	6-44
6.6.2	Sicherheitsleittechnik .....	6-47
6.6.3	Reaktordruckbegrenzung und -entlastung .....	6-51
6.6.4	Kernnotkühlung.....	6-52
6.6.5	Nachwärmeabfuhr .....	6-57
6.6.6	Vergiftungssystem SLCS.....	6-60
6.6.7	Notstandssystem SUSAN.....	6-61

6.7	Versorgungs- und Hilfssysteme .....	6-63
6.7.1	Nukleare Kühlwassersysteme.....	6-63
6.7.2	Stromversorgung.....	6-68
6.7.3	Lüftungsanlagen.....	6-72
6.7.4	Steuerluft.....	6-76
6.7.5	Leckageüberwachung .....	6-77
6.7.6	Leitstände.....	6-78
6.7.7	Seismische Anlageninstrumentierung .....	6-80
6.8	Wichtige Betriebssysteme .....	6-81
6.8.1	Ausgewählte Regelsysteme.....	6-81
6.8.2	Turbinen-Bypasssystem .....	6-83
6.8.3	Kondensatsystem und Speisewassersystem .....	6-84
6.8.4	Brennelementlagerung und -handhabung .....	6-85
6.9	Brandschutz .....	6-86
6.10	Blitzschutz .....	6-88
6.11	Technische und administrative Massnahmen gegen auslegungsüber- schreitende Störfälle.....	6-89
6.11.1	Containment-Rückpumpsystem.....	6-89
6.11.2	Drywell-Sprüh- und -Flutsystem.....	6-90
6.11.3	Hochreservoireinspeisung in den Reaktordruckbehälter.....	6-90
6.11.4	Gefilterte Druckentlastung des Primärcontainments .....	6-91
6.11.5	Torussprühsystem .....	6-92
6.11.6	Alternative Kernkühlung .....	6-93
6.11.7	Vorgehensweise bei schweren Unfällen.....	6-94
6.11.8	Schutz des Betriebspersonal .....	6-95
6.12	Wasserchemie und Systeme zur Behandlung von Wasser und Abgas .....	6-97
6.12.1	Chemie und Radiochemie.....	6-97
6.12.2	Systeme zur Behandlung von Wasser.....	6-99
6.12.3	Systeme zur Behandlung von Abgas.....	6-100
6.13	Strahlenschutzmesstechnik.....	6-100
6.14	Flucht- und Interventionswege .....	6-107
6.14.1	Fluchtwege.....	6-107
6.14.2	Interventionswege.....	6-108
<b>7</b>	<b>Verhalten der Anlage bei Auslegungsstörfällen.....</b>	<b>7-1</b>
7.1	Grundlagen der Störfallanalysen.....	7-1
7.2	Transienten .....	7-4
7.2.1	Absinken der Reaktorkühlmittel-Temperatur .....	7-4
7.2.2	Anstieg des Reaktordrucks .....	7-5
7.2.3	Reduktion der Kühlmittelumwälzmenge .....	7-6
7.2.4	Anstieg der Kühlmittelumwälzmenge.....	7-7
7.2.5	Überspeisung des Reaktordruckbehälters .....	7-8
7.2.6	Langsamer Reaktorleistungsanstieg (TOPPS).....	7-8
7.2.7	Instabilität des Reaktorkerns.....	7-9
7.2.8	ATWS .....	7-10



7.3	Reaktivitätsstörfälle.....	7-12
7.3.1	Unbeabsichtigte Kritikalität beim Beladen des Kerns.....	7-13
7.3.2	Steuerstab-Fall.....	7-13
7.4	Kühlmittelverluststörfälle.....	7-14
7.4.1	Kleine und mittlere Kühlmittelverluststörfälle.....	7-15
7.4.2	Fehlerhaftes Öffnen eines Sicherheits-/Abblaseventils.....	7-16
7.4.3	Frischdampf- und Speisewasserleitungsbrüche.....	7-17
7.4.4	Bruch einer Umwälzschleife.....	7-17
7.4.5	Leitungsbrüche und -lecks im Reaktorgebäude und Maschinenhaus.....	7-18
7.5	Systemübergreifende interne Einwirkungen.....	7-20
7.5.1	Auswirkungen von Brüchen hochenergetischer Rohrleitungen auf benachbarte Systeme.....	7-20
7.5.2	Auswirkungen von Bruchstücken hoher kinetischer Energie infolge Komponentenversagen.....	7-21
7.5.3	Anlageinterne Überflutungen.....	7-22
7.5.4	Brand.....	7-23
7.5.5	Brennelement-Handhabungsstörfälle.....	7-24
7.6	Externe Ereignisse.....	7-25
7.6.1	Erdbeben.....	7-26
7.6.2	Blitzschlag.....	7-27
7.6.3	Externe Überflutung.....	7-28
7.6.4	Niedrigwasser.....	7-29
7.6.5	Windlasten.....	7-30
7.6.6	Einwirkungen von Gasen und Explosionen.....	7-31
7.6.7	Flugzeugabsturz.....	7-31
7.7	Radiologische Auswirkungen von Auslegungsstörfällen.....	7-33
7.7.1	Rechenmodelle zur Bestimmung der radiologischen Auswirkungen.....	7-34
7.7.2	Ergebnisse der radiologischen Störfallanalysen.....	7-38
<b>8</b>	<b>Auslegungsüberschreitende Störfälle.....</b>	<b>8-1</b>
8.1	Stufe-1-PSA für Volllastbetrieb.....	8-1
8.1.1	Zuverlässigkeit von Komponenten.....	8-2
8.1.2	Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen.....	8-3
8.1.3	Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien.....	8-5
8.1.4	Interne Ereignisse.....	8-5
8.1.5	Externe und interne systemübergreifende Ereignisse.....	8-7
8.1.6	Ergebnisse der Stufe-1-Volllast-PSA.....	8-13
8.1.7	Sensitivitätsuntersuchungen.....	8-17
8.2	Stufe-2-PSA für Volllastbetrieb.....	8-19
8.2.1	Schadenzustände der Anlage.....	8-19
8.2.2	Containmentkapazität und Containmentbelastungen.....	8-20
8.2.3	Containment-Ereignisbaumanalyse.....	8-22
8.2.4	Quelltermanalyse.....	8-23
8.2.5	Ergebnisse der Stufe-2-Volllast-PSA.....	8-25
8.2.6	Sensitivitätsuntersuchungen.....	8-26

8.3	Stufe-1-PSA für den Anlagestillstand .....	8-28
8.3.1	Anlagekonfiguration bei Stillstand.....	8-29
8.3.2	Zuverlässigkeit von Komponenten.....	8-29
8.3.3	Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen.....	8-30
8.3.4	Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien.....	8-31
8.3.5	Interne Ereignisse .....	8-31
8.3.6	Externe und interne systemübergreifende Ereignisse.....	8-32
8.3.7	Ergebnisse der Stufe-1-Stillstand-PSA.....	8-32
8.3.8	Unsicherheits- und Importanzanalyse .....	8-33
8.4	Zusammenfassende Bewertung.....	8-34
<b>9</b>	<b>Organisation des Notfallschutzes.....</b>	<b>9-1</b>
9.1	Allgemeines.....	9-1
9.2	Anlageinterner Notfallschutz .....	9-1
9.3	Anlageexterner Notfallschutz .....	9-3
9.4	Notfallübungen .....	9-4
<b>10</b>	<b>Gesamtbewertung .....</b>	<b>10-1</b>
10.1	Gesamtbewertung aus Sicht des Betreibers.....	10-1
10.1.1	Erfüllung der Schutzziele nach der HSK-Richtlinie R-48.....	10-1
10.1.2	Nachweisziele der HSK-Richtlinie R-48.....	10-2
10.1.3	Sicherheitskultur.....	10-2
10.1.4	Leistungserhöhung .....	10-2
10.1.5	Nachrüstungen, Verbesserungen, Erneuerungen und Instandhaltung .....	10-3
10.1.6	Ausblick auf die Betriebsperiode 2003 bis 2012.....	10-3
10.2	Gesamtbewertung aus der Sicht der HSK .....	10-4
10.2.1	Organisation und Betrieb .....	10-4
10.2.2	Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude, Systeme und Komponenten .....	10-4
10.2.3	Deterministische Störfallanalysen.....	10-5
10.2.4	Probabilistische Sicherheitsanalysen .....	10-6
10.2.5	Notfallorganisation .....	10-6
10.2.6	Schlussfolgerungen .....	10-7
10.3	PSÜ-Pendenzen.....	10-7
10.3.1	PSÜ-Pendenzen im Bereich der Betriebserfahrung der Gesamtanlage .....	10-7
10.3.2	PSÜ-Pendenzen im Bereich der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude, Systeme und Komponenten.....	10-8
10.3.3	PSÜ-Pendenzen im Bereich der deterministischen Störfallanalysen.....	10-10
10.3.4	PSÜ-Pendenzen im Bereich der probabilistischen Sicherheitsanalysen .....	10-10

10.4	Pendenzen.....	10-14
10.4.1	Pendenzen im Bereich der Betriebserfahrung der Gesamtanlage.....	10-14
10.4.2	Pendenzen im Bereich der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude, Systeme und Komponenten .....	10-15
10.4.3	Pendenzen im Bereich der deterministischen Störfallanalysen .....	10-16
<b>Anhang A: Abkürzungen .....</b>		<b>A-1</b>
<b>Referenzen .....</b>		<b>R-1</b>

## Verzeichnis der Abbildungen

	Seite	
Abb. 3.3-1	Systeme zur Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr	3-9
Abb. 5.2-1	Klassierte Vorkommnisse im Bewertungszeitraum	5-4
Abb. 5.2.3-1	Klassierte Befunde der Kategorie B im Bewertungszeitraum	5-9
Abb. 5.4.4-1	Arbeitsausnutzung	5-15
Abb. 5.4.4-2	Zeitverfügbarkeit	5-15
Abb. 5.4.4-3	Geplante Nichtverfügbarkeit	5-15
Abb. 5.4.4-4	Ungeplante Nichtverfügbarkeit	5-15
Abb. 5.4.4-5	Nichtverfügbarkeit der Hochdruckeinspeisesysteme	5-15
Abb. 5.4.4-6	Nichtverfügbarkeit der Wärmeabfuhrsysteme	5-15
Abb. 5.4.4-7	Nichtverfügbarkeit der Notstrom- und Dieselgeneratoren	5-16
Abb. 5.4.4-8	Chemieindikator	5-16
Abb. 5.4.4-9	Brennstoffzuverlässigkeitsindikator	5-16
Abb. 5.6.3-1	Jahreskollektivdosen der schweizerischen Kernkraftwerke	5-29
Abb. 5.6.3-2	Verteilung der höheren Individualdosen des Eigen- und Fremdpersonals von 1988 bis 2001	5-30
Abb. 5.7.1-1	Normierte Abwasserabgaben (ohne Tritium) des KKM im Vergleich mit einer Gruppe ähnlicher Siedewasserreaktoren (Vergleichsgruppe) und den Siedewasserreaktoren weltweit	5-42
Abb. 5.7.2-1	Langzeitverlauf der Ortsdosisleistung der MADUK-Sonde M-03 im Messring Mühleberg	5-44
Abb. 6.4.1-1	Änderung der 4 RDB-Speisewasserstutzen 1997	6-20
Abb. 6.4.2-1	Aufsummierte Risslängen der Rissbereiche 1, 2, und 3 der Schweissnaht Nr. 11, bestimmt in den Revisionsstillständen der Jahre 1993 bis 2002	6-25
Abb. 8.2.4-1	Integrales Aerosol-Freisetzungsrisiko KKM gemäss HSK-Analyse	8-25

## Verzeichnis der Tabellen

		Seite
Tab. 3.3-1	Sicherheitstechnische Einstufung von mechanischen Ausrüstungen	3-7
Tab. 5.5.3-1	Präventive Instandhaltungsmassnahmen an Gebäuden	5-23
Tab. 5.5.3-2	Stand der Basisinspektionen im AÜP Bautechnik	5-24
Tab. 6.2.1-1	Klassierung der Gebäude	6-3
Tab. 7.7.2-1	Maximale Dosis für den Steuerstab-Fall	7-39
Tab. 7.7.2-2	Maximale Dosis für den Kühlmittelverluststörfall	7-41
Tab. 7.7.2-3	Maximale Dosis für den Messleitungsbruch im Reaktorgebäude	7-43
Tab. 7.7.2-4	Maximale Dosis für den RWCU-Leitungsbruch im Reaktorgebäude	7-44
Tab. 7.7.2-5	Maximale Dosis für den Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus	7-45
Tab. 7.7.2-6	Maximale Dosis für den Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus	7-47
Tab. 7.7.2-7	Maximale Dosis für den Bruch eines Aktivkohlebehälters im Maschinenhaus	7-48
Tab. 7.7.2-8	Maximale Dosis für den Abgasleitungsbruch im Maschinenhaus	7-49
Tab. 7.7.2-9	Maximale Dosis für den Brennelementabsturz	7-50
Tab. 7.7.2-10	Maximale Dosis für Störfälle durch Einwirkungen von Aussen	7-51
Tab. 7.7.2-11	Zusammenstellung der Folgedosen für das Personal bei einem Brennelementabsturz	7-53
Tab. 7.7.2-12	Ergebnisse der radiologischen Störfallanalysen	7-54
Tab. 8.1.6-1	Übersicht zu den PSA-Resultaten von MUSA2000 und dem HSK-Modell	8-14
Tab. 8.1.7-1	Importanz der wichtigsten Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit	8-18
Tab. 8.2.1-1	Anlagenschadenzustände in MUSA2000	8-19
Tab. 8.2.3-1	KKM Freisetzungspfade bei schweren Unfällen	8-22
Tab. 8.2.4-1	HSK-Resultate für das Risiko von Aerosolfreisetzen	8-24
Tab. 8.2.6-1	Sensitivitätsanalyse in MUSA2000	8-27
Tab. 8.2.6-2	Sensitivitätsstudie zum Einfluss verschiedener AM-Massnahmen	8-28



# 1 Einleitung

## 1.1 Veranlassung

Der schweizerische Bundesrat hat in zwei Verfügungen die BKW FMB Energie AG (BKW) verpflichtet, das Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) in regelmässigen Abständen einer sicherheitstechnischen Gesamtüberprüfung (Periodische Sicherheitsüberprüfung) zu unterziehen.

In der Verfügung des schweizerischen Bundesrates vom 14. Dezember 1992 zum Gesuch der BKW vom 9. November 1990 um Erteilung der unbefristeten Betriebsbewilligung und Leistungserhöhung für das KKM legte der Bundesrat in einer Auflage fest, dass der Betreiber des KKM in Abständen von ungefähr 10 Jahren jeweils einen Bericht über die Sicherheit der Anlage bei der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) einzureichen hat. Dieser Bericht soll eine zusammenfassende Bewertung des Zustandes der Anlage enthalten; insbesondere ist auf die Betriebserfahrung, Vorkommnisse im KKM und in ähnlichen Anlagen, den Alterungszustand und die Ergebnisse der Probabilistischen Sicherheitsanalyse einzugehen.

In der Verfügung des schweizerischen Bundesrates vom 28. Oktober 1998 zum Gesuch der BKW vom 8. Mai 1996 um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung vom 14. Dezember 1992 präzisierte der Bundesrat die Termine für die Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ). Er legte fest, dass die BKW der HSK bis zum Jahre 2001 eine umfassende Dokumentation der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM einzureichen hat. Die HSK wird anschliessend eine sicherheitstechnische Stellungnahme bis Ende 2002 erstellen. Für eine Zwischenbewertung des KKM muss die BKW bis zum Ende des Jahres 2005 die PSÜ-Dokumentation aktualisieren und der HSK zur Bewertung einreichen. Diese wird bis Ende 2007 wiederum eine sicherheitstechnische Stellungnahme erarbeiten.

Aufgrund dieser Verfügung führte das KKM bis zum Ende des Jahres 2001 eine PSÜ durch. Die HSK hat die PSÜ beurteilt und die vorliegende sicherheitstechnische Stellungnahme verfasst.

## 1.2 Die Periodische Sicherheitsüberprüfung

Im November 2001 wurde die HSK-Richtlinie R-48<sup>1</sup> „Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken“ in Kraft gesetzt. In dieser Richtlinie sind die Grundsätze und Inhalte der Periodischen Sicherheitsüberprüfung festgelegt.

Die Periodische Sicherheitsüberprüfung stellt eine Ergänzung zur laufenden Aufsichtstätigkeit der HSK dar. Sie ist, soweit die Bewilligungsbehörde nichts anderes festlegt, ab der Inbetriebnahme im Abstand von 10 Jahren für jedes in Betrieb befindliche Kernkraftwerk durch den Betreiber durchzuführen. Ziel der PSÜ ist die ganzheitliche sicherheitstechnische Beurteilung des Kernkraftwerks. Hierbei ist einerseits die kraftwerksspezifische Betriebserfahrung der letzten 10 Jahre auszuwerten und mit relevanten Betriebserfahrungen anderer Kernkraftwerke zu vergleichen. Andererseits ist der aktuelle Zustand des Kernkraftwerks mit dem Stand von Wissenschaft und Technik zu vergleichen. Anhand dieser Vergleiche ist die Notwendigkeit von Nachrüstmassnahmen zu überprüfen.

### 1.3 Vorgehensweise

Das KKM führte die PSÜ schwerpunktmässig im Jahre 2001 durch. Die inhaltlichen Schwerpunkte und die Einreichungstermine für die einzelnen PSÜ-Dokumente wurden zwischen dem KKM und der HSK zu Beginn und auch während der Periodischen Sicherheitsüberprüfung in Fachgesprächen und regelmässigen Projektgesprächen vereinbart. Die einzureichenden PSÜ-Dokumente enthalten eine Darstellung des Sicherheitskonzepts, eine Bewertung der Betriebsführung und des Betriebsverhaltens, eine Deterministische Sicherheitsstatusanalyse und eine Probabilistische Sicherheitsanalyse. Im Rahmen einer Gesamtbewertung ist unter anderem aufzuzeigen, dass die Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente“, „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“ im Normalbetrieb sowie bei Auslegungstörfällen eingehalten werden.

Zu Beginn der PSÜ, Anfang des Jahres 2001, wurde neben den Beurteilungsgrundlagen (Kap. 1.4) und dem Umfang der einzureichenden PSÜ-Dokumente (Kap. 1.6) Folgendes vereinbart:

- Die einzureichenden PSÜ-Dokumente beschreiben den Zustand der Anlage am Stichtag 5. September 2000, d. h. am Ende der Revisionsabstellung des Jahres 2000. Sie enthalten eine Beurteilung des Sicherheitsstatus der Anlage und eine Prognose, inwieweit ein sicherer Anlagebetrieb bis zur nächsten PSÜ gewährleistet ist.
- Die Auslegung von Systemen und Komponenten wird bewertet, wenn an diesen Systemen innerhalb des 10-jährigen Bewertungszeitraums, das heisst ab dem 8. September 1990 (Ende Stillstand 1990) bis zum 5. September 2000 (oben festgelegter Stichtag), Änderungen durchgeführt wurden oder wenn sich die Beurteilungsgrundlagen in diesem Zeitraum geändert haben. Die letzte Überprüfung des KKM durch die HSK (HSK 11/250)<sup>2</sup> wurde im Oktober 1991 abgeschlossen.
- Die Betriebsführung und das Betriebsverhalten werden schwerpunktmässig im festgelegten Bewertungszeitraum dargestellt und bewertet. Für die Bewertung der Ergebnisse der Alterungsüberwachung gilt der oben genannte Bewertungszeitraum nicht. Die Ergebnisse der Alterungsüberwachung werden seit Inbetriebnahme der Sicherheitseinrichtungen dargestellt und der Stand der Alterungsüberwachung wird in die Bewertung mit einbezogen.
- Auf wesentliche Änderungen an Sicherheitseinrichtungen, die in naher Zukunft geplant sind, wird hingewiesen.

Die HSK führte eine unabhängige Prüfung und Beurteilung der vom KKM eingereichten Dokumente zur PSÜ durch. Die aus dieser Prüfung resultierenden Ergebnisse sind in der vorliegenden Stellungnahme zusammengefasst. Als Beurteilungsgrundlagen dienten die Erfahrung und der Stand von Wissenschaft und Technik wie er in Kap. 1.4 definiert ist.

Bei Abweichungen zur Erfahrung und zum heutigen Stand von Wissenschaft und Technik wurde deren Einfluss auf die Sicherheit der Anlage geprüft. Dabei wurde geklärt, ob Nachrüstmassnahmen notwendig oder im Rahmen der Verhältnismässigkeit geboten sind. Bei bestehenden Anlagen, wie das KKM, müssen wesentliche Fortschritte des Standes von Wissenschaft und Technik in angemessener Weise berücksichtigt werden. Es ist dabei von der Einhaltung allgemeiner Schutzziele auszugehen, die bei älteren Anlagen auch mit anderen Mitteln als bei Neuanlagen erreicht werden können.



## 1.4 Beurteilungsgrundlagen

Die von der Bundesversammlung, vom Bundesrat bzw. von den Departementen verabschiedeten Gesetze und Verordnungen sind in jedem Fall einzuhalten. Anforderungen aus internationalen Regelwerken und Veröffentlichungen sind für die Themenbereiche heranzuziehen, die nicht durch schweizerische Richtlinien, Normen und Vorschriften abgedeckt sind. Es werden nur Richtlinien, Normen und Vorschriften verwendet werden, die vor dem Stichtag 5. September 2000 in Kraft gesetzt wurden.

Eine wichtige Beurteilungsgrundlage für die Periodische Sicherheitsüberprüfung sind die Erfahrung und der Stand von Wissenschaft und Technik (StSG<sup>3</sup> Art. 9). Damit ist der aktuelle Zustand des Kernkraftwerks der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik gegenüberzustellen.

Unter dem Stand der Technik wird Folgendes verstanden:

1. Richtlinien der HSK und Festlegungen des Schweizerischen Vereins für Technische Inspektionen (SVTI)
2. Allgemein gültige nationale Normen und Vorschriften (z. B für Brandschutz, Blitzschutz)
3. Kerntechnisches Regelwerk oder Praxis des Lieferlandes des Kernkraftwerkes
4. Veröffentlichungen (Fundamentals, Standards, Guides) der Internationalen Atom Energie Agentur (IAEA), der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) sowie Empfehlungen der Eidgenössischen Kommissionen (insbesondere der KSA)
5. Realisierter Stand der Technik in anderen Kernkraftwerken oder in relevanten Anlagen anderer Industriebereiche

Unter dem Stand der Wissenschaft werden Erkenntnisse aus der Forschung verstanden, die allgemein anerkannt sind oder unabhängig überprüft wurden.

## 1.5 HSK-Inspektionen

Bei der Aufsicht über die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz sind, in Ergänzung zum Vergleich des aktuellen Zustandes des Kernkraftwerks mit dem Stand von Wissenschaft und Technik und der Auswertung der Betriebserfahrung, Inspektionen ein wichtiges Instrument, um sich ein Urteil über den Anlagenzustand und den Betrieb bilden zu können.

Die HSK führte im Bewertungszeitraum pro Jahr zwischen 50 bis 80 Inspektionen im KKM durch. Nicht enthalten in dieser Zahl sind die Inspektionen des SVTI, der die HSK bei den Inspektionen zu den wiederkehrenden Werkstoffprüfungen an druckführenden sicherheitsklassierten Komponenten unterstützt. Diese Inspektionen wurden vom SVTI vorwiegend während der Stillstände durchgeführt. Abhängig von den jeweiligen Prüfprogrammen führte der SVTI im Bewertungszeitraum zwischen 150 und 200 Inspektionen pro Jahr durch. Die Ergebnisse aus den HSK- und SVTI-Inspektionen flossen in die HSK-Beurteilung der PSÜ mit ein.

Mit der Einführung des Qualitätsmanagementsystems in der HSK im Jahre 2000 begann die HSK die Inspektionen systematisch hinsichtlich Trends bezüglich technischen, organisatorischen und menschlichen Sicherheitsaspekten auszuwerten. Zu diesem Zweck wurde der Inspektionsumfang ergänzt und in die Kategorien Basisinspektionen, thematische Schwerpunktsinspektionen und reaktive Inspektionen eingeteilt. Die ersten beiden Kategorien sind fester Bestandteil der Jahresinspektionsplanung, die alle relevanten Themen wie Strahlenschutz, Reaktorsicherheit, Behandlung radioaktiver

Abfälle, Notfallschutz usw. abdecken. Die Auswahl und die Intervalle der Inspektionen des Basisinspektionsprogramms berücksichtigen sowohl deterministische wie auch probabilistische Kriterien. Reaktive Inspektionen werden zumeist aufgrund von Vorkommnissen oder kurzfristig geplanter Instandhaltungs- und Anlageänderungsarbeiten durchgeführt. Sie sind naturgemäss kein Bestandteil des Basisinspektionsprogramms, sind aber fester Planungsbestandteil der Jahresinspektionsplanung. Zusätzlich werden diese Inspektionen durch einen Fragenkatalog zur Erfassung menschlicher und organisatorischer Aspekte ergänzt. Im Folgenden ist die Trendanalyse der Inspektionen für das Jahr 2001 beispielhaft wiedergegeben:

Im Jahre 2001 führte die HSK rund 70 Inspektionen im KKM durch. Mehr als 60% der Inspektionen ergaben ausschliesslich positive Resultate. Bei etwa 30% hat die HSK in Teilbereichen Hinweise gemacht, insgesamt waren die Inspektionsergebnisse aber positiv. Bei weniger als 3% der Inspektionen verlangte die HSK zusätzliche Abklärungen oder Massnahmen, wobei jedoch keine sicherheitstechnischen Defizite, die den sicheren Betrieb des KKM in Frage gestellt hätten, festgestellt wurden. Dasselbe gilt für den organisatorischen und menschlichen Bereich (sog. Human Factors, HF). Auch hier wurden keine Defizite festgestellt, die den sicheren Betrieb der Anlage in Frage stellen würden.

## 1.6 Eingereichte Dokumentation

Das KKM reichte folgende PSÜ-Dokumente ein:

- Als Beschreibung des anlagenspezifischen Sicherheitskonzeptes legte das KKM den aktualisierten Sicherheitsbericht, das Kraftwerksreglement, die Störfall- und Notfallvorschriften sowie Zusatzberichte zum anlageninternen Notfallschutz, zum Brand- und Blitzschutz, zum Instandhaltungskonzept, zum Standort, zur Erdbebenqualifikation und zu den Flucht- und Interventionswegen vor.
- Die Betriebsführung und das Betriebsverhalten der Anlage beschrieb und bewertete das KKM in einer Reihen von Berichten zu den Themen Organisation und Personal, Sicherheitskultur, Qualitätsmanagement, Betriebserfahrung der Gesamtanlage, Entsorgung von radioaktiven Abfällen, Transport und Behandlung von Kernbrennstoff, Wasserchemie und radioaktive Abgaben. Diese Berichte wurden mit Trendanalysen über Änderungen, Ersatz und Reparaturen in Sicherheitssystemen sowie einer Analyse der Lastfälle und der klassierten meldepflichtigen Vorkommnisse ergänzt.
- In der deterministische Sicherheitsstatusanalyse beurteilte das KKM die Beherrschung eines Spektrums von Auslegungsstörfällen durch die Sicherheitseinrichtungen. Dazu gehörte auch der Nachweis, dass die für die Vorkommnisse der Ereigniskategorien Betriebsstörung, Zwischenfall und Unfall geforderten Dosisgrenzwerte eingehalten sind. Daneben reichte das KKM eine Überprüfung der Auslegung und des Qualitätszustandes von 38 Sicherheitseinrichtungen ein. Diese Systembeschreibungen wurden ergänzt mit Zusatzberichten zur Betriebserfahrung wichtiger Betriebs- und Regelsysteme.
- Das KKM dokumentierte die probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) der Stufe 1 für die Zustände Volllast und Stillstand. Darüber hinaus wurde eine PSA der Stufe 2 erstellt.

In der Gesamtbewertung des Sicherheitsstatus der Anlage führte das KKM, gemäss den Vorgaben der HSK-Richtlinie R-48<sup>1</sup>, die Ergebnisse der Bewertung der vier oben aufgeführten Bereiche zusam-

men. Dabei stand der Nachweis der Einhaltung der Schutzziele als übergeordnetes Bewertungskriterium im Vordergrund.

Ergänzend wurden in der Gesamtbewertung weitere Aspekte wie die Sicherheitskultur, die Leistungserhöhung auf 110%, die Alterungsüberwachung, die Entsorgung von radioaktiven Abfällen, die konventionelle Sicherheit, insbesondere die Arbeitssicherheit, die Umweltauswirkungen sowie die Nachrüstungen, Verbesserungen, Erneuerungen und Instandhaltungen im Bewertungszeitraum dargestellt und bewertet. Auch wurde ein Ausblick auf die Betriebsperiode 2003 bis 2012 gegeben.



## **2 Bewilligungen sowie Einhaltung von Auflagen und HSK-Richtlinien**

### **2.1 Bewilligungen**

Das Eidgenössische Verkehrs- und Energiedepartement (EVED)\* erteilte für das Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) am 21. Juli 1965 die Standortbewilligung sowie am 21. März 1967 und 7. März 1968 je eine Teilbaubewilligung. Die Inbetriebnahme und Aufnahme des Leistungsbetriebs des KKM erfolgte aufgrund von zwei Bewilligungen des EVED vom 24. Februar 1971 und vom 13. Mai 1971, die sich auf das KSA-Gutachten 11/16 vom Februar 1971 abstützen. Bis Ende 1980 hatte das EVED die Betriebsbewilligung jeweils nur um relativ kurze Zeitabschnitte von einem halben bzw. einem ganzen Jahr verlängert. Grund war die Entwicklung der Notkühlkriterien in den USA und deren allfällige Auswirkungen auf das KKM. In ihrem Statusbericht 11/72 von Ende 1980 hat die KSA die Sicherheit des KKM neu beurteilt. Diese Stellungnahme führte am 23. Dezember 1980 zur Verlängerung der Betriebsbewilligung bis 31. Dezember 1985, in der mit einer Auflage die Nachrüstung eines autarken, redundanten Notstandsystems verlangt wurde. Das EVED erteilte die Bewilligung zum Bau und Betrieb des von der BKW vorgeschlagenen Notstandsystems (SUSAN) am 5. Juli 1984. Aufgrund des HSK-Gutachtens 11/130, Rev. 1, vom September 1985 verlängerte der Bundesrat die Betriebsbewilligung am 13. November 1985 bis Ende 1992. Das Notstandsystem ist seit Herbst 1989 betriebsbereit.

Die BKW stellten am 9. November 1990 an den Bundesrat das Gesuch um die Erteilung einer unbefristeten Betriebsbewilligung für das KKM mit einer thermischen Reaktorleistung von 1097 MW. Das Gesuch beinhaltete somit eine Erhöhung der thermischen Reaktorleistung von 997 MW auf 1097 MW. Gestützt auf das HSK-Gutachten<sup>2</sup> vom Oktober 1991 und die KSA-Stellungnahme vom Dezember 1991 genehmigte der Bundesrat am 14. Dezember 1992 die Leistungserhöhung, befristete jedoch die Betriebsbewilligung bis zum 31. Dezember 2002. Am 8. Mai 1996 beantragte die BKW erneut die unbefristete Betriebsbewilligung. Den Antrag beantwortete der Bundesrat mit der Verfügung vom 28. Oktober 1998, in der er die Betriebsbewilligung bis zum 31. Dezember 2012 befristete.

### **2.2 Erfüllung von Auflagen und Pendenzen**

In diesem Kapitel werden die Erfüllung bzw. der aktuelle Stand der Auflagen und Pendenzen aus dem HSK-Gutachten<sup>2</sup> und von neu dazugekommenen Geschäften kommentiert. Zusätzlich wird am Ende des Kapitels kurz auf die Erfüllung der von der HSK geforderten Massnahmen gegen schwere Unfälle in schweizerischen Kernkraftwerken (MSU) aus dem Jahre 1987 eingegangen.

---

\* Heute Eidgenössisches Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation (UVEK)

### 2.2.1 Erfüllung bzw. Stand von Auflagen der Verfügung des Bundesrates vom 14. Dezember 1992

Aufgrund des HSK-Gutachtens<sup>2</sup> aus dem Jahre 1991 verfügte der Bundesrat am 14. Dezember 1992 14 Bedingungen und Auflagen (4.1 - 4.14). Die Auflage 4.13 bezüglich der nuklearen Sicherung und die Auflage 4.14 bezüglich der Evaluation alternativer Energieproduktionen liegen ausserhalb des Aufsichtsbereiches der HSK und werden nicht betrachtet. Auch KKM hat die Erfüllung der Auflagen in der Gesamtbewertung der PSÜ kommentiert.

Die HSK beurteilt die Erfüllung der Auflagen wie folgt:

Die Auflage 4.1 befristet die Betriebsbewilligung für das KKM bis zum 31. Dezember 2002.

Die Betriebsbewilligung wurde mit der Verfügung des Bundesrates vom 28. Oktober 1998 zum Gesuch um Aufhebung der Befristung der Betriebsbewilligung für das KKM bis zum 31. Dezember 2012 verlängert.

Die Auflage 4.2 begrenzte die thermische Reaktorleistung im stationären Betrieb auf 1097 MW.

Die Leistungsgrenze wurde im Bewertungszeitraum eingehalten.

Die Auflage 4.3 begrenzt die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt aus dem KKM.

Die vorgeschriebenen Grenzwerte für die Abgaben an die Atmosphäre und an die Aare wurden im Bewertungszeitraum eingehalten.

Die Auflage 4.4 verlangte die Qualifikation und nötigenfalls die Nachrüstung von noch nicht seismisch qualifizierten Ausrüstungen innerhalb des Reaktorgebäudes, welche die SUSAN-Funktion beeinträchtigen könnten, inkl. ihrer Verankerung im Bauwerk für das Sicherheitserdbeben.

Die erforderlichen Qualifikationen und Nachrüstungen wurden bis Ende 1993 durchgeführt. Es handelte sich dabei im Wesentlichen um die an das Reaktorkühlsystem bzw. den Torus angeschlossenen Leitungen.

Die Auflage 4.5 verlangte die Überprüfung des Brandschutzes im Torusbereich des Reaktorgebäudes bezüglich aktiver und passiver Massnahmen auf der Kote -11 m. Zudem war für das Löschwassernetz des Reaktorgebäudes der Erdbebennachweis zu erbringen.

Bei der Überprüfung der Brandschutzmassnahmen wurden zwei Verbesserungsmassnahmen eruiert, die zur Installation eines Rauch- und Wärmeabzugs und zur Begrenzung der Brandlasten führten. Diese Massnahmen wurden umgesetzt und die Auflage im Jahre 1997 abgeschlossen. Der Erdbebennachweis für das Löschwassernetz wurde 1994 erbracht.

Die Auflage 4.6 verlangte die Einführung eines systematischen Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) für Bauwerke sowie elektrische und mechanische Ausrüstungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung bis Mitte 1993.

Das Konzept des AÜP wurde termingerecht vorgelegt und von der HSK gutgeheissen. Die Umsetzung in der Anlage ist in Arbeit und wird von der HSK weiterverfolgt.

Die Auflage 4.7 verlangte, dass der Betreiber alle 10 Jahre einen Bericht über die Sicherheit der Anlage bei der HSK einreicht.

Die BKW hat im Jahre 2002 erstmals eine PSÜ durchgeführt und dazu Berichte bei der HSK eingereicht. In der vorliegenden Stellungnahme bewertet die HSK diese PSÜ.

Die Auflage 4.8 verlangte die jährliche Überprüfung und allfällige Revision des Sicherheitsberichtes. Der Sicherheitsbericht wurde im Berichtszeitraum periodisch revidiert.

Die Auflage 4.9 verlangte die periodische Nachführung der Risikoanalyse bei Änderungen in der Anlage und in Vorschriften.

Die BKW hat im Jahre 1995 eine Stillstands- und Schwachlast-PSA (SMUSA) bei der HSK eingereicht und im Rahmen der PSÜ die Volllast-PSA Stufe 1 und 2 vollständig überarbeitet und nachgeführt.

Die Auflage 4.10 über die stichprobenweise Prüfung des Zustandes der Abfallfässer im Zwischenlager und über die Anpassung der Abluftüberwachung des Zwischenlagers wurde erfüllt. Die Konditionierung von Brennelementkästen, Steuerstäben, Pulver- und Kugelharzen sowie der Sumpfschlämme entspricht heute dem Stand der Technik.

Die Auflage 4.11 verlangte, dass vor einer Leistungserhöhung Massnahmen zu ergreifen sind, die geeignet sind, die Dosisleistung insbesondere an den Umwälzschleifen zu reduzieren. Zudem war zu belegen, dass die Grenz- bzw. Richtwerte für die Strahlenbelastung des Personals (Einzel- und Kollektivdosis) auch bei erhöhter Leistung eingehalten werden können.

KKM hat 1993 und 1994 die so genannten „Pins und Rollers“ (stark kobalthaltige Führungselemente für die Steuerstäbe) durch kobaltarme Gleitstücke ersetzt, wodurch der Eintrag von Kobalt in das Reaktorwasser erheblich reduziert wurde. Ferner wurde dem Reaktorwasser von 1991 bis 1998 Eisen und ab 1998 abgereichertes Zink zugesetzt. In der Folge ist die mittlere Dosisleistung an den Umwälzschleifen bis 1999 kontinuierlich gesunken. Die HSK hat die von KKM ergriffenen Massnahmen als Erfüllung der Auflage 4.11 akzeptiert.

Wie in Auflage 4.12 verlangt, wurde die Erhöhung der thermischen Reaktorleistung auf 1097 MW in zwei Stufen von je 50 MW vorgenommen. Auch wurde vor jeder Erhöhung eine HSK-Freigabe eingeholt.

Zusammenfassend kommt die HSK, wie auch KKM, zum Schluss, dass alle vom Bundesrat am 14. Dezember 1992 verfüigten Bedingungen und Auflagen erfüllt sind oder umgesetzt werden.

### **2.2.2 Erledigung von Pendenzen aus dem HSK-Gutachten von 1991**

Die Pendenzen aus dem HSK-Gutachten<sup>2</sup> von 1991 lassen sich folgendermassen gruppieren:

1. Verbesserungen bzw. Abklärungen auf Grund der bisherigen Betriebserfahrungen
2. Ergänzende Untersuchungen zur Auslegung, zur Ausführung und zum Zustand der sicherheitstechnisch wichtigen Anlageteile sowie Nachrüstungen
3. Forderungen aufgrund der Beurteilung von Auslegungsstörfällen und von auslegungsüberschreitenden Störfällen
4. Forderungen zum Bereich „Organisation und Personal“
5. Forderungen zum Notfallschutz für die Umgebung

Alle Pendenzen des HSK-Gutachtens<sup>2</sup> von 1991 wurden geschlossen.

### 2.2.3 Erfüllung bzw. Stand der Massnahmen gegen schwere Unfälle in schweizerischen Kernkraftwerken

Die HSK-Forderungen nach Massnahmen gegen schwere Unfälle (MSU) in schweizerischen Kernkraftwerken entstanden als Folge des Reaktorunfalls in Tschernobyl am 26. April 1986. Der Hauptteil der Forderungen wurden den schweizerischen Kernkraftwerken im Januar 1987 zugestellt. Die Aktionsliste der MSU gliederte sich in die Evaluation der nuklearen Sicherheit und der Auswirkung von Unfällen bei bestehenden Kernkraftwerken (7 MSU-Punkte) und in die Verbesserung der Sicherheit der bestehenden Kernkraftwerke in der Schweiz (23 MSU-Punkte).

Alle MSU-Punkte wurden durch KKM erfüllt resp. werden, falls es sich um periodisch zu erfüllende Aufgaben handelt, umgesetzt.

### 2.2.4 Stand von neuen Projekten oder Tagesgeschäften

Einige aktuelle Projekte und deren Stand sind:

Optimierung des Betriebes (Hybridzyklus): Die BKW hatte ein Gesuch um Freigabe einer alternierenden Fahrweise mit kürzeren und längeren Revisionszeiten zur Optimierung des Betriebs bei der HSK eingereicht. Das Ansuchen wurde von der HSK im Juli 2000 freigegeben.

Massnahmen gegen Spannungsrissskorrosion der Reaktoreinbauten (HWC&NMCA): Zum Schutz der Reaktoreinbauten vor Spannungsrissskorrosion wurde die kontinuierliche Dosierung von Wasserstoff ins Speisewasser (HWC = Hydrogen Water Chemistry) kombiniert mit der periodischen Zugabe von Edelmetallverbindungen ins Reaktorwasser (NMCA = Noble Metal Chemical Addition) eingeführt. Die Freigabe für das Vorhaben wurde seitens der HSK im Mai 2000 erteilt.

Brennstoffverhalten bei Hochabbrand für GE11 und GE14 Brennelemente (HIGHBU): Dieses Projekt betrifft die vom Betreiber zur besseren Brennstoffausnutzung beantragte Erhöhung des Brennelementabbrandes. Das Projekt ist im Gang.

Severe Accident Management Guidance (SAMG): Dieses Projekt behandelt die Erstellung von Dokumenten zur Beherrschung und Milderung schwerer Unfälle in den Kernkraftwerken. Das Projekt ist im Gang.

Probabilistische Erdbeben-Gefährdungs-Analyse für die KKW-Standorte in der Schweiz (PEGASOS): Zurzeit wird im Rahmen des Projekts PEGASOS eine probabilistische Erdbeben-Gefährdungs-Analyse für die Kernkraftwerkstandorte in der Schweiz, einschliesslich Mühleberg, durchgeführt.

## 2.3 Bedeutung ausgewählter HSK-Richtlinien

Die Richtlinien der HSK, die Auslegungskriterien enthalten, gelten grundsätzlich für neue Anlagen. Bei bestehenden Anlagen sind die Auslegungskriterien, soweit zweckmässig und zumutbar, anzuwenden. Von einem Auslegungskriterium kann abgewichen werden, sofern nachgewiesen werden kann, dass durch andere Massnahmen ein gleichwertiger Sicherheitsgrad erreicht wird. Dies betrifft insbesondere die HSK-Richtlinie R-101<sup>4</sup>, in der die Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Leichtwasserreaktoren festgelegt sind.

Die HSK-Richtlinie R-06<sup>5</sup>, welche die sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen beschreibt, wurde und wird bei Änderungen berücksichtigt, falls dabei Ausrüstungen sicherheitstechnisch höher klassiert werden. Bestehende Klassierungen wurden



belassen, falls sie höher sind als die Anforderungen der Richtlinie R-06. Dies betrifft im KKM z. B. die Klassierung der Frischdampf- und Speisewasserleitungen im Maschinenhaus, die im KKM der Sicherheitsklasse SK2 zugeordnet sind, in der Richtlinie R-06 jedoch als nicht klassiert gelten.

Richtlinien zum Strahlenschutz dienen dem Schutz des Personals und der Bevölkerung und sind immer zu berücksichtigen. Ein Beispiel ist die Richtlinie HSK R-11<sup>6</sup>, in welcher die Ziele für den Schutz von Personen vor ionisierender Strahlung im Bereich von Kernkraftwerken festgelegt sind. Die Einhaltung der Forderungen der Strahlenschutz-Richtlinie R-11<sup>6</sup> werden in Kap. 5.6, 5.7 und 7.7 dieser Stellungnahme bewertet. Die HSK-Richtlinie R-41<sup>7</sup>, welche die Grundlagen und die Vorgehensweise für die Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund der Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen festlegt, ist ebenfalls für alle schweizerischen Kernanlagen gültig.

Richtlinien, die von bestehenden Anlagen Nachrüstungen erfordern, sind die HSK-Richtlinie R-103<sup>8</sup> über die anlageninternen Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle und die HSK-Empfehlung E-04<sup>9</sup> über die Anforderungen betreffend Ausführung und Ausrüstung für Accident Management der Steuerstellen und Notfallräume von Kernkraftwerken.

Die HSK-Richtlinie R-102<sup>10</sup>, welche Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz festlegt, ist für bestehende Kernkraftwerke zum Vergleich hinsichtlich Einhaltung der Auslegungskriterien nicht geeignet. KKM ist grundsätzlich nicht speziell gegen Flugzeugabsturz ausgelegt. Zudem sind alle Kernkraftwerke der Schweiz vor 1986, dem Datum der Veröffentlichung der Richtlinie, gebaut worden. In Kap. 7.6.7 wird speziell auf den Schutz des KKM gegen Flugzeugsabsturz eingegangen.



## 3 Übersicht über die Anlage anhand der PSÜ-Dokumentation

### 3.1 Standort

Der Standort des Kernkraftwerks Mühleberg (KKM) liegt am linken Aareufer, flussabwärts und westlich der Stadt Bern im Gemeindegebiet von Mühleberg, Kanton Bern. Das Kernkraftwerksgelände grenzt im Norden an die Aare und ist im Osten von offener Feldflur und im Süden und Westen von Wald umschlossen.

In der Umgebung des KKM bildet die Aare ein in Richtung Ost-West verlaufendes U-förmiges Tal. Am Kraftwerksstandort beträgt die Breite der Talsohle rund 500 m und die teilweise bewaldeten Talhänge steigen um 100 m an.

Flussaufwärts befinden sich in einer Entfernung von 1 km, gemessen in der Luftlinie, der Staudamm des Wohlensees und das Wasserkraftwerk Mühleberg. Flussabwärts in einer Entfernung von 1,6 km mündet die Saane in die Aare, und weitere 3 km flussabwärts steht der Staudamm des Stausees Niederried.

In einer Distanz von 500 bis 900 Meter befinden sich die ersten Einzelhäuser und kleinere Wohnsiedlungen. Die Zone 1 umfasst Gebiete der Gemeinden Ferenbalm, Golaten, Mühleberg, Radelfingen, Seedorf, Wileroltigen und Wohlen. Die Entfernungen zu den Zentren der nächstgelegenen Städte betragen 14 km bis Bern, 19 km bis Biel und 20 km bis Fribourg.

### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung hat das KKM die Veränderungen in der Umgebung des Kernkraftwerks hinsichtlich folgender Gesichtspunkte dargestellt und bewertet:

#### Bevölkerungsverteilung

Das KKM zeigte in Form einer Tabelle, dass sich die Bevölkerungsverteilung im Bewertungszeitraum nur unwesentlich verändert hat. Die Bevölkerung nahm in einem Umkreis von 20 km, welcher den Rand der Zone 2 gemäss Notfallschutzverordnung definiert, von 1990 bis 1999 von 544'650 auf 541'493 Personen ab. Davon lebten 1999 in der Zone 1 (Umkreis von 2,8 km) 2'398 Personen.

#### Bodennutzung

Bei der Bodennutzung ergaben sich keine nennenswerten Änderungen. Im Bewertungszeitraum wurden ungefähr 2% der Gesamtfläche der Zone 1 und 2 von landwirtschaftlicher Nutzfläche in Siedlungsfläche überführt.

#### Industrie und Verkehr

Im Bereich Industrie und Verkehr gab es im Bewertungszeitraum keine Änderungen und Ereignisse, die die Sicherheit der Anlage beeinflussten. Das Verkehrsaufkommen auf den Hauptverkehrsstrassen erhöhte sich um 10 bis 20%.

#### Meteorologie

Die Analyse der meteorologischen Daten deckt im Sicherheitsbericht<sup>11</sup> den Zeitraum von 1981 bis 1987 ab. Das KKM argumentierte, dass diese Analyse auch für den Bewertungszeitraum gültig ist, da die Zeitkonstanten für Änderungsprozesse in der Meteorologie weit grösser sind als der doppelte Berichtszeitraum. Im Weiteren stützte das KKM diese Aussage durch die Berichte „Projekt Windbank

oberes Aaretal“ des Paul Scherrer Instituts und „Datenverfügbarkeit und -qualität der ANETZ-Stationen der Kernanlagen“ der Meteo Schweiz sowie durch die MADUK-ANPA Quartals- und Jahresberichte der HSK ab.

Der Sturm Lothar, der Ende Dezember 1999 auch in der Umgebung des KKM wütete, richtete auf dem Areal, dank seiner geschützten Lage, keine Schäden an.

#### Geologie und Baugrund

Die Geologie am Standort hat sich naturgemäss nicht verändert. Das KKM beurteilte die Tragfähigkeit des Baugrunds nach wie vor als sehr gut und bezieht sich dabei auf die bisher durchgeführten Setzungsmessungen und auf die für das SUSAN-Projekt durchgeführten Baugrunduntersuchungen. Mit Ausnahme von unbedeutenden oberflächlichen Erdrutschen in der Umgebung des Areals ist auch die Topografie nicht verändert worden. Der Grundwasserspiegel liegt 3 bis 5 m unter der Terrainoberfläche. Er korrespondiert mit dem Wasserstand der Aare und hat sich ansonsten nicht verändert.

#### Hydrologie

Die im folgenden in Kurzform beschriebenen Gefährdungen „Überflutung“ und „Niedrigwasser“ werden im Kapitel 7.6.3 und 7.6.4 ausführlich dargestellt und beurteilt.

Für das Verhindern der Arealüberflutung ist der Zustand der im Einzugsbereich des KKM gelegenen Stauanlagen an der Aare und an der Saane massgebend. Das KKM berichtete, dass alle Talsperren der Stauanlagenverordnung unterstehen und dementsprechend in einem 5-Jahres-Intervall geprüft und beurteilt werden. Sie sind in einwandfreiem Zustand. Die einzige im Zeitraum 1990 bis 2000 ausgeführte Systemänderung betrifft das Wasserkraftwerk Mühleberg. Durch die 1997/98 ausgeführte Erneuerung des Grundablasses kann der Wohlensee rascher als bisher abgesenkt werden. Zudem wird zurzeit an Studien zur Erneuerung des Wehres und des Maschinenhauses des Wasserkraftwerks Mühleberg gearbeitet. Zusätzlich beschrieb das KKM das aussergewöhnliche Hochwasser im Mai 1999, das durch ergiebige Niederschläge zurzeit der einsetzenden Schneeschmelze ausgelöst wurde. Die Aare ist im Areal des KKM zwar nicht über die Ufer getreten, der ansteigende Grundwasserspiegel führte aber zu Wassereintrüben in die Keller verschiedener nicht überflutungssicher ausgelegter Gebäude. Das Wasser konnte mit Saugern und mobilen Sumpfpumpen abgeführt werden. Die betroffenen Gebäude sind nicht sicherheitsrelevant.

Die Gefährdung durch Niedrigwasser beurteilte das KKM anhand von periodischen Aufnahmen der Querschnittsprofile der Aare im Bereich des KKM. Die letzte Aufnahme des Querschnittsprofils wurde 1990 durchgeführt. Das KKM beurteilte das Aarebett aufgrund der bisherigen Messungen als stabil und beantragte, entsprechend einer Vereinbarung mit dem Bundesamt für Wasser und Geologie, die nächste Aufnahme im Zeitraum zwischen 2005 und 2010 durchzuführen.

Das KKM stellte die während des Leistungsbetriebs gemessenen jährlichen Maximal- und Minimalwerte der Aaretemperatur dar. Sie haben sich im Zeitraum 1990 bis 2000 nicht signifikant verändert. Die Auswertung der Jahresmittelwerte der Aare durch die beauftragte Spezialfirma Aquarius zeigt jedoch für diese Werte einen ansteigenden Trend im Ausmass von rund 1°C im Zeitraum von 1975 bis 2000. Ein Ansteigen der Jahresmittelwerte kann den Leistungsbetrieb beeinflussen, indem bei deutlich erhöhten Wassertemperaturen die Bedingungen für Lastabsenkungen früher und öfter erreicht werden. Die Ökologen kommen zum Schluss, dass die Leistungserhöhung im KKM das Ökosystem Aare nicht nachweisbar beeinflusst.

### Seismologie

Die seismologischen Grundlagen entsprechen immer noch dem Stand zum Zeitpunkt des letzten HSK-Gutachtens<sup>2</sup> von 1991. Das KKM wies im Abschnitt „Seismologie“ des Berichts „Bewertung Standort“ lediglich auf die Aufzeichnung der seismischen Anlageninstrumentierung hin (Kap. 6.7.7).

Zusammenfassend kam das KKM zum Schluss, dass sich im Berichtszeitraum keine wesentlichen Änderungen bei den Standortfaktoren ergeben haben, noch waren Ereignisse zu verzeichnen, die zu einer Neubeurteilung des Standortes führen würden.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK schliesst sich der allgemeinen Beurteilung des KKM an. Aufgrund der sich nur unwesentlich geänderten Standortfaktoren während des Berichtszeitraums ist eine Neubeurteilung des Standortes zurzeit nicht nötig. Für den Standortfaktor Hydrologie, insbesondere der Gefährdung durch Niedrigwasser, wird KKM das 10 Jahresintervall bei der Aufnahme der massgebenden Aareprofile beibehalten. Es wurde vereinbart, dass KKM die nächste Aufnahme bis Ende 2003 durchführen lässt (Kap. 7.6.4).

Eine Neubeurteilung der Erdbebengefährdung am Standort wird nach Abschluss des gegenwärtig laufenden Projekts PEGASOS (Probabilistische Erdbeben-Gefährdungsanalyse für die KKW-Standorte der Schweiz) erfolgen. Damit werden die neusten Erkenntnisse aus der erdwissenschaftlichen Forschung berücksichtigt. Insbesondere wird dann die Interpretation historischer Erdbebenaten und der methodische Umgang mit daten- und modellbedingten Unsicherheiten dem aktuellen Wissensstand entsprechen.

Zusätzlich hat die HSK die Öffnung des letzten Teilstücks der Autobahn A1 Bern - Genf im Jahre 2001, die ausserhalb des Bewertungszeitraums der PSÜ liegt, beurteilt. Die Öffnung des letzten Teilstückes führte zu einer weiteren Erhöhung des Verkehrs auf der Autobahn A1, die in einem Abstand von 1 km am Kernkraftwerk vorbeiführt. Die HSK kommt zum Schluss, dass diese Erhöhung keinen Einfluss auf die Sicherheit des Kernkraftwerks hat, da aufgrund der Topographie und des Abstands zum Kernkraftwerk ein Brand oder eine Explosion eines mit feuergefährlichen Stoffen beladenen Lastzuges keine Gefährdung für das Kernkraftwerk darstellt.

## **3.2 Übergeordnete Auslegungsmerkmale der Anlage**

In diesem und dem folgenden Unterkapitel werden die Auslegungsmerkmale, das Sicherheitskonzept und die Sicherheitseinrichtungen des KKM in Anlehnung an Kap. 1 des Sicherheitsberichts<sup>11</sup> im Überblick beschrieben.

Im Zentrum der Anlage dominiert das zylindrische Reaktorgebäude, mit welchem die umliegenden Gebäude durch Verbindungsbrücken oder -bauten verbunden sind. Im Reaktorgebäude befinden sich neben dem Reaktor und dem Brennelementlagerbecken die meisten Sicherheitssysteme. An dessen östlicher Seite schliesst sich das Maschinenhaus an, in dem die beiden Turbogruppen, die Kondensatoren, das Kondensatsystem mit der Abgas- und der Kondensatreinigungsanlage und das Speisewassersystem untergebracht sind.

Das Betriebsgebäude mit dem Hauptkommandoraum, elektrischen Schaltanlagen, Leittechnikräumen, Gleichstromversorgungssystemen und dem Eingang in die kontrollierte Zone liegt auf der Nordseite des Maschinenhauses. Der im Maschinenhaus angeordnete Notstromdieselraum ist vom Betriebsgebäude aus zugänglich. In dem an der Westseite des Reaktorgebäudes angeschlossenen

SUSAN-Gebäude sind Teile des Notstandsystems SUSAN und der Notkommandoraum untergebracht. Am Aareufer liegen das Pumpenhaus mit den Haupt- und Hilfskühlwasserpumpen. Die Kühlwasserfassung des SUSAN liegt getrennt, etwa 100 m flussabwärts vom Pumpenhaus entfernt. Weitere Bauten auf dem Kraftwerksareal sind der 125 m hohe Abluftkamin, der Stickstofftank, der Kaltkondensatbehälter (KAKO), das Aufbereitungsgebäude, der Maschinenhaus Anbau Süd, das Zwischenlager für schwach- und mittelaktive Abfälle, das Mehrzweckgebäude mit dem Simulator, das Werkstatt- und Lagergebäude sowie das Verwaltungsgebäude.

Das KKM verfügt über einen General-Electric-Siedewasserreaktor der Baulinie BWR/4 mit einem Primärcontainment des Typs Mark-I. Die thermische Reaktorleistung beträgt 1097 MW. Im Siedewasserreaktor wird der Prozessdampf zum Antrieb der Turbogruppen direkt im Reaktor erzeugt. Daher befinden sich der Wasserabscheider und der Dampftrockner zur Dampfbehandlung im Reaktordruckbehälter (RDB). Die Zwangsumwälzung des Kühlmittels im Kern erfolgt über zwei ausserhalb des Reaktordruckbehälters liegende Schleifen des Reaktorumwälzsystems mit je einer Umwälzpumpe. Das Treibwasser wird benutzt, um im RDB mittels Strahlpumpen (Jetpumpen) eine gegenüber der Treibwassermenge ca. doppelt so grosse Wassermenge im Kern umzuwälzen. Dem Reaktorwasser-Reinigungssystem (RWCU) wird kontinuierlich ein Teil des Reaktorwassers aus einer Reaktorumwälzschleife zugeführt.

Typische Kennzeichen von Siedewasserreaktoren sind:

- der naturgemäss negative Brennstofftemperaturkoeffizient der Reaktivität (Dopplerkoeffizient)
- ein negativer Dampfblasenkoeffizient (Voidkoeffizient), so dass die Reaktorleistung bei Erhöhung des Dampfanteils im Kern sinkt
- die Steuerung der Reaktorleistung mittels Umwälzmenge und Steuerstäben sowie am Zyklusende auch mittels Absenkung der Speisewassertemperatur
- zur Schnellabschaltung das Einschiessen der Steuerstäbe in den Kern von unten unter Verwendung individueller Druckspeicher und des Reaktordrucks
- der Naturumlauf des Reaktorkühlmittels bei Störfällen mit Ausfall der Zwangsumwälzung
- das Primärcontainment mit Druckabbausystem

Der im Reaktor bei einem Betriebsdruck im Dampfdom von 72,3 bar (abs) erzeugte Sattdampf wird durch die Frischdampfleitungen ins Maschinenhaus zu den beiden Turbogruppen geleitet. Die Dampfturbinen treiben die beiden Generatoren an, deren erzeugte elektrische Energie in den Haupttransformatoren umgeformt und ins 220-kV-Netz eingespeist wird. Der entspannte Dampf wird in den Kondensatoren zu Wasser kondensiert. Das Kondensat wird über die Kondensatpumpen, die Kondensatreinigungsanlage, die Kondensatvorwärmer und die Speisewasserpumpen in den Reaktor zurückgefördert.

Die in den Kondensatoren anfallende Abwärme wird durch das Hauptkühlwassersystem (MCWS) abgeführt, welches das Kühlwasser der Aare entnimmt und dorthin zurückfördert. Zwischen dem radioaktiven Prozessdampf und dem Aarewasser bilden die Kondensatorkühlrohre die einzige Barriere. Bei einer Rohrleckage wird trotzdem keine Radioaktivität an die Umwelt abgegeben, da im Kondensator ständig ein Unterdruck herrscht und bei einem Verlust des Kondensatorvakuums die Dampfeinspeisung in den Kondensator automatisch unterbrochen und der Reaktor abgeschaltet wird.

### 3.3 Sicherheitskonzept und wichtige Sicherheitseinrichtungen

Zur Rückhaltung der radioaktiven Stoffe ist in allen westlichen Leichtwasserreaktoren das Barrierenkonzept realisiert. Die Aktivität des Reaktorkerns ist weitgehend im Brennstoff gebunden, dessen Keramikstruktur als erste Barriere gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe zählt. Die zweite Barriere ist das Brennstabhüllrohr, das die flüchtigen radioaktiven Stoffe zurückhält. Die dritte Barriere ist aus Stahl gefertigt und besteht aus dem Reaktordruckbehälter und der Umhüllung des Reaktorkühlkreislaufes. Die vierte Barriere wird durch eine massive, den Reaktordruckbehälter umschliessende Betonstruktur gebildet, welche die Gammastrahlung aus dem Reaktorkern abschirmt. Die fünfte Barriere ist das Primärcontainment, das die Systeme des Reaktorkühlkreislaufs umschliesst. Als sechste Barriere dient das Reaktorgebäude aus Stahlbeton, welches das Primärcontainment umschliesst, vor allem dem Schutz gegen äussere Einwirkungen.

Das Primärcontainment besteht aus dem Drywell und dem Torus. Der Drywell ist ein birnenförmiger Stahlbehälter, der den RDB und das Reaktorkühlsystem mit den Anschlussrohrleitungen umschliesst und durch Überströmröhre mit dem Torus verbunden ist. Die Überströmröhre münden in den Ringverteiler innerhalb des Torus, von dem Kondensationsrohre in die Wasservorlage im Torus eintauchen. Die grosse Wasservorlage im Torus dient als Wärmespeicher zur Aufnahme der Nachwärme, falls die Hauptwärmesenke (Kondensatoren) ausgefallen ist. Dabei wird der im Reaktor erzeugte Dampf über die Sicherheits-/Abblaseventile direkt in diese Wasservorlage geleitet.

Bei einem Kühlmittelverluststörfall innerhalb des Drywells werden Primärkühlmittel (Wasser und Dampf) freigesetzt. Infolge der Druckerhöhung strömt der Dampf zusammen mit den im Drywell vorhandenen Gasen durch die Überströmröhre in die Wasservorlage im Torus, wo der Dampf kondensiert und damit der Druckaufbau im Drywell begrenzt wird. Die Atmosphäre des Primärcontainments ist im Normalbetrieb durch Stickstoff „inertiert“, wodurch bei schweren Unfällen die Bildung eines zündfähigen Gasgemisches durch die Zirkonium-Wasser-Reaktion verhindert wird.

Im Normalbetrieb wird das Reaktorgebäude oder Sekundärcontainment mit dem betrieblichen Lüftungssystem auf leichtem Unterdruck gehalten. Im Störfall übernimmt das Notabluftsystem (SGTS) diese Aufgabe. Bei einer grossen Dampfleckage im Reaktorgebäude würde Dampf durch Kondensationsrohre in die Wasservorlage des äusseren Torus geleitet und dort kondensiert.

Zur Beherrschung von Störfällen sind verschiedene Sicherheits- und Versorgungssysteme installiert (Abb. 3.3-1), welche vier Strängen zugeordnet sind. Zu den Strängen I und II gehören:

- die Steuerstäbe (CR) und das Steuerstabantriebssystem (CRD) zur Schnellabschaltung des Reaktors durch Einschliessen der Steuerstäbe in den Kern
- das Vergiftungssystem (SLCS) zur Abschaltung des Reaktors mittels Boreinspeisung bei Versagen der Schnellabschaltung
- das zweisträngige Niederdruck-Kernsprühsystem (CS)
- Isolationsarmaturen des Primärcontainments zur Verhinderung der Freisetzung radioaktiver Stoffe ins Reaktorgebäude und in die Umgebung
- 2 Sicherheitsventile (SV) und 1 Sicherheits-/Abblaseventil (SRV) zur Druckbegrenzung und Druckentlastung des Reaktors
- das zweisträngige Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS) zur Kühlung des druckentlasteten Reaktors beim normalen Abfahren und zur Wärmeabfuhr aus dem Torus bei Störfällen

- das Hilfskühlwassersystem im Reaktorgebäude und Maschinenhaus (SWS), das die Wärmetauscher des Toruskühlsystems STCS und das Zwischenkühlwassersystem „Reaktorgebäude“ versorgt
- die Notstromeinspeisung vom Wasserkraftwerk Mühleberg
- die Notstromdieselanlage (System Nr. 90)

Zum Notstandssystem SUSAN (Spezielles Unabhängiges System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme), das die Stränge III und IV umfasst, gehören:

- das zweisträngige Hochdruckeinspeisesystem zur Notspeisewasserversorgung (RCIC)
- das zweisträngige Niederdruckeinspeisesystem zur Kernkühlung und zur Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern (ALPS)
- 3 Sicherheits-/Abblaseventile (SRV), welche dem automatischen Druckabbausystem ADS zugeordnet sind
- 2 Druckentlastungsventile zur langsamen Reaktordruckentlastung und Nachwärmeabfuhr (PRV)
- Isolationsarmaturen des Reaktorkühlkreislaufs
- das zweisträngige Toruskühlsystem zur Nachwärmeabfuhr aus dem Torus (TCS)
- das SUSAN-Kühlwassersystem (CWS), das den Wärmetauscher des Toruskühlsystems TCS im Reaktorgebäude und den Wärmetauscher des Zwischenkühlwassersystems im SUSAN-Gebäude (ICWS) versorgt
- 2 SUSAN-Notstromdieselanlagen

Zur Durchführung von technischen Notfallmassnahmen bei schweren Unfällen stehen folgende Systeme zur Verfügung:

- das Containment-Rückpumpsystem (CRS), das im Reaktorgebäude anfallende Leckagen in den Torus zurückfördert
- das Drywell-Sprüh- und -Flutsystem (DSFS), das im Falle eines Kernschmelzens die Drywell-Atmosphäre und die Kernschmelze kühlt
- die Hochreservoir-Einspeisung zur Kernflutung über eine RCIC-Leitung bei abgesenktem Reaktordruck
- die gefilterte Druckentlastung des Primärcontainments (CDS) zur Abfuhr von Dampf und von Gasen aus dem Primärcontainment über den Aussentorus zum Abluftkamin
- das Torussprühsystem, mit dem ein Druckanstieg im Torus reduziert werden kann. Als Sprüh-pumpen können die Abfahrkühlpumpen (STCS) oder die Toruskühlpumpen (TCS) eingesetzt werden.
- die alternative Kernkühlung direkt vom KAKO via ALPS unter Umgehung der Saugsiebe des Torus

Die sicherheitstechnische Einstufung mechanischer Ausrüstungen des KKM (Sicherheitsklasse SK und Erdbebenklasse EK) gemäss HSK-Richtlinie R-06<sup>5</sup> ist in Tab. 3.3-1 zusammengestellt.



Tab. 3.3-1: Sicherheitstechnische Einstufung von mechanischen Ausrüstungen

<b>Ausrüstung</b>	<b>System-Nr.<sup>a</sup></b>	<b>SK<sup>b</sup></b>	<b>EK<sup>c</sup></b>	<b>Funktion bei SSE gewährleistet<sup>d</sup></b>
Reaktordruckbehälter (RDB)	02	1	I	ja
Frischdampf- und Speisewasserleitungen bis und mit der zweiten Isolationsvorrichtung	02/102/202	1	I	ja
2 Sicherheitsventile (SV)	02	1	I	ja
1 Sicherheits-/Abblaseventil (SRV)	02	1	I	nein
3 Sicherheits-/Abblaseventile (SRV)	102/202	1	I	ja
Druckentlastungsventile (PRV)	102/202	1	I	ja
Reaktoreinbauten	02	2	I	ja
Steuerstäbe (CR) mit Steuerstabantriebssystem (CRD)	03	1 (2)	I	ja
Reaktorummwälzsystem	04	1	I	nein
Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS)	10	2	I	nein
Vergiftungssystem (SLCS)	11	2	I	nein
Kernsprühsystem (CS)	14	2	I	nein
Primärcontainment (Drywell und Torus)	16	2	I	ja
Toruskühlsystem (TCS)	110/210	2	I	ja
Torussprühsystem vom TCS	110/210	2	I	ja
Kernisolationskühlsystem (RCIC)	113/213	2	I	ja
Alternatives Niederdruckeinspeisesystem (ALPS)	114/214	2	I	ja
Containment-Druckentlastungssystem (CDS)	316	2 (4)	I	ja
Drywell-Sprüh- und -Flutsystem (DSFS)	326	2 (4)	I	ja
Brennelementbecken-Lagergestelle	08	3	I	ja
Brennelementbecken-Kühlsystem	19	3	I	nein
Hilfskühlwassersystem (SWS) im Reaktorgebäude	49	3	I	nein
Abgassystem	51	3	I	nein
Notabluftsystem (SGTS)	73	3	I	nein

Tab. 3.3-1: Fortsetzung

Ausrüstung	System-Nr. <sup>a</sup>	SK <sup>b</sup>	EK <sup>c</sup>	Funktion bei SSE gewährleistet <sup>d</sup>
Notstromdieselanlage (Stränge I und II)	90	3	I	nein
SUSAN-Notstromdieselanlagen (Stränge III und IV)	190/290	3	I	ja
Steuerluftsysteme	96	3	I	nein
SUSAN-Steuerluftsysteme	196/296	3	I	ja
SUSAN-Kühlwassersystem (CWS)	149/249	3	I	ja
SUSAN-Zwischenkühlwassersystem (ICWS)	150/250	3	I	ja
SUSAN-Lüftungssystem	171/271	3	I	ja
Reaktorwasser-Reinigungssystem (RWCU)	12	3 (4)	I (II)	nein
Containment-Rückpumpsystem (CRS)	110/210	4 (2)	II (I)	nein
Inertierungssystem des Primärcontainments	16	4	II	nein
Zwischenkühlwassersystem „Reaktorgebäude“	50	4	II	nein
Hochreservoir-Einspeisung	13	Unklassiert	Unklassiert	nein
Notstromversorgung vom Wasserkraftwerk Mühleberg (Stränge I und II)	62	Unklassiert	Unklassiert	nein

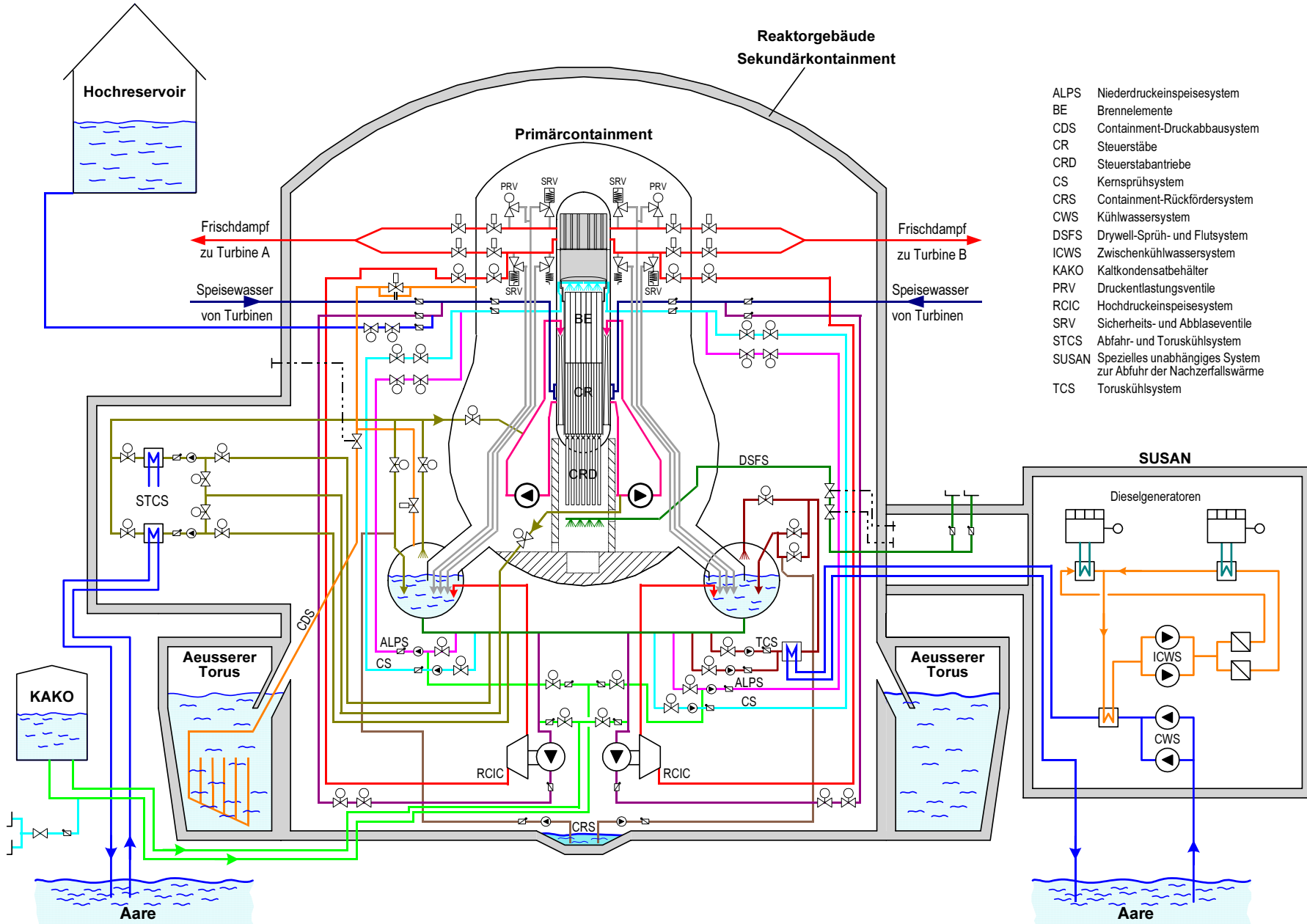
<sup>a</sup> Systeme mit Nr. < 100 sind den Strängen I und II zugeordnet.  
Systeme mit Nr. > 100 und < 300 sind den Strängen III und IV zugeordnet.  
Für Systeme mit Nr. > 300 trifft eine solche Zuordnung nicht zu.

<sup>b</sup> SK = Sicherheitsklasse des Systems:  
Angabe ist die vorherrschende Sicherheitsklasse; die Angaben in Klammern treffen für gewisse Systemteile zu.

<sup>c</sup> EK = Erdbebenklasse des Systems gemäss seiner mechanischen Auslegung:  
Angabe ist die vorherrschende Erdbebenklasse; die Angaben in Klammern treffen für gewisse Systemteile zu. Die Integrität eines Systems der Klasse EK I ist während und nach einem Sicherheitserdbeben (SSE) gewährleistet.

<sup>d</sup> Die Sicherheitsfunktion des Systems ist nur gewährleistet, wenn auch das Gebäude, in dem das System angeordnet ist, und seine Notstromversorgung gegen das SSE ausgelegt sind.

Abb. 3.3-1: Systeme zur Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr (Quelle: BKW FBM Energie AG)



- ALPS Niederdruckeinspeisesystem
- BE Brennelemente
- CDS Containment-Druckabbausystem
- CR Steuerstäbe
- CRD Steuerstabantriebe
- CS Kernsprühsystem
- CRS Containment-Rückförsersystem
- CWS Kühlwassersystem
- DSFS Drywell-Sprüh- und Flutsystem
- ICWS Zwischenkühlwassersystem
- KAKO Kaltkondensatbehälter
- PRV Druckentlastungsventile
- RCIC Hochdruckeinspeisesystem
- SRV Sicherheits- und Abblaseventile
- STCS Abfahr- und Toruskühlsystem
- SUSAN Spezielles unabhängiges System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme
- TCS Toruskühlsystem

Die elektrischen Ausrüstungen sind gemäss HSK-Richtlinie R-06<sup>5</sup> wie folgt eingeteilt:

- Klasse 1E:
  - a) Elektrische Ausrüstungen zu den in die Sicherheitsklassen SK 1 bis SK 3 eingestuften mechanischen Systeme und Komponenten, sofern sie für die Sicherheitsfunktion oder deren Bedienung und Überwachung benötigt werden.
  - b) Elektrische Sicherheitssysteme wie z. B. Reaktorschutzsystem, Notstromgeneratoren, Notstrombatterien, Notstromverteilanlagen, Störfallinstrumentierung.
- Klasse 0E:

Übrige elektrische Systeme und Ausrüstungen, die nicht 1E-klassiert sind.

### 3.4 Wichtige organisatorische und technische Änderungen seit 1990

Dieses Kapitel enthält eine Liste der wichtigen organisatorischen und technischen Anlageänderungen, die im KKM in der Regel aufgrund einer Freigabe der HSK während des Bewertungszeitraums durchgeführt wurden. Änderungen, die bereits in Kap. 3 des HSK-Gutachtens von 1991<sup>2</sup> aufgeführt sind, werden hier nicht erwähnt. In Klammern beigefügt sind das Realisierungsjahr, ein Hinweis auf Kapitel dieser Stellungnahme, in denen eine ausführlichere Beschreibung und Bewertung der jeweiligen Anlageänderung erfolgt und die Angabe, ob die Anlageänderung aufgrund einer Auflage (A) oder einer Pendeuz (P) aus dem HSK-Gutachten von 1991<sup>2</sup> erfolgte.

Eine Übersicht über die seit der Inbetriebnahme ausgeführten Nachrüstungen und Requalifikationen von Anlageteilen ist in Kapitel 1 des Sicherheitsberichts<sup>11</sup> zusammengestellt.

#### 3.4.1 Änderungen in der Organisation

- Schaffung der Qualitätssicherungsstelle (1992, Kap. 4.1.2, P)
- Bildung der Abteilung Dienste mit den Ressorts Technische Dienste, Verwaltung, Betriebswache und Planung & Control (1996, Kap. 4.1.2)
- Neuorganisation des Qualitätsmanagement, Aufhebung der Qualitätssicherungsstelle (1998, Kap. 4.1.2)
- Überführung der Abteilung Kernbrennstoffe von der BKW in KKM (2001)\*
- Neudefinition der Funktionen zweier Abteilungen mit entsprechender Zuordnung der Ressorts (2001)\*

---

\* Änderung erfolgte nach dem 5. September 2000, d. h. ausserhalb des Bewertungszeitraums.

### 3.4.2 Technische Anlageänderungen

- Stromlosschalten der Antriebe der Isolationsventile des Abfahrkühlsystems (STCS) und der RDB-Deckelsprühleitung im Leistungsbetrieb, um Fehlauflösungen zu verhindern (1991, Kap. 6.5.3, P)
- Einbau des neuen Reaktorschutzsystems in EDM-Technik (Erweitertes Dynamisches Magnetkernsystem) (1991, Kap. 6.6.2)
- Einbau eines zweiten Isolationsventils in die redundante Entwässerungsleitung des Scramablassbehälters (1992, Kap. 6.5.3, Kap. 7.4.5, P)
- Einbau einer Abschirmung der Notabluftfilter (1992, Kap. 6.5.7, P)
- Änderungen am Steuerstabantriebssystem zur Verbesserung der SUSAN-Scramauslösung (1992, Kap. 6.6.2, P)
- Einbau je einer Rückschlagarmatur in den beiden Druckleitungen der RCIC-Pumpen zum Schutz von Niederdruck-Systemteilen gegen Hochdruck (1992, Kap. 6.6.4, P)
- Einbau des Containment-Druckentlastungssystems CDS mit Filtern (1992, Kap. 6.11.4, P)
- Einbau des Drywell-Sprüh- und -Flutsystems DSFS (1992, Kap. 6.11.2, P)
- Inbetriebnahme der Schutzlogik „Speisewasserleitungsbruch im Reaktorgebäude“ (1992, Kap. 7.4.5, P)
- Einführung einer Scramauslösung durch hohen Druck im Maschinenhaus (1992, Kap. 7.4.5, P)
- Installation eines seismischen Freifeldinstruments und Erneuerung der gesamten seismischen Instrumentierung (1992 und 1993, Kap. 6.7.7, P)
- Leistungserhöhung in zwei Stufen von je 50 MW auf die bewilligte, thermische Reaktorleistung von 1097 MW (März und November 1993, Kap. 5.4.2, A)
- Verstärkung der Abschirmwand und Montage einer Schiebetür am Eingang des Dampftunnels (1993 und 1996, Kap. 7.5.1, P)
- Ausbau der beiden Vakuumbrecharmaturen zwischen Reaktorgebäude und Torus (1993, Kap. 6.5.5)
- Ertüchtigung von Halterungen und Stützkonstruktionen zur seismischen Requalifikation mechanischer Ausrüstungen im Reaktorgebäude, welche die SUSAN-Funktion beeinträchtigen könnten (1993, Kap. 6.1, A)
- Erstmaliger Einsatz von Brennelementen des Typs GE11 mit einer 9x9-Brennstabanordnung (1993, Kap. 6.3.3)
- Modifikation der Hochdruckturbinen und Bypassventile der beiden Turbogruppen (1992 und 1993, Kap. 6.8.1, Kap. 6.8.2)
- Austausch und Vergrößerung der 3 Ansaugsiebe zur Torusringleitung (1993, Kap. 6.6.4)
- Erneuerung von elektro- und leittechnischen Einrichtungen an der Notstromdiesel-Generatoranlage (1993, Kap. 6.7.2, P)
- Austausch der oberen Führungsrollen an Steuerstäben durch kobaltarme Gleitstücke und Einführung neuer Steuerstäbe mit kobaltarmen Materialien (1993 und 1994, Kap. 6.3.3, Kap. 6.12, A)

- Montage von drei zusätzlichen Containment-Isolationsventilen im Zwischenkühlwassersystem „Reaktorgebäude“ (1994, Kap. 6.5.3, Kap. 6.7.1)
- Einbau des Weitbereichs-Messsystems zur Messung des Neutronenflusses im Anfahr- und Übergangsbereich (1994, Kap. 6.6.2)
- Verlegung der Ansteuerung eines von 4 Sicherheits-/Abblaseventilen vom SUSAN (Stränge III und IV) ins Reaktorschutzsystem (Stränge I und II) (1994, Kap. 6.6.3)
- Einbau des ADS-Verhinderungsschalters zur Überbrückung einer automatischen Druckentlastung bei ATWS (1994, Kap. 6.6.3, Kap. 7.2.8, P)
- Einbau der Schutzlogik ADS-LEVEL zur Reaktordruckentlastung bei tiefem Reaktorniveau (1994, Kap. 6.6.3, Kap. 7.4.5, P)
- Motorisierung zweier Schieber und Einbau zweier Rückschlagklappen im ALPS-System zur Ermöglichung einer fernbedienten alternativen Kernkühlung über KAKO-ALPS unter Umgehung der Saugsiebe im Torus (1994, Kap. 6.6.4, Kap. 6.11.6)
- Einbau einer gefilterten Luftzufuhr für den Hauptkommandoraum und das SUSAN-Gebäude (1994, Kap. 6.7.6, Kap. 6.11.8, P)
- Nachrüstung des Rundlaufkrans im Reaktorgebäude (1994, Kap. 6.8.4, P)
- Erneuerung und Ergänzung der Dosisleistungsmessungen im Reaktorgebäude als Teil der Störfallinstrumentierung (1994, Kap. 6.13)
- Montage der neuen Harzverfestigungsanlage CVRS im Aufbereitungsgebäude (1994 und 1995, Kap. 5.8.1, A)
- Ertüchtigung der 8 Frischdampf-Isolationsventile (1994 und 1995, Kap. 6.5.3)
- Einbau von 4 gedämpften Speisewasser-Rückschlagventilen (1995, Kap. 6.4.5, Kap. 6.5.3)
- Ersatz der Regelelektronik der Speisewasser- und Reaktorkühlmittel-Umwälz-Regelungen verbunden mit einer Herabsetzung des Reaktorniveau-Sollwertes auf 0,6 m nach einem Scram (1995, Kap. 6.8.1, Kap. 7.2.4)
- Inbetriebnahme des integrierten Betriebsführungssystem IBFS (1995, Kap. 3.5, Kap. 4.5.1)
- Einbau von 4 Zuganker am Kernmantel (1996, Kap. 6.4.2)
- Ersatz der Kondensattöpfe der RDB-Niveaumessung (1996, Kap. 6.6.2)
- Teilersatz des Neutronenfluss-Messsystems im Leistungsbereich durch das programmierbare System PRNMS (Power Range Neutron Monitoring System) (1996, Kap. 6.6.2)
- Kombination von Teils scram SRI (Select Rod Insertion) und Reaktorkühlmittel-Umwälzpumpen-Runback nach Turbinenschnellschluss verbunden mit einer Herabsetzung des Reaktorniveau-Sollwertes auf 0,9 m (1996, Kap. 6.8.1, Kap. 7.2.2)
- Erweiterung des Reaktorschutzsystems um eine leistungsabhängige APRM-Neutronenfluss-Auslösung (Transient Overpower Protection System, TOPPS) (1996, Kap. 6.6.2, Kap. 7.2.6, P)
- Inbetriebnahme des werkseigenen Simulators (1996, Kap. 4.2.5)

- Requalifikation der Primärcontainment-Durchdringungen der Frischdampf- und Speisewasserleitungen gegen Rohrbrüche ausserhalb des Primärcontainments; Ertüchtigung der Stossbremsen und Halterungen dieser Leitungen (1995 - 1997, Kap. 6.4.4, Kap. 6.4.5)
- Umbau der 4 Speisewasserstutzen am RDB (1997, Kap. 6.4.1)
- Teilsanierung des Reaktorbeckens durch Beschichtungstechnik (1997, Kap. 6.8.4, P)
- Permanente Verbindung des SUSAN-Kühlwassersystems CWS und des Hilfskühlwassersystems SWS (1997, Kap. 6.7.1)
- Erstmaliger Einsatz von Brennelementen des Typs GE14 mit einer 10x10-Brennstabanordnung (1998, Kap. 6.3.3)
- Umbau der beiden Umwälzpumpen zur Vermeidung von Rissen an den Pumpenwellen (1998, Kap. 6.4.3)
- Austausch von Teilen der 6 Abblaseleitungen im Torus (1998, Kap. 6.6.3)
- Ersatz der Torusdurchdringungen und Tauchrohre des RCIC (1998, Kap. 6.6.4)
- Ersatz der Torusschieber (Erstabsperrearmaturen zur Torusringleitung) und der Anschlussleitungen bis zur jeweiligen Pumpe für CS, STCS, TCS und RCIC (1998, Kap. 6.6.4)
- Ersatz der Reaktorhandsteuerung RMCS und der Steuerstab-Positionsanzeige RPIS durch ein programmierbares Leittechniksystem (1998, Kap. 6.7.6)
- Beendigung der Eisenzugabe und Beginn der Zinkzugabe ins Speisewasser (1998, Kap. 6.12)
- Einführung des Stabilitätsmonitors SIMON (1998, Kap. 7.2.7)
- Stromlosschalten von zwei Armaturen der Spülluftleitungen zwischen Drywell und Torus während des Leistungsbetriebs (1999, Kap. 6.5.3)
- Ersatz der Endschalter der Turbinen- und Bypassventile durch induktive, lineare Stellungsgeber (1999, Kap. 6.8.1)
- Ertüchtigung der Steuerung des Notabluftsystems (1999, Kap. 6.5.7)
- Abschluss der Ertüchtigung der Instrumentierung der Notsteuerstellen (1999, Kap. 6.7.6)
- Neuberohrung beider Hauptkondensatoren mit Titanrohren (1998 und 1999, Kap. 6.8.3)
- Einführung eines optimierten Betriebs mit abwechslungsweise kurzen und langen Revisionsstillständen (2000, Kap. 5.4)
- Teilersatz der Turbinenregelung und -steuerung der beiden Turbogruppen (1999 und 2000, Kap. 6.8.1)
- Einführung der Edelmetalleinspeisung ins Reaktorwasser NMCA „Noble Metal Chemical Addition“ (2000, Kap. 6.4.2, Kap. 6.12)
- Ersatz des Emergency Response Systems ERIS durch das Prozessvisualisierungssystem PVS (2000, Kap. 4.5, Kap. 6.7.6)

### 3.5 Betriebsführung

Der technische Rahmen für die Betriebsführung wird durch die technischen Spezifikationen gegeben, welche die begrenzenden Betriebsbedingungen (OLC) enthalten. Der organisatorische Rahmen wird durch das Kraftwerksreglement definiert. Es gelten die in den Leitsätzen für den Betrieb des KKM enthaltenen Prioritäten: 1. Schutz der Bevölkerung, 2. Schutz des Personals, 3. Schutz der Umwelt, 4. Schutz der Anlage. Die qualitätssichernden Massnahmen sind im Qualitätssicherungshandbuch Betrieb festgelegt, welches die Basis für die zehn Teilprozesse des Betriebs mit den zugehörigen Verfahrensanweisungen bildet (Kap. 4.6).

Inhaltlich sind die Anweisungen für den Prozess Betrieb gegliedert in die Bereiche Normalbetrieb, vom Normalbetrieb abweichende geplante Fahrsituationen, Betriebsstörungen, Notfallsituationen sowie Einwirkung Dritter.

Der Betriebsverlauf wird durch Betriebsrapportbücher, ausgefüllte Checklisten, Registrierrollen und Prozesscomputer-Ausdrucke aller sicherheitsrelevanten und sonstigen für den Betrieb der Anlage wichtigen Parameter dokumentiert und während der ganzen Betriebsdauer der Anlage aufbewahrt.

Die operative Betriebsführung obliegt der Abteilung Betrieb, welche dafür seit 1996 über sechs Schichtgruppen mit einem Sollbestand von je acht Personen verfügt. Der Schichtleiter und sein Stellvertreter, A-Operateur, Reaktoroperateur und Turbinenoperateur gehören zum lizenzierten Betriebspersonal und verfügen je über einen festen Arbeitsplatz im Kommandoraum. Die konventionelle Instrumentierung und das computergestützte Prozessvisualisierungssystem (PVS) liefern die für die Bedienung der Anlage erforderlichen Informationen. Die diensttuende Schicht kann jederzeit Unterstützung durch den permanent auf dem Areal anwesenden lizenzierten Pikettingenieur anfordern. Die Abteilung Betrieb wird bei der Erfüllung ihrer Aufgaben von den Fachabteilungen unterstützt.

Das integrierte Betriebsführungssystem (IBFS) ist ein computergestütztes Führungsinstrument zur Unterstützung der verantwortlichen Abteilungen bei der Ausführung ihrer Aufgaben im Rahmen der Betriebsführung. Das betriebliche Auftragssystem (BASY) ist Teil des IBFS und umfasst die Bereiche Stör- und Mangelmeldungen, wiederkehrende Aufträge, Arbeitsauftragsverfahren mit Auftragsplanung und Arbeitsvorbereitung, Absicherungsverfahren, Arbeitsfreigabe und -durchführung, Berichterstattung sowie Tages- und Wochenprogramm.

Das Ressort Betriebsausbildung ist Teil der Abteilung Betrieb und ist für die für eine sichere Betriebsführung notwendige Ausbildung des Betriebspersonals zuständig. KKM verfügt seit 1996 über einen eigenen anlagespezifischen Simulator.



## 4 Organisation und Personal

Die Bereiche Organisation und Personal wurden von KKM im PSÜ-Bericht zur Sicherheitskultur behandelt.

### 4.1 Organisation

#### 4.1.1 Übergeordnete Organisation und Eigentumsverhältnisse

##### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Das Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) befindet sich zu 100% im Besitz der BKW FMB Energie AG (BKW). Das KKM ist die wichtigste Produktionsanlage der BKW. Die KKM-Produktion beträgt knapp 30% der Gesamtproduktion der BKW aus eigenen Kraftwerken und Beteiligungen.

Auf den 1. Januar 2001 hat die BKW ihre Organisation den Anforderungen des bevorstehenden Elektrizitätsmarktgesetzes (EMG) und der Öffnung des Strommarktes angepasst. Das KKM ist dem Bereich Energie unterstellt und abrechnungsmässig dem Geschäftsfeld Produktion (GF-P) zugeordnet. Der Kraftwerksleiter KKM nimmt Einsitz in der erweiterten Unternehmensleitung der BKW\*.

Sicherheit sowie Verantwortung gegenüber Gesellschaft und Umwelt sind in den Führungsprinzipien der BKW enthalten. Die Verantwortung für die sichere, zuverlässige, umweltschonende und wirtschaftliche Betriebsführung wird dem Kraftwerksleiter des KKM übertragen. Verwaltungsrat, Verwaltungsratsausschuss und Unternehmensleitung haben die Sicherheit des KKM stets als dessen oberste Priorität behandelt. Anlässlich der Verwaltungsratssitzung vom 14. Oktober 1999 hielt der Präsident fest, die Priorität bleibe auch im geöffneten Markt die Sicherheit des Betriebes.

Die BKW pflegt in allen Bereichen – Wasserkraftwerke, Stromnetze, Trafostationen und mobile Geräte – eine ausgeprägte Sicherheitskultur. Für KKM gelten in den nichtnuklearen Sicherheitsbereichen, beispielsweise bei der konventionellen Arbeitssicherheit, die Vorgaben der BKW.

Von 1972 bis zum 5. September 2000 hat die BKW 300 Mio. Franken (nominal zum jeweiligen Realisierungszeitpunkt) für Nachrüstungen des KKM bereitgestellt. Wirtschaftlicher Erfolg ist eine absolut notwendige Voraussetzung für die Bereitstellung der für den sicheren Betrieb notwendigen Mittel. Die Führung der BKW hat stets die für eine sichere Betriebsführung des KKM notwendigen Mittel bereitgestellt.

Insgesamt ist das Umfeld der BKW geeignet, die Kraftwerksleitung bei der Wahrnehmung ihrer Verantwortung für den sicheren, zuverlässigen, umweltschonenden und wirtschaftlichen Betrieb des KKM wirkungsvoll zu unterstützen.

---

\* Seit dem 1. September 2002 ist der Kraftwerksleiter direkt dem Direktor des Geschäftsbereichs Energie unterstellt. In der Regel vertritt der Kraftwerksleiter die Belange des KKM in der Unternehmensleitung und in den Verwaltungsgremien der BKW direkt. Damit wird auch künftig die sichere, direkte und damit effiziente firmeninterne Kommunikation sichergestellt.

## HSK-Beurteilung

Zur Beurteilung wurden die Vorgaben der IAEA, wie sie in der NS-R-2<sup>12</sup> festgehalten sind, herangezogen, da die HSK-Richtlinien\* diesbezüglich keine Vorgaben enthalten. Die BKW als Bewilligungsinhaberin hat die Verantwortung für die sichere Betriebsführung dem Kraftwerksleiter des KKM übertragen. Dieses Vorgehen wird im zweiten Satz des Artikels 2.1 von NS-R-2<sup>12</sup> explizit als mögliches Vorgehen genannt. Mit dem Einsitz in die erweiterte Unternehmensleitung der BKW wird dem Kraftwerksleiter KKM eine starke Stellung eingeräumt und gewährleistet, dass dieser Aspekte der Sicherheit direkt in die Unternehmensleitung einbringen kann. Die BKW nimmt ihre übergeordnete Verantwortung für die Sicherheit des KKM im Sinn von Artikel 2.1 der NS-R-2<sup>12</sup> wahr; der Verwaltungsratspräsident hat sich am 14. Oktober 1999 zu dieser Verantwortung bekannt. Die BKW erfüllte im betrachteten Zeitraum ihre Verpflichtung gemäss dem dritten Satz des Artikels 2.1 von NS-R-2<sup>12</sup>; KKM wurden die für den sicheren Betrieb notwendigen Ressourcen zugesprochen. Von Seiten der BKW wird der in Art. 10 des Übereinkommens über nukleare Sicherheit<sup>13</sup> verlangte Vorrang der Sicherheit beachtet. Die Finanzmittel im Sinn von Art. 11, Absatz 1 dieses Übereinkommens standen im betrachteten Zeitraum zur Verfügung. Die bestehenden Strukturen sind geeignet, um die Erfüllung der oben genannten Vorgaben auch in Zukunft zu gewährleisten. Sollten sich diesbezüglich relevante Veränderungen ergeben, würde eine Neubeurteilung erforderlich sein. Beispiele für solche Veränderungen sind: Veräusserung des KKM durch die BKW oder wichtige Veränderungen in der Aktionärsstruktur der BKW.

### 4.1.2 Interne Organisation, Aufgaben und Kompetenzen

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Die Organisation des KKM ist im Kraftwerksreglement festgelegt, das von der Unternehmensleitung der BKW genehmigt wird. Änderungen werden der HSK gemeldet, bei grösseren Revisionen des Kraftwerksreglements wird die HSK in die Vernehmlassung einbezogen. Aufgaben, Kompetenzen und Entscheidungsbefugnisse der aufgeführten Funktionsträger sind im Kraftwerksreglement festgelegt. Für alle Mitarbeitenden existiert eine Funktionsbeschreibung, die auch Kompetenzen und Verantwortung regelt. Die Finanzkompetenzen der Abteilungs- und Ressortleiter sind im Rahmen der „BKW Führungsinstrumente“ geregelt.

Im Berichtszeitraum wurde das Kraftwerksreglement sechsmal überarbeitet. Die wichtigsten Änderungen waren die Bildung der Abteilung Dienste mit den Ressorts Technische Dienste, Verwaltung, Betriebswache und Planung & Control im Jahre 1996, die Einführung der Qualitätssicherungsstelle im Jahre 1992, sowie Neuorganisation des Qualitätsmanagements (QM) und daraus folgernd die Aufhebung der Qualitätssicherungsstelle im Jahre 1998.

Die Kraftwerksleitung erachtet die derzeitige, auf Kontinuität aufgebaute Organisation als angemessen und fähig, sich abzeichnende Veränderungen ohne Verlust an Sicherheit zu bewältigen. Die Verantwortlichkeiten werden als im Kraftwerksreglement genügend detailliert geregelt beurteilt. Die in den Funktionsbeschreibungen der Mitarbeitenden enthaltenen Detaillierungen und die Bezeichnung von Verantwortlichen für alle Systeme und Komponenten, verbunden mit einem ausgeprägten Teamgeist, erlauben eine wirkungsvolle Zusammenarbeit.

---

\* Die HSK-Richtlinie R-17 „Organisation von Kernkraftwerken“ wurde während des Bewertungszeitraumes revidiert und Mitte 2002 in Kraft gesetzt. Eine erste Beurteilung zeigt, dass die KKM-Organisation auch den Erwartungen der revidierten HSK-Richtlinie entspricht.

Weiter wird für die Selbstbeurteilung der OSART-Bericht<sup>17</sup> beigezogen. Die Verantwortung im KKM für die Sicherheit wird als klar geregelt bewertet, dem Kraftwerksleiter kommt dabei die oberste Verantwortung zu. Die führende Rolle der Abteilung Betrieb, die aktive Unterstützung durch die anderen Abteilungen und generell ein ausgeprägter Sinn für Teamwork werden als vorbildlich gelobt.

### **HSK-Beurteilung**

Beurteilungsgrundlage ist die HSK-Richtlinie R-17<sup>14</sup>.

Kapitel 2 „Organisation“ und Kapitel 3 „Funktionen, Aufgaben und Kompetenzen“ des Kraftwerksreglements bilden zusammen die Kraftwerksordnung gemäss Abschnitt 2.4.1 der HSK-Richtlinie R-17<sup>14</sup>. Betriebsordnung und Strahlenschutzordnung sind als gleichnamige Kapitel Teil des Kraftwerksreglements, wobei die in der Betriebsordnung verlangten Anweisungen für die Qualitätssicherung in einem separaten Kapitel 4 „Qualitätsmanagement“ festgehalten sind. Die Notfallordnung besteht aus Kapitel 9 „Allgemeine Notfallordnung“ des Kraftwerksreglementes und der vollständigen Notfallordnung, auf die verwiesen wird (vgl. Kap. 9 dieser Stellungnahme). Die Sicherungsordnung ist im Kraftwerksreglement als Kapitel 6 „Wachordnung“ enthalten. Pikettdienst und interner Sicherheitsausschuss sind in eigenen Kapiteln des Kraftwerksreglements geregelt. Die Vorgaben von Abschnitt 2.4.1 der HSK-Richtlinie R-17<sup>14</sup> sind somit erfüllt. Teilweise geht das Kraftwerksreglement über die Anforderungen der R-17<sup>14</sup> hinaus, beispielsweise wenn Aufgaben von Ressortleitern und Fachstellenleitern definiert werden. Zusammen mit den individuellen Funktionsbeschreibungen ergibt sich eine vollständige Beschreibung der Aufgaben und Verantwortlichkeiten im KKM. Änderungen des Kraftwerksreglementes wurden der HSK, wie in der HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> verlangt, gemeldet; HSK-Stellungnahmen wurden von KKM bei nachfolgenden Änderungen berücksichtigt. Die im Berichtszeitraum erfolgten organisatorischen Änderungen gaben zu keinen Beanstandungen Anlass.

Die von der BKW dem Kraftwerksleiter des KKM übertragene Verantwortung für die sichere Betriebsführung (Kap. 4.1.1) ist im Kraftwerksreglement ausdrücklich festgehalten, Delegationen an untergeordnete Stellen und Funktionsträger sind geregelt. Die Verantwortung des Kraftwerksleiters für die sichere Betriebsführung des KKM ist explizit im Kraftwerksreglement festgehalten. Für die Leiter der Abteilungen Betrieb, Maschinentechnik, Nukleartechnik und Elektrotechnik ist die jeweilige Verantwortung für die Sicherheit ebenfalls explizit genannt. Die Verantwortung des Schichtleiters für den sicheren Betrieb der Anlage ist festgehalten. Die Ermächtigung des Schichtleiters, die Anlage aus Sicherheitsgründen abzuschalten, ist ausdrücklich aufgeführt, ebenso die Pflicht den Picketingenieur aufzubieten, wenn bei Störungen Sicherheit oder Umwelt gefährdet sind oder sein könnten. Implizit wird das Recht, die Anlage aus Sicherheitsgründen abzuschalten, auch den lizenzierten Operateuren zugewiesen. Der in den Leitsätzen (Kap. 4.1.5) ausgedrückte Vorrang der Sicherheit im Sinn von Artikel 10 des Übereinkommens über nukleare Sicherheit<sup>13</sup>, wird im Kraftwerksreglement konkretisiert. Der in Artikel 2.9 von NS-R-2<sup>12</sup> verlangte Vorrang der Sicherheit vor der Produktion wird durch das Recht des Schichtleiters, die Anlage im Interesse der Sicherheit abzuschalten, praxisbezogen formuliert.

Die HSK prüft im Rahmen ihrer Aufsicht Änderungen der internen Organisation, der Verantwortungen und Kompetenzen im KKM auf ihre Sicherheitsrelevanz. Insbesondere im Fall von Auslagerungen von bisher intern abgedeckten sicherheitsrelevanten Funktionen wird die HSK eine genaue Beurteilung vornehmen.

### 4.1.3 Interner Sicherheitsausschuss

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Die Organisation und die Aufgaben des Internen Sicherheitsausschusses (ISA) sind im Kraftwerksreglement dokumentiert. Im Berichtszeitraum erfolgten folgende Neuerungen: Seit 1997 gehört ein externer Experte dem ISA an und auf den 1. Januar 2000 wurde der ISA zwecks Erreichen einer höheren Effizienz reorganisiert. Neben der ISA-Vollversammlung (ISA-V) existieren die Unterausschüsse ISA-Nukleare Sicherheit (ISA-N) und ISA-Arbeitssicherheit (ISA-A). Im OSART-Bericht<sup>17</sup> wird festgehalten, dass KKM den ISA effizient nutze, um sicherheitsrelevante Aktivitäten zu überprüfen. Die Unterausschüsse seien mit jungen Mitgliedern besetzt, die Dynamik, neue Ideen und eine hinterfragende Haltung (questioning attitude) einbringen. KKM betrachtet die Vorgaben von Abschnitt 3.4.13 von KSA 7/75<sup>16</sup> als erfüllt. Die neue Struktur des ISA und das Mitwirken eines externen Experten haben die Erwartungen voll erfüllt und bezüglich Pflege der Sicherheitskultur eine Verbesserung gebracht.

#### HSK-Beurteilung

Die Vorgaben von Abschnitt 2.1.8 der HSK-Richtlinie R-17<sup>14</sup> sind erfüllt. Mit mindestens zwei Sitzungen der Vollversammlung und mindestens vier Sitzungen der Unterausschüsse pro Jahr übertrifft KKM die von der Richtlinie R-17<sup>14</sup> vorgegebene Zahl von einer Sitzung pro Jahr erheblich. Mit dem ISA und seinen Unterausschüssen verfügt KKM über ein geeignetes Instrument, um Sicherheitsfragen fachübergreifend zu bearbeiten. Mit dem ISA-A zusätzlich zum ISA-N wird die Arbeitssicherheit in ein umfassendes Sicherheitsdenken mit einbezogen. Dies ist eine gute Voraussetzung für einen hohen Stand der nuklearen Sicherheit.

### 4.1.4 Notfallorganisation

Die Notfallorganisation wird in Kap. 9 der vorliegenden Stellungnahme detailliert behandelt.

Die Allgemeine Notfallordnung ist Teil des Kraftwerksreglements. Sie enthält die allgemeinen Verhaltensregeln bei Notfällen, wie dies von der HSK-Richtlinie R-17<sup>14</sup> in Abschnitt 2.4.1 vorgegeben wird. Im Übrigen wird in der Allgemeinen Notfallordnung auf die eigentliche Notfallordnung verwiesen; deren Beurteilung in Kap. 9 erfolgt.

### 4.1.5 Safety Policy

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Als übergeordneter Leitsatz gilt: „Im Kernkraftwerk Mühleberg der BKW FMB Energie AG produzieren wir elektrische Energie für unsere Gesellschaft sicher, zuverlässig, umweltschonend, wirtschaftlich.“

Im KKM bestehen Leitsätze für den Betrieb zu folgenden Themen:

- Sichere Anlage: Einwandfreie Technik in beherrschten Prozessen gewährleistet die Sicherheitsziele mit den Prioritäten: 1. Schutz der Bevölkerung, 2. Schutz des Personals, 3. Schutz der Umwelt, 4. Schutz der Anlage.
- Fachkompetenz: Einsatz von ausgewiesenem, erfahrenem Fachpersonal in allen Bereichen, das gemeinsam über umfassende Fachkompetenz verfügt und interdisziplinär zusammenwirkt.

- Verantwortungsbewusstsein: Sicherheitsdenken jedes Einzelnen als Teil der Sicherheitskultur, ständiges Verantwortungsbewusstsein, Auswerten von Erfahrungen und sowie ihre Nutzung als Entscheidungsgrundlage.
- Auflagen: Einhaltung von gesetzlichen Vorschriften, behördlichen Auflagen und Herstellervorgaben beim Betrieb der Anlage und im Umgang mit radioaktiven Stoffen. Führen von bei Bedarf zugänglichen Aufzeichnungen.
- Organisation: Fähigkeit, gesteckte Ziele zu erreichen, sowie komplexe Aufgaben zeitgerecht und effizient zu lösen.
- Ausbildung: Umfassende, zielgerichtete Ausbildung als eine der Grundlagen für den sicheren und zuverlässigen Betrieb.
- Verfügbarkeit: Mit optimalem Zusammenspiel von Mensch, Technik und Organisation wird hohe Sicherheit und Verfügbarkeit erreicht, als Voraussetzung für eine wirtschaftliche Produktion.
- Information: Offene, sachliche und zeitgerechte Information intern und extern.
- Motivation: Das Personal ist hervorragend motiviert, die Anlage verantwortungsbewusst zu betreiben, sie in einem dem Stand der Technik entsprechenden Zustand zu halten, und es besitzt die dazu nötige Offenheit für Veränderungen.
- Betriebsfähigkeit: Die sichere, zuverlässige, umweltschonende und wirtschaftliche Energieproduktion sichert die Akzeptanz und damit den langfristigen Betrieb.

Die Leitsätze wurden allen Mitarbeitenden kommuniziert und bilden eine Grundlage für Kraftwerksziele und individuelle Ziele, die jährlich festgelegt werden. Für den Weiterbetrieb im liberalisierten Strommarkt wird eine hohe Sicherheit bei vertretbaren Gestehungskosten als Voraussetzungen betrachtet. Seit 1998 besteht im KKM ein auf das QM-System gestützter, formalisierter Zielsetzungsprozess. Schwergewichtig werden sicherheitsgerichtete Ziele gesetzt, ergänzt durch nachrangige wirtschaftliche Ziele. Die Kraftwerksziele fliessen in die untergeordneten Ziele auf Stufe Prozess, Teilprozess sowie in die individuellen Ziele der Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter ein. In den individuellen Zielen werden Aspekte der Sicherheitskultur berücksichtigt.

Für die Selbstbeurteilung geht KKM vom OSART-Bericht<sup>17</sup> aus. Leitsätze, Vision des Kraftwerksleiters, Kraftwerksreglement und QM-Weisungen weisen der Sicherheit erste Priorität zu. In seinen Äusserungen gegenüber der Belegschaft hebt der Kraftwerksleiter immer wieder die Sicherheit hervor. Die Belegschaft ist der Priorität der Sicherheit gegenüber positiv eingestellt. KKM-Angehörige haben bei der Erarbeitung von Sicherheitsindikatoren, die für alle schweizerischen KKW verwendbar sind, mitgearbeitet. Sie werden im KKM zur Anwendung kommen.

KKM hält fest, dass wirtschaftliche Ziele den sicherheitsgerichteten Einsatz der verfügbaren Finanzmittel überhaupt erst ermöglichen.

### **HSK-Beurteilung**

Zur Beurteilung werden das Übereinkommen über nukleare Sicherheit<sup>13</sup> und die Vorgaben der IAEA, wie sie in der NS-R-2<sup>12</sup> festgehalten sind, beigezogen.

Die Leitsätze enthalten die Umsetzung der Aussagen der BKW (Kap. 4.1.1) zur Sicherheit. Im Kraftwerksreglement vom 15. Juni 2001 wird das Primat der Sicherheit neu auch explizit genannt. Weiter hält das Kraftwerksreglement fest, dass die Leitsätze im Sinn von INSAG-4<sup>18</sup> zu verstehen

sind. Damit wird der Sicherheit Vorrang eingeräumt, im Sinn von Artikel 10 des Übereinkommens über nukleare Sicherheit<sup>13</sup>; die diesbezüglichen Anforderungen in Artikel 2.9 von NS-R-2<sup>12</sup> sind somit erfüllt. Die Verpflichtung zu hervorragenden Leistungen bei allen für die Sicherheit wichtigen Tätigkeiten gemäss Art. 2.9 von NS-R-2<sup>12</sup> ist zwar nicht wörtlich, jedoch implizit in den Leitsätzen enthalten. Der Leitsatz zum Verantwortungsbewusstsein enthält die in Art. 2.9 von NS-R-2<sup>12</sup> verlangte Förderung einer hinterfragenden Einstellung.

Der Bedeutung des wirtschaftlichen Erfolges wird von KKM im Kontext der Sicherheit gesehen.

Insgesamt hat KKM geeignete Rahmenbedingungen für einen sicheren Betrieb der Anlage geschaffen. Die Umsetzung der Leitsätze in der Praxis stellt eine permanente Aufgabe dar und wird von der HSK im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit verfolgt.

## **4.2 Personal**

### **4.2.1 Personalpolitik**

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die Personalpolitik des KKM leitet sich aus der Personalpolitik der BKW ab. Übergeordnetes Ziel der BKW-Personalpolitik ist, optimale Arbeitsergebnisse unter Berücksichtigung von Mitarbeiterinteressen zu erreichen. Drei Schwerpunkte sind durch die BKW definiert:

- **Personaleinsatz:** Leistungsbereitschaft, Leistungsfähigkeit und Flexibilität werden erwartet. Die Personalplanung berücksichtigt qualitative und quantitative Anforderungen der Unternehmensbereiche.
- **Arbeitsgestaltung:** Funktionsbezogene Handlungsspielräume und die Möglichkeit, die Arbeit ergebnisorientiert und befriedigend zu gestalten, werden geboten, ebenso Arbeitsmittel und Kompetenzen, um gesetzte Ziele zu erreichen. Initiative, Eigenverantwortung, Sicherheitsbewusstsein und Zuverlässigkeit werden verlangt.
- **Mitwirkung:** Ziel ist eine aufbauende Zusammenarbeit zwischen Mitarbeitenden und Unternehmensleitung. Interesse, Mitverantwortung und Befriedigung in der Arbeit sowie Leistungsfähigkeit der Unternehmung sollen gefördert werden.

KKM stellt im Berichtszeitraum in der BKW-Personalpolitik deutliche positiv zu wertende Tendenzen fest, die eine Wandlung von starren Monopolstrukturen zu dynamischen, marktgerechten Strukturen erlauben. Die Fortsetzung dieser Entwicklung ist im Gange.

KKM ergänzt die BKW-Personalpolitik durch zwei Schlüsselemente:

- **Wissenserhalt durch rechtzeitige Ersatzeinstellungen:** Lange interne Ausbildungszeiten und funktionsbezogene Überlappungszeiten werden berücksichtigt.
- **Förderung einer selbstkritischen Grundhaltung, verbunden mit ausgeprägtem Teamwork:** Die Kraftwerksleitung fördert diese durch Vorbild, Motivation und Ausbildung.

Diese bewährte Politik wird weitergeführt.

Im OSART-Bericht<sup>17</sup> wird der ausgezeichnete Sinn für Teamwork als „good practice“ hervorgehoben. Weiter wird festgehalten, die Reorganisation der BKW bringe bei unverändertem Personalbestand eine Verlagerung von technischen Fachkräften zu Marketingspezialisten. OSART empfiehlt der BKW sicherzustellen, dass dadurch keine Verunsicherung der KKM-Belegschaft entsteht.

### **HSK-Beurteilung**

Beurteilungsgrundlagen sind das Übereinkommen über nukleare Sicherheit<sup>13</sup> und INSAG-4<sup>18</sup>.

Die Schwerpunkte der BKW-Personalpolitik sind allgemein formuliert und enthalten keine Passagen, welche den Vorrang der nuklearen Sicherheit in Frage stellen. Eine Wandlung von starren Monopolstrukturen zu dynamischen marktgerechten Strukturen kann nicht a priori als positiv bewertet werden, vielmehr gilt es die Entwicklung zu verfolgen und unter dem Gesichtspunkt der nuklearen Sicherheit zu beurteilen. Die HSK wird die Entwicklungen der BKW-Personalpolitik und die Auswirkungen auf KKM im Rahmen ihrer Aufsicht laufend verfolgen und bewerten.

Die rechtzeitige Ersatzanstellung ist, im Sinn von Artikel 11, Absatz 2 des Übereinkommens über nukleare Sicherheit<sup>13</sup>, ein wichtiger Grundsatz, um während der ganzen Betriebsdauer eine ausreichende Anzahl von qualifiziertem Personal sicherzustellen. Mit der Forderung einer selbstkritischen Grundhaltung wird die „questioning attitude“, ein zentrales Element der Sicherheitskultur gemäss INSAG-4<sup>18</sup>, gefördert.

Die HSK hat keine grundsätzlichen Einwände gegen die Personalpolitik des KKM.

### **4.2.2 Personalbestand**

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Der Personalbestand stieg im Berichtszeitraum von 208 (31. Dezember 1990) auf ein Maximum von 292 (31. Dezember 1997) und verminderte sich anschliessend leicht auf 284 (31. Dezember 2000). Das Maximum ergab sich durch eine temporäre Überschreitung des Sollbestands infolge altersbedingter Ablösung von Betriebspersonal. Von 1990 bis 1996 wurden 65 neue Planstellen geschaffen, ab 1997 blieb die Anzahl Planstellen konstant. Mit dem Aufbau wurde vor allem die Ingenieurkapazität erhöht. Weiter wurde eine sechste Schichtgruppe für den Anlagebetrieb geschaffen und der logistische Bereich massvoll verstärkt. Die jährlichen Austritte, inklusive Pensionierungen, bewegten sich zwischen 0,4% und 7,2%. Die Fluktuationen folgten der Konjunkturlage. Für die Jahre 2001 bis 2007 wird mit insgesamt 50 Altersrücktritten gerechnet, pro Jahr sind es 5 bis 10 Rücktritte. Acht Pensionierungen betreffen lizenzierte Mitarbeiter. Die Nachfolgeregelungen sind insbesondere beim lizenzierten Personal in die Wege geleitet. Bei den nicht altersbedingten Fluktuationen erwartet KKM eine leichte Zunahme.

### **HSK-Beurteilung**

Beurteilungsgrundlagen sind das Übereinkommen über nukleare Sicherheit<sup>13</sup> und die HSK-Richtlinie R-17<sup>14</sup>.

KKM hat im Berichtszeitraum eine wesentliche und sicherheitsgerichtete Erhöhung des Personalbestands vorgenommen. Die Voraussetzungen für den langfristigen Wissenserhalt wurden verbessert. Die Schaffung der sechsten Schichtgruppe bedeutet insbesondere, dass mehr Zeit für die Aus- und Weiterbildung zur Verfügung steht. Die Entwicklung des Personalbestands verlief im Sinn von Artikel 11, Absatz 2 des Übereinkommens über nukleare Sicherheit<sup>13</sup>. KKM verfügt über einen Eigen-

personalbestand, der es erlaubt, die während des Leistungsbetriebs anfallenden Aufgaben in der Regel mit eigenem Personal zu erledigen, wie dies in Abschnitt 3.1 der HSK-Richtlinie R-17<sup>14</sup> vorgegeben wird. Die HSK wird die weitere Entwicklung des Personalbestands im KKM verfolgen und laufend beurteilen, ob die Vorgaben von Artikel 11, Absatz 2 des Übereinkommens über nukleare Sicherheit<sup>13</sup> erfüllt sind.

### **4.2.3 Anforderungen und Auswahl**

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die Auswahl erfolgt aufgrund des Anforderungsprofils (Funktionsbeschreibung) für die zu besetzende Position. Grund- und Zusatzausbildung, charakterliche Eigenschaften, industrielle Praxis, Fachwissen und Erfahrung werden bei der Auswahl berücksichtigt. Externe Assessments werden bei Bedarf durchgeführt. Neueintretende vereinbaren mit ihren Linienvorgesetzten persönliche Ziele und ein massgeschneidertes Einführungsprogramm. Während der dreimonatigen Probezeit findet eine laufende Beurteilung statt, die erste formelle Leistungsbeurteilung erfolgt nach sechs Monaten.

Für Kaderpersonen findet in der Regel ein externes Assessment statt. Je nach Position wird die HSK und gegebenenfalls auch die Sektion Kernenergie (KE) des Bundesamts für Energie (BfE) orientiert. Abteilungsleiter werden vom Verwaltungsratsausschuss, Ressortleiter und stellvertretende Abteilungsleiter von der Unternehmensleitung BKW ernannt. Die übrigen Kaderpositionen werden vom Kraftwerksleiter ernannt.

Das lizenzpflichtige Betriebspersonal wird nach den Anforderungen der HSK-Richtlinie R-27<sup>19</sup> ausgewählt. Ergänzend findet ein Eignungstest am Institut für Angewandte Psychologie (IAP, neu Fachhochschule für Angewandte Psychologie, FHP) statt.

Im OSART-Bericht<sup>17</sup> wird das Verfahren zur Rekrutierung von technisch-wissenschaftlichem Personal als zweckmässig bewertet.

#### **HSK-Beurteilung**

Beurteilungsgrundlagen sind die HSK-Richtlinien R-27<sup>19</sup>, R-15<sup>15</sup>, sowie die NS-R-2<sup>12</sup>.

Die Auswahl des lizenzpflichtigen Personals erfolgt gemäss den Vorgaben der HSK-Richtlinie R-27<sup>19</sup>, die von der HSK für jeden Kandidaten vor der Lizenzprüfung kontrolliert wird. Die Meldung neuer Kaderpersonen erfolgt gemäss HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup>. Die Auswahl basierend auf einem Anforderungsprofil ist im Sinn des ersten Satzes von Artikel 3.1 der NS-R-2<sup>12</sup>.

### **4.2.4 Aus- und Weiterbildung**

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

KKM unterscheidet zwischen allgemeiner Aus- und Weiterbildung, Ausbildung des Betriebspersonals und fachspezifischer Ausbildung des Instandhaltungspersonals. Alle Teile werden im Qualitätssicherungshandbuch beschrieben.

Die allgemeine Ausbildung umfasst Sicherheitskultur, Notfallschutz, Strahlenschutz, Arbeitssicherheit, Unfallverhütung, Gesundheitsschutz, Qualitätsmanagement und Einführung neuer Mitarbeitenden. Seit 2000 wird sie von einer speziellen Arbeitsgruppe koordiniert.

Die wichtigste Neuerung für die Ausbildung des Betriebspersonals ist der im Mai 1996 übernommene werkseigene Simulator. Im 1996 bezogenen Mehrzweckgebäude finden sich weiter zwei neue Schu-



lungsräume und Büros für das Ressort Betriebsausbildung. Das Ressort Betriebsausbildung entstand durch Ausbau der bisherigen Fachstelle Ausbildung; die Fachstelle Simulator wurde neu geschaffen.

Die Frequenz des Simulatortrainings für das lizenzierte Schichtpersonal wurde von einmal pro anderthalb Jahre auf zweimal pro Jahr erhöht. Teilweise werden die (nicht lizenzierten) Anlagenoperatoren beim Simulatortraining mit einbezogen. Die Pikettingenieure beteiligen sich verstärkt am Simulatortraining. Technische Spezifikationen und die Vorgaben der HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup>, insbesondere die Meldepflicht bei Störungen, werden dabei standardmässig geschult. Die Grundlagenschulung am Simulator für neu zu lizenzierende Operateure wurde von 10 auf 20 Trainingstage erhöht. Das neue Prozessvisualisierungssystem (PVS) wurde vor dessen Einführung im Hauptkommandoraum am Simulator geschult. Weitere Gebiete, deren Schulung ausgebaut wurden, sind Ereignisse im KKM und anderen Anlagen, Sicherheitskultur inkl. STAR (stop, think, act, review) als Verhaltensregel, Stressbewältigung, Information und Kommunikation. Die Instruktoren der Ressorts Betriebsausbildung und Anlagebetrieb wurden in Methodik und Didaktik geschult. Für die Vollzeit-ausbilder des Ressorts Betriebsausbildung fand ein Instruktorenkurs statt.

Zur systematischen Dokumentation besuchter Kurse wurde ein Personalausbildungsblatt geschaffen und für die Requalifikation des lizenzierten Personals ein Beurteilungsformular. Neu findet eine schriftliche Kursbeurteilung durch die Teilnehmer statt.

Die Ausbildung des Betriebspersonals basiert auf folgenden, im Berichtszeitraum erstellten oder überarbeiteten Verfahrensanweisungen:

- Erfassung durchgeführter Schulungen
- Kursvorbereitung und -durchführung
- Überarbeitung von Kursunterlagen
- Überprüfung der Vorort-Kenntnisse
- Grundschulung Vorort-Operateur, Schichtelektriker
- Erfassung und Auswertung von Simulatorübungen
- Grundschulung B-Operateur, A-Operateur, Schichtleiter, Pikettingenieur
- Prüfungsreglement Vorort- und Lizenzpersonal
- Planung der Simulatortrainings im KKM

Die Lenkung von Anlageänderungsanträgen ist geregelt. Dabei wird auch die Schulungsrelevanz geprüft und es werden die notwendigen Ausbildungsmassnahmen festgelegt.

Die fachspezifische Ausbildung des Instandhaltungspersonals für die elektrische und mechanische Instandhaltung ist je in einer Verfahrensanweisung geregelt, die im Berichtszeitraum erstellt wurde.

Neues Personal für die elektrische Instandhaltung erhält eine Grundlagenausbildung über das Kraftwerk und dessen Betrieb sowie über allgemeine und elektrotechnische Weisungen. Vorübergehende Mitarbeit in anderen Ressorts erleichtert die zukünftige Zusammenarbeit. Jedes Ressort führt zweimal wöchentlich einen Informationsaustausch durch, in den interne Schulung integriert ist. Auf Stufe Abteilung und KKM finden übergeordnete Schulungen statt. Die BKW bietet Kurse mit Schwerpunkt Arbeitsmethodik und Management an. Externe Schulungen werden nach Bedarf besucht. Die praktische Ausbildung erfolgt „on the job“, durch Schulung bei Lieferanten und durch den Besuch technischer Seminare.

Die Ersts Schulung des Personals für die mechanische Instandhaltung umfasst eine Grundausbildung über das Kraftwerk und funktionsspezifische Kurse. Die Wiederholungsschulung wird jährlich vom Ressortleiter zusammen mit den Gruppenleitern festgelegt und mit den verantwortlichen System-sachbearbeitern sowie dem Ressort Betriebsausbildung koordiniert. „On the job“ Training wird an Reservekomponenten oder Modellen durchgeführt.

Für die Zukunft werden von KKM folgende Angaben gemacht:

- Die Ausbildung des Betriebspersonals soll im bisherigen, bewährten Rahmen weitergeführt werden. Ausbildungsrelevante Anlageänderungen werden weiterhin vorgängig am Simulator modelliert und geschult. Im Juni 2001 wurde die Stelle „Ausbildung Anlagenbetrieb“ im Ressort Betriebsausbildung durch einen Picketingenieur besetzt.
- Das Ausbildungsprogramm für das laufende Jahr dient als Grundraster für die Planung des folgenden Jahres. Erfahrungen und Lehren aus Vorkommnissen, Erkenntnisse aus Kursbeurteilungen, Vorschläge aus anderen Ressorts, Wünsche der Kursteilnehmer und allfällige neue Auflagen werden berücksichtigt. Sicherheitskultur, STAR, Information und Kommunikation sollen regelmässig Themen der Wiederholungsschulung sein. Die methodisch-didaktische Schulung der Instruktoren soll erweitert werden. Die intensive Ausbildung neuer Mitarbeiter im Hinblick auf den Ersatz altersbedingter Abgänge wird weiterhin eine wichtige Rolle spielen.
- Simulatoränderungen und Erkenntnisse aus Simulatorübungen werden weiterhin lückenlos dokumentiert. Das Konzept der Unterlagen für den SWR-Technologiekurs wird unter dem Gesichtspunkt der überarbeiteten Dokumente, wie System-Betriebsvorschriften, überprüft. Ein Konzept zur besseren zentralen Planung der diversen Schulungen wird entwickelt. Repetitionszyklen für einzelne Schulungsthemen werden festgelegt.
- Die OSART-Empfehlungen für die Ausbildung des Betriebspersonals und die allgemeine Mitarbeiterschulung sollen sinnvoll umgesetzt werden.

Zur Selbstbeurteilung verweist KKM primär auf die Ergebnisse der OSART-Mission<sup>17</sup>, die nachfolgend zusammengefasst sind.

#### Allgemeine Aspekte

Die Ausbildungsprogramme im KKM, insbesondere für das Betriebspersonal, enthalten viele Elemente einer aufgabenorientierten Ausbildung, deren Resultate an den erforderlichen Fähigkeiten gemessen werden. Die Ausbildung unterstützt die Sicherheitskultur. Die Abteilungsleiter sind verantwortlich für die Ausbildung ihres Personals. Sie haben diese Verantwortung teilweise an ihre Ressortleiter delegiert.

KKM wird ermutigt, vermehrt messbare Ziele im Bereich Ausbildung zu setzen. Das Qualitätsmanagement-Programm (QMP) gibt den Rahmen und viele Details für die Ausbildung vor. Um die Ziele des QMP zu erreichen, sollen die Vorgaben im Bereich Ausbildung überprüft und wo nötig ausgebaut werden. KKM soll zudem die Methoden zur Kontrolle der Wirksamkeit von Ausbildungsveranstaltungen überprüfen. Für die personenbezogene Dokumentation von Ausbildung und Qualifikation schlägt OSART vor, die existierenden abteilungsspezifischen Systeme durch ein einheitliches System zu ersetzen. Das Fachwissen der im KKM eingesetzten Instruktoren wird als ausgezeichnet bewertet. Obwohl die didaktischen Fähigkeiten unterschiedlich sind, wurde zwischen Instruktoren und Kursteilnehmern eine positive Interaktion festgestellt.

Zur allgemeinen Ausbildung für neue Mitarbeitende wird empfohlen, die Bereiche Arbeitssicherheit und Strahlenschutz auszubauen. Weiter wird angeregt, formelle Lernzielkontrollen einzuführen. Das computerbasierte Training (CBT) zum Qualitätsmanagement wird positiv bewertet. KKM wird ermutigt, das CBT weiter auszubauen. Der Feuerwehr wird ein guter Ausbildungsstand attestiert.

### Betriebspersonal

Für die Ausbildung und Qualifikation des lizenzierten Betriebspersonals besteht ein sorgfältig geplanter und detaillierter Prozess. Die Ausbildungsprogramme für Operateure, Schichtleiter und Pikett-ingenieure sind sehr umfassend, das Erreichen der Ausbildungsziele wird mit verschiedenen Methoden kontrolliert. Änderungen in der Anlage und von Vorschriften fliessen vor ihrer Implementierung in den Ausbildungsprozess ein. Die Vorgaben der HSK-Richtlinie R-27<sup>19</sup> betrachtet OSART als erfüllt. Die Lizenzprüfungen enthalten keine Beurteilung der Simulatorarbeit der Kandidaten. OSART empfiehlt, das Lizenzprüfungsverfahren zu überprüfen und bei Bedarf zu revidieren.

Für die Wiederholungsschulung des lizenzierten Betriebspersonals besteht ein effizienter Prozess. Die Schulung während des Schichtbetriebs wird als „good practice“ anerkannt. Ein erhöhter prozentualer Anteil des Simulatortrainings am Gesamttraining würde die Möglichkeit schaffen, mehr praktische Erfahrungen zu sammeln und auch weniger bedeutende Vorkommnisse in der Schulung zu berücksichtigen. Das System zur Leistungsbeurteilung bei der Requalifikation am Simulator wird als genügend bewertet. Es fehlen aber Kriterien für die Auswahl der am Simulator geübten Szenarien, für Bestehen und Nichtbestehen, sowie Vorgaben für Massnahmen bei Nichtbestehen der Requalifikation. Die Ausbildungsdokumentation ist zweckmässig, kann aber noch verbessert werden.

Ausbildung und Wiederholungsschulung der Anlagenoperateure werden in jeder Hinsicht positiv bewertet.

### Personal anderer Abteilungen

Die Ausbildung des Instandhaltungspersonals wird insgesamt als zweckmässig beurteilt. Positiv hervorgehoben wird die praktische Ausbildung. Nachfolger von Kaderpersonen werden frühzeitig bestimmt, die resultierende Überlappungszeit ermöglicht einen umfassenden Wissenstransfer.

Die Ausbildung neuer Chemielaboranten erfolgt wesentlich durch „on the job“ Training. Angesichts der geringen Anzahl Auszubildender und dem im Ressort Chemie vorhandenen Erfahrungsschatz wird dies als sehr zweckmässig beurteilt. Im Hinblick auf den Erhalt des Ausbildungsprogramms für die Zukunft, wird das Ressort Chemie ermutigt, ein schriftliches Ausbildungsprogramm zu erstellen und während der praktischen Ausbildung erfolgreich erledigte Aufgaben detaillierter zu dokumentieren.

Die Ausbildung des Führungspersonals wird als den Aufgaben angemessen bewertet. Sie berücksichtigt gegenwärtige Aufgaben und die vorgesehene weitere Entwicklung. Die Mehrheit des Kadern ist intern aufgestiegen und bringt daher eine grosse Erfahrung mit. Extern rekrutierte Führungspersonen werden entsprechend intensiver ausgebildet.

Zusätzlich zu OSART hält KKM fest, dass sich das Konzept der Simulatoreausbildung mit einem Grundlagentraining im Frühjahr und dem Requalifikationstraining im Herbst bewährt habe und vom lizenzierten Personal durchwegs positiv beurteilt wird. Die Anzahl Ausbildungstage am Simulator wird als ausreichend und angemessen beurteilt. Mit dem eigenen Simulator hat KKM an Flexibilität bei der Ausbildungsplanung gewonnen. Kurzfristige Schulungswünsche können berücksichtigt werden. Zurzeit sind ca. 80 Stör- und Notfallszenarien abrufbereit.

## HSK-Beurteilung

Beurteilungsgrundlagen sind die HSK-Richtlinien R-17<sup>14</sup> und R-27<sup>19</sup>.

Im Rahmen des Qualitätsmanagementprogramms wurden die Dokumentation und die Systematik der Ausbildung im KKM verbessert. OSART hat noch vorhandene Verbesserungsmöglichkeiten aufgezeigt. Die HSK schliesst sich den in den Absätzen drei, vier, fünf und sechs von Kapitel 2.1 des OSART-Berichts<sup>17</sup> gemachten Vorschlägen an.

Die allgemeine Ausbildung wurde im Berichtszeitraum erheblich ausgebaut. Die Arbeitsgruppe zur Koordination der Ausbildung ist ein geeignetes Instrument, um eine einheitliche allgemeine Ausbildung für alle Personen zu erreichen, die sicherheitsrelevante Tätigkeiten ausüben. Die HSK schliesst sich der Empfehlung im dritten Absatz von Kapitel 2.8 des OSART-Berichts<sup>17</sup> an, die Ausbildung Neueintretender in den Bereichen Arbeitssicherheit und Strahlenschutz auszubauen. Auch die Anregung bezüglich Leistungsbeurteilung wird grundsätzlich unterstützt, wobei aber KKM selbst die geeigneten Methoden ermitteln soll.

Die Ausbildung des lizenzierten Betriebspersonals und der Anlagenoperateure entspricht den Vorgaben der HSK-Richtlinien R-17<sup>14</sup> und R-27<sup>19</sup>. Die Lizenzprüfungen erfolgen gemäss den Bestimmungen der HSK-Richtlinie R-27<sup>19</sup>, ebenso die Requalifikation des lizenzierten Betriebspersonals.

OSART empfiehlt im vierten Absatz von Kapitel 2.3 des Berichts<sup>17</sup> das Lizenzprüfungsverfahren zu überprüfen, da ein Prüfungsteil am Simulator fehlt. Bisher wurde dies von der HSK-Richtlinie R-27<sup>19</sup> nicht verlangt, in einer überarbeiteten Richtlinie wird dies jedoch berücksichtigt. KKM hat mit guten Erfahrungen im Jahr 2001 bereits Lizenzprüfungen für Pikettingenieure am Simulator durchgeführt. Die OSART-Empfehlung gibt daher zu keiner weiteren Massnahme Anlass.

Die Anregung in Absatz 7 von Kapitel 2.3 des OSART- Berichts<sup>17</sup>, den prozentualen Anteil der Simulatorschulung zu erhöhen, wird von der HSK nicht a priori unterstützt. Würde diese Erhöhung bei gleicher totaler Ausbildungszeit durchgeführt, ergäbe sich zwangsläufig eine Reduktion der nicht am Simulator stattfindenden Ausbildung, was nicht zulässig wäre, da diese ebenfalls zum verlangten Ausbildungsstand beiträgt. Die jährliche Ausbildungszeit am Simulator wurde im Berichtszeitraum mehr als verdoppelt. Der Ausbildungswert der Szenarien erfuhr durch den KKM-spezifischen Simulator eine signifikante Steigerung. Die HSK schliesst sich der Meinung von KKM an, dass die jährliche Anzahl Tage am Simulator den Erhalt eines genügenden Ausbildungsstandes ermöglicht.

Die im achten Absatz von Kapitel 2.3 des OSART- Berichts<sup>17</sup> geübte Kritik am Verfahren zur Requalifikation am Simulator zeigt, dass OSART die Requalifikation im Sinn einer Wiederholungsprüfung für den Erhalt der Lizenz beurteilt. Angesichts der Dauer des Requalifikationstrainings von etwa einer Woche ist diese Sichtweise jedoch nicht korrekt, da Ausbildung und Requalifikation kombiniert sind. Die Requalifikation erfolgt durch eine - verglichen mit einer Lizenzprüfung - länger dauernde, aber entsprechend weniger intensive Beobachtung durch die Instruktoren des Ressorts Betriebsausbildung. Vorgaben zur Auswahl der Szenarien sind nicht erforderlich, da sich alle Szenarien an den Aufgaben der Schicht bei Stör- und Notfällen orientieren. Alle Szenarien sind somit ausbildungsrelevant. Die Empfehlung von OSART, ein formelles System zur Beurteilung des lizenzierten Personals am Simulator einzuführen wird von der HSK dahingehend unterstützt, dass sich KKM überlegen soll, inwiefern Kriterien für genügende Leistungen formuliert werden können, ohne damit das Training in eine reine Prüfung umzuwandeln. Die zu treffenden Massnahmen bei ungenügenden Leistungen am Simulator sind inzwischen in einer Verfahrensanweisung geregelt, die diesbezügliche OSART-Kritik ist damit gegenstandslos geworden.

Im übrigen schliesst sich die HSK der KKM-Beurteilung der Aus- und Weiterbildung an. Für das Strahlenschutzpersonal sei auf Kapitel 5.6.4 verwiesen.

#### **4.2.5 Simulator**

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Anlass für den Bau eines KKM-eigenen Simulators war, dass der bisher benutzte Simulator in den USA das KKM nicht genügend genau wiedergeben konnte. Ein weiterer Grund waren Altersrücktritte von erfahrenem Betriebspersonal und dadurch erhöhter Schulungsbedarf für neues Personal. Ursprünglich war nur ein Teilsimulator geplant für Grundagentraining und ergänzende Schulung zur Wiederholungsschulung in den USA. Pulte und vertikale Tafeln wurden jedoch vorsorglich 1:1 geplant. Während der Entwicklung zeigte sich jedoch, dass eine softwaremässige Vollsimulation für viele Systeme weniger Aufwand bedeutete. Während der Projektabwicklung wurde eine Liste mit Modifikationen geführt, die infolge Anlageänderungen oder für die Durchführung der Wiederholungsschulung am KKM-Simulator statt am US-Simulator notwendig waren. 1996/97 wurden 84 Modifikationen implementiert, wobei es sich grösstenteils um Nachrüstungen der Bedienpulte handelte. Im Sommer 1996 fand das erste Grundagentraining statt, im Dezember 1996 probenhalber eine Wiederholungsschulung. Aufgrund der guten Erfahrungen wurde beschlossen, in Zukunft alle Wiederholungsschulungen am KKM-Simulator durchzuführen.

Die Abnahmetests wurden in Anlehnung an die US-Norm ANSI/ANS-3.5-1985<sup>20</sup> durchgeführt. Diese Norm legt in den USA die Anforderungen an Kernkraftwerkssimulatoren fest.

Die Hauptanwendungen des Simulators sind die Wiederholungsschulung des lizenzierten Betriebspersonals und die Grundausbildung neuer Reaktoroperateure. Daneben wird der Simulator zur Vertiefung des Lernstoffs in anderen Kursen genutzt. Geplante Versuche und komplizierte Fahrprogramme werden von der betroffenen Schicht zuerst am Simulator geübt. Geplante Anlageänderungen werden vorgängig am Simulator implementiert und das Betriebspersonal damit vertraut gemacht. Beispiele sind das Prozessvisualisierungssystem (PVS), die neue Reaktor-Handsteuerung und die Turbinensteuerung. Weiter dient der Simulator der Optimierung von ergonomischen Änderungen, beispielsweise die Neuordnung der SUSAN-Alarme, und als Hilfsmittel bei der Entwicklung von Anlageänderungen, z. B. das PVS. Schliesslich wird der Simulator bei Notfallübungen eingesetzt.

KKM bewertet die Erfahrungen mit dem KKM-Simulator sehr positiv. Während den offiziellen Trainings kam es zu keiner ungeplanten Nichtverfügbarkeit des Simulators. Die Zusammenarbeit mit dem Lieferanten für Nachrüstungen und Behebung von Mängeln hat sich sehr bewährt. Dank der guten Nachbildung der Anlage ist die Akzeptanz des Simulators beim Betriebspersonal hoch. Der Einsatz bei Notfallübungen wird positiv bewertet.

Zusätzlich wird der OSART Bericht<sup>17</sup> für die Selbstbeurteilung herangezogen: Das Betriebspersonal äusserte sich gegenüber OSART sehr positiv über den Simulator. Die Möglichkeiten des Simulators wurden systematisch erweitert, jedoch können noch nicht alle relevanten Ereignisse im KKM simuliert werden. Beispielsweise sind Generatorkühlung und Dichtungsölanlage noch nicht nachgebildet, eine diesbezügliche Nachrüstung jedoch geplant. Weiter wurde festgestellt, dass KKM den Simulator für weitere Schlüsselaspekte des Betriebs benutzt. Als Beispiele wurden die Entwicklung des Prozessvisualisierungssystems, Tests von Anlageänderungen vor der Umsetzung und die Möglichkeit, im Notfall Anlagedaten zu berechnen, genannt.

## HSK-Beurteilung

Mit dem Bau und den seither erfolgten Nachrüstungen hat KKM die Bedingungen für das Simulatortraining entscheidend verbessert. Der KKM-Simulator ist geeignet für die Durchführung der Schulungen gemäss den HSK-Richtlinien R-17<sup>14</sup> und R-27<sup>19</sup> und die Requalifikation gemäss R-27<sup>19</sup>. Die Schulung von Anlageänderungen vor deren Implementation und von Versuchsabläufen vor deren Durchführung trägt wesentlich dazu bei, dass der Ausbildungsstand des Betriebspersonals stets den Aufgaben angemessen ist. Mit den durchgeführten Nachrüstungen kann der Simulator als repräsentativ im Sinn von Artikel 11 der NS-R-2<sup>12</sup> beurteilt werden. Entwicklung und Abnahme orientierten sich an einem anerkannten amerikanischen Standard. Die falsche Modellierung der Hysterese der Abblaseventile (Kap. 5.2.1) konnte durch die Abnahmetests nicht verhindert werden, da zum Zeitpunkt der Abnahme der zu Grunde liegende Fehler noch nicht erkannt war. Erst das Ereignis vom 23. Juni 1998 brachte diesen ans Licht, worauf die notwendigen Korrekturen am Simulator vorgenommen wurden.

Der Einsatz des Simulators bei der Entwicklung von Anlageänderungen, für ergonomische Verbesserungen und für Notfallübungen zeigt, dass KKM die Möglichkeiten des eigenen Simulators umfassend und sicherheitsgerichtet nutzt.

### 4.2.6 Fremdpersonal

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Fremdpersonal wird einerseits im Rahmen der intensiven Zusammenarbeit mit Lieferanten, einschliesslich KKM-externer Stellen der BKW, eingesetzt. Ausserdem werden temporäre Mitarbeitende direkt angestellt, dies vorwiegend im handwerklich-logistischen Bereich. Generell werden externe Mitarbeitende in die KKM-Organisation integriert. Bei Auftragserteilung bzw. Anstellung wird darauf geachtet, dass Personen, die bereits früher im KKM gearbeitet haben und positiv beurteilt wurden, wieder zum Einsatz kommen. Die Beurteilung des Fremdpersonals ist Sache der KKM-Linienvorgesetzten.

Zu Beginn absolvieren externe Mitarbeitende die Strahlenschutz- und Arbeitssicherheitsbelehrung, anschliessend die einsatzspezifische Einführungsausbildung.

Die bisherigen Erfahrungen mit dem Einsatz von Fremdpersonal beurteilt KKM als gut. Das bisherige Vorgehen soll beibehalten werden. Die grossen Veränderungen im Bereich der auf Nukleartechnik spezialisierten Firmen zwingen KKM, die Lage auf dem Anbietermarkt aufmerksam zu verfolgen und Alternativen zu prüfen bzw. zu entwickeln und umzusetzen. Dies ist bis jetzt dank den engen Beziehungen zu den Lieferanten gelungen und KKM ist überzeugt, dass dies auch künftig der Fall sein wird.

## HSK-Beurteilung

Der Einsatz des Fremdpersonals erfolgt gemäss Absatz 3 von Kapitel 3.3 der HSK-Richtlinie R-17<sup>14</sup>. Mit der Integration des Fremdpersonals in die KKM-Organisation wird Absatz 4 von Kapitel 3.3 der HSK-Richtlinie R-17<sup>14</sup> erfüllt. Die Verantwortung für die Beurteilung des Fremdpersonals ist klar und in geeigneter Weise geregelt. Die gezielte Anforderung erfahrener, durch ihre KKM-Linienvorgesetzten positiv beurteilten externen Mitarbeitenden entspricht den Vorgaben des ersten Satzes von Artikel 2.10 der NS-R-2<sup>12</sup>. Die vorausschauende Vorgehensweise von KKM zur langfristigen Sicherstellung angemessener Fremdunterstützung wird positiv bewertet.

### **4.3 Vorschriften zum Betrieb der Anlage**

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Es existieren Vorschriften mit verbindlichen Vorgaben für die Betriebsführung der Anlagen im Normalbetrieb, bei Störfällen und bei Notfällen. Übergeordnete Dokumente sind Sicherheitsbericht, Kraftwerksreglement und Technische Spezifikationen. Die Vorschriften sind Vorgabedokumente des Prozesses Betrieb und als solche ins Qualitätsmanagementsystem integriert.

Für den Normalbetrieb gelten Gesamtanlagenfahrvorschrift, Betriebsvorschriften der Systeme und Schichtanweisungen. Für vom Normalbetrieb abweichende geplante Fahrsituationen gelten Fahrprogramme, Versuchsprogramme und temporäre Schichtanweisungen. Bei Betriebsstörungen gelten das Kapitel 5 der Gesamtanlagenfahrvorschrift mit dem Titel Abschaltungen, vier symptomorientierte Anweisungen und 24 ereignisorientierte Betriebs-Störfallanweisungen. Für Notfälle existieren fünf Grundlagen-Notfallanweisungen, zwölf allgemeine Notfallanweisungen, zwölf Betriebs-Notfallanweisungen sowie 16 Accident Management Massnahmen für auslegungsüberschreitende Störfälle.

Die Lenkung von Dokumenten wird durch das Qualitätssicherungssystem geregelt. Für das Vorgehen bei der Erstellung, Korrektur und Überprüfung von Betriebs-Störfallanweisungen und Notfallanweisungen enthält das Qualitätssicherungssystem eine spezielle Weisung. Mit dieser Weisung wurde eine Standardisierung der genannten Dokumente erreicht. Ziel sind vollständige, übersichtliche, ergonomisch für Stresssituationen günstig gestaltete Dokumente. Ihre Überprüfung erfolgt regelmässig anlässlich der Störfalltrainings am Simulator.

Die Weisung zum Ablauf der den Betrieb der Anlage beeinflussenden Korrektur- und Vorbeugemassnahmen regelt das Verfahren zur Änderung von Vorschriften umfassend. Die Gesamtanlagenfahrvorschrift wird jährlich nach der Revision einer Überprüfung unterzogen. Alle fünf Jahre werden die Checklisten für Funktionstests dahingehend überprüft, ob die Ziele der Tests aktuell und vollständig sind.

KKM beurteilt seine Betriebsvorschriften als vollständig und von guter Qualität. Das Änderungsverfahren ist im Qualitätssicherungssystem geregelt. Eine regelmässige Prüfung, ohne dass Änderungen oder neue Erkenntnisse vorliegen, wird nur bei den Vorschriften für die Wiederholungsprüfungen sicherheitsrelevanter Systeme vorgenommen.

Der OSART-Bericht<sup>17</sup> wird von KKM zur Selbstbeurteilung beigezogen. Darin wird die Qualität der Betriebs-Störfallanweisungen und Notfallanweisungen als gut beurteilt. Die in den Betriebsvorschriften enthaltenen Informationen sind qualitativ gut; die darin enthaltenen Systembeschreibungen betrachtet OSART als für den Betrieb nicht erforderlich und sieht sie als Erschwernis bei Überprüfung und Überarbeitung der Vorschriften. Die Wiederholungsprüfvorschriften sind allgemein von guter Qualität.

#### **HSK-Beurteilung**

Die Vorschriften für den Betrieb der Anlage decken die von NS-R-2<sup>12</sup> in Artikel 5.12 verlangten Gebiete ab, wobei die Vorschriften für schwere Unfälle zurzeit noch im Aufbau sind. Der Termin für die Fertigstellung dieser Vorschriften ist von der HSK auf Ende 2003 festgelegt worden (Kap. 6.11.7). Das Verfahren zur Erstellung und Änderung der Vorschriften ist im Qualitätsmanagementsystem im Sinn von Artikel 5.10 von NS-R-2<sup>12</sup> geregelt, der Ablauf erfolgt im Sinn des Flussdiagramms in Anhang II von NS-G-2.2<sup>21</sup>. Die Vorschriften werden, soweit dies möglich ist, am Simulator überprüft, sowohl bei der Erstellung als auch laufend im Rahmen der Wiederholungsschulung.

Die HSK schliesst sich der positiven allgemeinen Beurteilung von KKM und OSART an. Die in den Betriebsvorschriften enthaltenen Systembeschreibungen sieht die HSK nicht als problematisch an, da das Betriebspersonal dank regelmässiger Schulung mit dem Aufbau der Betriebsvorschriften vertraut ist und die Lenkung von Dokumenten geregelt ist.

#### **4.4 Betriebsdokumentation**

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Das Kraftwerksreglement legt fest, wie der Betriebsverlauf dokumentiert wird. Folgende Dokumente belegen den Betriebsverlauf: Betriebsrapportbücher, Checklisten für wiederkehrende Tätigkeiten und Prüfungen, Registrierrollen von Schreibern und Prozesscomputer-Ausdrucke für alle sicherheitsrelevanten und sonstige für den Betrieb der Anlage wichtigen Betriebsparameter.

Die Archivierung wird im Qualitätssicherungshandbuch geregelt. Betriebsaufzeichnungen werden während der ganzen Betriebsdauer der Anlage aufbewahrt. Dieses seit Betriebsaufnahme gültige Archivierungskonzept erlaubt die Rückverfolgung des Anlagenbetriebs.

Ca. 1600 Betriebsdaten werden ausgewertet. Sich anbahnende Änderungen oder Störungen können damit frühzeitig erkannt und behoben werden.

##### **HSK-Beurteilung**

Der Betriebsverlauf wird gemäss Kapitel 2.4.3 der HSK-Richtlinie R-17<sup>14</sup> dokumentiert. Artikel 2.26 von NS-R-2<sup>12</sup> ist erfüllt.

#### **4.5 Mensch-Maschine-Schnittstelle**

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die wichtigsten Änderungen im Berichtszeitraum waren die Neuordnung der Arbeitsplätze im Hauptkommandoraum, die Erneuerung der Kommandoraumdecke und der Ersatz des Emergency Response Information Systems (ERIS) durch das Prozessvisualisierungssystem (PVS). Auf diese Neuerungen wird unter Kap. 4.5.1 und 4.5.2 eingegangen. Die HSK-Beurteilung findet sich am Schluss von Kap. 4.5.

Daneben wurden diverse kleinere Anpassungen der Überwachungstafeln und Bedienpulte vorgenommen. Ausgelöst wurden sie durch neu installierte Systeme und Massnahmen zur Verbesserung der Betriebsüberwachung. Die Umsetzung erfolgte gemäss Anlageänderungsverfahren unter massgeblichem Einbezug des lizenzierten Betriebspersonals. Wo möglich und zweckmässig wurden die Änderungen zuerst am Simulator geprüft. Für die Neuordnung der Alarme auf dem SUSAN-Bedienpult wurde am Simulator nachgewiesen, dass die Änderungen eine Verbesserung der Betriebsüberwachung bringen. Die Änderungen haben bisher nach Beurteilung vom KKM keine nachteiligen Auswirkungen gezeigt. Als wesentliche Verbesserung wird vom Betriebspersonal die Bedienung der Lüftungsanlagen vom Kommandoraum aus betrachtet. Im OSART-Bericht<sup>17</sup> wurde die ungenügende Leuchtkraft zahlreicher roter Lampen auf den Kommandoraumpulten bemängelt. KKM hat diese Unzulänglichkeit bereits behoben.



#### 4.5.1 Arbeitsplätze im Hauptkommandoraum

##### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

1991 wurde der Kommandoraum neu eingerichtet. Dabei wurden die Erfahrungen des Schichtpersonals, ergonomische Grundsätze und die Gestaltung des Kommandoraums im Kernkraftwerk Leibstadt berücksichtigt. Folgende Randbedingungen wurden definiert und erfüllt:

- Eigener Arbeitsplatz für jedes lizenzierte Schichtmitglied mit optimierten Sicht- und Kommunikationsverhältnissen zu den Bedienpulten des zugeteilten Überwachungsbereichs.
- Rascher Zugriff auf benötigte Betriebsdokumente im normalen und gestörten Betrieb sowie Bedienung des PVS vom Arbeitsplatz aus.
- Schnittstelle zu anderen Ressorts beim Arbeitsabsicherungsverfahren ohne Beeinträchtigung der Kommandoraumarbeit.
- Arbeitsplatz des Pikettingenieurs mit Schnittstelle zur Schichtmannschaft.
- Separater Platz für Kommunikations- und Informationsmittel ohne Störung der Schichtkommunikation.
- Schaffung eines Arbeitsplatzes für das Ressort Physik zur Kernüberwachung.
- Konferenztisch für Besprechungen im Kommandoraum.
- Verwendung des Kommandoraums als Notfallraum bei Betriebsstör- und Notfällen.

Vom Doppelpult für den Schichtleiter und seinen Stellvertreter besteht Sichtkontakt zu allen Kommandoraumpulten, Operateurarbeitsplätzen und den drei PVS-Grossbildmonitoren. Das Pult befindet sich hinter den Arbeitsplätzen der Operateure. Die Kommunikation mit Reaktoroperateuren, Pikettingenieur, Absicherungs- und Kommunikationspult ist optimal. An Kommunikationsmitteln stehen zur Verfügung: Telefon, Mikrophon für Durchsagen in der Anlage, Gegensprechanlage, Personensuchanlage, Funkstation. Weiter ist eine PC-Station für die Anwendung des integrierten Betriebsführungssystems (IBFS), PVS-Darstellungen und Netzwerkbetrieb installiert.

Vom Doppelpult für A-Operateur und Reaktoroperateur besteht ungestörte Sicht auf den Überwachungsbereich bestehend aus SUSAN-Pulten, ECCS-Pult, Eigenbedarfsschalttafel und Reaktorpult. Die direkte Kommunikation zum Schichtleiterpult und zum Arbeitsplatz des Turbinenoperators ist gewährleistet. Die Betriebsunterlagenablage befindet sich am Pult. Telefon, Gegensprechanlage und PC-Station stehen zur Verfügung.

Vom Doppelpult für den Turbinenoperator besteht direkte Sicht auf den Überwachungsbereich, bestehend aus Speisewasserteil des Reaktorpultes und den beiden Turbinenpulten. Die Betriebsunterlagenablage ist ins Pult integriert. Telefon und PVS-Bedienungsstation sind vorhanden.

Auf dem Doppelpult für Pikettingenieur und Reaktorphysik stehen die für Kernberechnungen und Protokollierungen benötigten Hilfsmittel. Für Störfälle stehen Drucker für Alarmausdruck, PVS-Monitor und Farbdrucker für PVS-Bilder zur Verfügung. Rechts ist die Betriebsunterlagenablage für Stör- und Notfälle integriert, die auch für den Schichtleiter von seinem Arbeitsplatz aus direkt zugänglich ist. Telefon und Gegensprechanlage sind vorhanden.

Vom Kommunikationspult aus erfolgen die Alarmierung der Notfallorganisation einschliesslich externer Stellen, die Telefonvermittlung ausserhalb der normalen Arbeitszeit und bei Zentralenausfall sowie der Funkverkehr mit Notfallequipen. Die direkten Telefonverbindungen zu Behörde, NAZ, Polizei,

Feuerwehr und den anderen schweizerischen KKW (Ringleitung) und zu Amtsstellen (Regierungsnetz) sind auf dem Kommunikationspult installiert. Der Zugriff auf das Zutrittskontrollsystem ermöglicht die Kontrolle, wer sich in der Anlage aufhält.

Am Absicherungspult werden alle Absicherungen erstellt und verwaltet und die Arbeiten zur Ausführung frei gegeben. Es verfügt über eine PC-Station für den Zugriff auf das IBFS. Das Absicherungspult befindet sich zwischen Eingang und Schichtleiterpult, damit das Instandhaltungspersonal nicht am Schichtleiterpult vorsprechen muss.

Der Besprechungstisch dient auch der Schichtausbildung. In Notfallsituationen führt der Notfallstab in der Anfangsphase seine Rapporte an diesem Tisch durch.

Anordnung und Ausführung der Arbeitsplätze haben sich nach Ansicht von KKM im Normalbetrieb und bei Betriebsstörungen bewährt. Das Schichtpersonal beurteilt die Arbeitsbedingungen im Kommandoraum als optimal. Im OSART-Bericht<sup>17</sup> wird die Anordnung von Arbeitsstationen und Pulten im Hinblick auf die Teamarbeit positiv bewertet und festgestellt, es gäbe genügend alternative Kommunikationsmittel.

1994 wurde die neue Kommandoraumdecke realisiert. Sie ist auf das Sicherheitserdbeben ausgelegt und hinsichtlich Belüftung, Beleuchtung, Akustik und Staubrückhaltung optimiert. Die Beleuchtung wurde im Sinn der KTA 3904<sup>22</sup> ausgelegt. Ein Lichtregler erlaubt individuelle Anpassungen der Beleuchtung.

#### **4.5.2 Prozessvisualisierungssystem**

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die Vorgabe für das Prozessvisualisierungssystem (PVS) war, bewährte Bilder der bestehenden Visualisierung, die SPDS-Funktion (Darstellung des Status der 5 Sicherheitsparameter: Reaktivität, Kernkühlung, Primärsystem, Containment, Aktivitäten) und ein System zur Darstellung von Trends mit einer zeitgemässen Bedienungsoberfläche für das Betriebspersonal zur Verfügung zu stellen. Wie bisher ist die Visualisierung eine Ergänzung zur konventionellen Instrumentierung.

In einer ersten Phase wurde das Konzept anhand von sieben Bildern am Simulator überprüft. Der Nutzen der implementierten PVS-Bilder wurde während des Trainings des Betriebspersonals nachgewiesen. Es zeigte sich eine gute Akzeptanz.

In der zweiten Phase wurden 75 weitere Bilder am Simulator überprüft. Ein spezieller KKM-Bildnavigator wurde vom Betriebspersonal konzipiert und vom Lieferanten realisiert.

In der letzten Phase wurde das PVS im Kommandoraum implementiert. Für Daten von ausserhalb des Betriebsgebäudes wurden redundante Datenpfade realisiert.

Die Aufbereitung der Daten erfolgt redundant mit zwei Prozessrechnern. Im Sekundentakt werden 2700 gemessene und gerechnete Prozesswerte über das isolierte local area network (LAN) gesendet (broadcasting) und von jeder PVS-Station für 24 Stunden auf die lokale Festplatte gespeichert.

Die PVS-Funktionen sind auf drei Bereiche des Bildschirms aufgeteilt. Das stets sichtbare, unveränderbare Statusfenster gibt unter anderem die Sicherheitsparameter wieder (SPDS-Symbole). Der Navigationsbalken stellt öfters verwendete Funktionen als Schaltflächen dar. Der Hauptbereich dient der Anzeige von bis zu neun Prozessbildern und/oder der Trendfunktion. Alle Prozessbilder sind einheitlich strukturiert und nach ergonomischen Grundsätzen aufgebaut. Für jede Grösse lässt sich per Mausklick der Verlauf der letzten 15 Minuten aktivieren.

Weiter stehen mit Bildverweisen hinterlegte Schaltflächen zur Verfügung. Das Aktivieren eines SPDS-Symbols bewirkt den Aufruf des zugeordneten Bildes mit weiteren Verzweigungsmöglichkeiten über Verweise. Für routinemässige Kontrollen lassen sich mehrere Bilder zu Bildfolgen verketteten.

Die Trenddarstellung erlaubt es, beliebige Prozesswerte in Funktion der Zeit oder Parameter darzustellen. Im dynamischen Modus werden die Daten automatisch aktualisiert. Zeitfenster, Skalen und Auflösung sind wählbar. Vordefinierte Konfigurationen können gespeichert werden.

Tischstationen sind mit Tastatur und Maus ausgerüstet, Stationen mit Grossmonitoren mit einem Fingerpad. Von den Tischstationen können Bilder auf die Grossbildschirme aufgeschaltet werden.

Das PVS verfügt über sieben Rechner im Kommandoraum und je einen im Ersatznotfallraum, im SUSAN-Kommandoraum sowie in einem der Rechnerräume. Drei der Rechner im Kommandoraum sind mit Grossmonitoren ausgerüstet. Das PVS des Simulators verfügt über fünf Rechner, drei davon mit Grossbildschirmen wie im Kommandoraum. Die Anlagedaten können auf das PVS des Simulators aufgeschaltet werden, was bei der Verwendung des Simulator-Kommandoraums als Notfallraum nach der Dislokation des Notfallstabs ins Mehrzweckgebäude zur Anwendung kommt.

Der OSART-Bericht<sup>17</sup> bewertet das PVS als vorbildlich (good practice). KKM hält fest, dass die Anwender, d. h. Picketingenieure und Schichtpersonal, massgeblich in den Prozess zum Ersatz von ERIS durch PVS einbezogen wurden. Die Akzeptanz wird als hoch eingestuft, Grund dafür sind Benutzerfreundlichkeit und die weitgehend vertraute Bilddarstellung unter Berücksichtigung ergonomischer Gestaltung. Die drei Grossbildschirme erlauben eine gute Anlagenüberwachung bei Fahrmanövern oder Transienten.

### **HSK-Beurteilung**

Die Beurteilung umfasst die Kap. 4.5.1 und 4.5.2. Die Umgestaltung des Kommandoraums erfolgte nach ergonomischen Grundsätzen und unter Berücksichtigung der Erfahrungen des Schichtpersonals. Der Kommandoraum ist im Sinne von Artikel 5.49 von NS-R-1<sup>23</sup> gestaltet. Seine Einrichtung ist funktionsorientiert, indem sie eine gute Übersicht über die zu überwachenden Bereiche ermöglicht und kurze Kommunikationsdistanzen innerhalb der Schichtgruppe bringt. Die benötigten Dokumente sind nahe den Arbeitsplätzen leicht zugänglich vorhanden. Die Platzierung des Absicherungspultes und des Kommunikationspultes ausserhalb des Arbeitsbereichs der Schicht ist positiv zu bewerten, da dadurch Störungen der Schichtarbeit verhindert werden. Die Platzverhältnisse am und um den Besprechungstisch sind im Hinblick auf Rapporte als knapp genügend zu bewerten, was sich anlässlich von Notfallübungen gezeigt hat. Bezüglich Kommunikationsmittel schliesst sich die HSK der OSART-Beurteilung an, wonach genügend alternative Kommunikationsmittel vorhanden sind.

Das PVS wird von der HSK in Übereinstimmung mit OSART als wertvolles Hilfsmittel für das Betriebspersonal beurteilt. Sehr positiv zu bewerten ist der starke Einbezug der Benutzer in die Entwicklung des Systems. Es vermittelt dem Betriebspersonal umfassende, leicht handhabbare Informationen im Sinn von Artikel 5.51 von NS-R-1<sup>23</sup>. Das gleiche trifft für den Notfallstab zu, wenn er im Mehrzweckgebäude im Einsatz ist.

## 4.6 Qualitätsmanagement

### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

#### QM-Organisation

Das Qualitätsmanagement-System (QMS) wird im KKM als wirksames Führungsinstrument zum systematischen Planen, Ausführen, Überwachen und Verbessern aller sicherheitsrelevanten Tätigkeiten verwendet. Der Aufbau ist prozessorientiert auf der Grundlage der Norm ISO-9001<sup>24</sup>. Während die ISO Norm von allen Organisationen angewendet werden kann, sind im Hinblick auf die ausreichende Berücksichtigung der nuklearen Sicherheit in Kernkraftwerken von der IAEA eigene QM-Forderungen entwickelt worden. In einem Detailvergleich mit der IAEA Safety Series Nr.50-C/SG-Q<sup>25</sup> untersuchte KKM, ob das bei ihnen eingeführte QMS auch diese Anforderungen erfüllt. Das Ergebnis dieser Untersuchung wird weiter unten dargelegt.

Der Aufbau und die Funktionsweise des QMS sind im QM-Handbuch (QMH), in den nachgeordneten Prozesshandbüchern sowie in übergeordneten (beispielsweise Gesetzen) und mitgeltenden Dokumenten (beispielsweise Weisungen) beschrieben. Das QMS ist für das gesamte Personal des KKM verbindlich. Der Kraftwerksleiter nimmt die Verantwortung als Qualitätsbeauftragter wahr. Dabei ist er für die Durchsetzung der im QMH festgelegten Massnahmen und für die Bereitstellung personeller und wirtschaftlicher Mittel zur Realisierung und Überwachung des QMS verantwortlich. Die Pflege des Systems hat er an den QM-Koordinator (QMK) delegiert, welcher direkten Zugang zum Kraftwerksleiter hat.

Die Arbeitsabläufe sind in Prozessen festgelegt. Prozesskoordinatoren sind für das optimale Funktionieren der Prozesse sowie für die Erstellung und den Unterhalt der Prozessdokumentation verantwortlich. Sie erarbeiten auf Grund der KKM Zielsetzungen die prozessspezifischen Ziele und verfolgen diese. Bei Abweichungen werden von ihnen die notwendigen Korrekturmassnahmen veranlasst. Die Führungsverantwortung der Mitarbeiter in einem Prozess liegt aber bei der Linienorganisation, d. h. die fachliche Verantwortung für die Qualität bleibt in der Linie.

Prozesskoordinatoren können in ihren Prozessen Qualitätsstellen ernennen und mit operationellen Aufgaben betreuen. Die Qualitätsstellen unterstützen die jeweiligen Prozesskoordinatoren, sind verantwortlich für die Anwendung geeigneter QS-Methoden und koordinieren die Durchführung allfälliger externer Audits.

Die Prozesskoordinatoren bilden mit dem QMK den Prozessausschuss. Der QMK unterstützt die Prozesskoordinatoren, regelt Verbindungsstellen zwischen einzelnen Prozessen und plant und koordiniert die internen Audits und deren Berichterstattung. Er informiert die Kraftwerksleitung und die Prozesskoordinatoren periodisch über den Stand der QM-Massnahmen.

#### QM -System

##### a) Aufbau

Das QMH basiert auf dem Kraftwerksreglement, beschreibt übergeordnet die Managementprozesse im KKM und bildete die Basis für die nachgeordneten Prozesshandbücher. Prozesshandbücher sind für folgende (Haupt-) Prozesse vorhanden:

Prozess Betrieb: Er ist der zentrale Prozess zur Produktion elektrischer Energie. Sicherheitstechnisch hat er grosse Bedeutung, da er auch die Beherrschung von Störfällen behandelt. Er besteht aus folgenden Teilprozessen:

- Managementprozess Betrieb (steuert das Zusammenwirken der einzelnen Teil-Betriebsprozesse und stellt die geeigneten Mittel für den Gesamtprozess sicher),
- Normalbetrieb (regelt alle Betriebsarten im ungestörten Betrieb),
- Gestörter Betrieb (regelt alle betrachteten Stör- und Notfälle),
- Nukleare Betriebsführung (regelt die Überwachung des Kerns bei Normalbetrieb und Laständerungen),
- Wiederkehrende Aufträge (regelt die periodischen Funktions- und Wiederholungsprüfungen),
- Störmelde-, Arbeitsauftrags- und Absicherungsverfahren (regelt die systematische Behebung von festgestellten Mängeln),
- Aufbereitung radioaktiver Abwässer im Radwaste (systematische Behandlung nach festgelegten Verfahren),
- Betrieb Konditionierungsanlage CVRS (Verfestigung radioaktiver Abfälle),
- Brennelementhandhabung im Reaktorgebäude (bei BE-Wechsel),
- EDV- Applikation im Betrieb (Betriebsüberwachung mit EDV),
- Schulung (Erreichung bzw. Erhaltung der Personalqualifikation des Betriebspersonals).

Prozess Elektrische Instandhaltung: Beinhaltet neben der Instandhaltung elektrischer/elektronischer Einrichtungen auch Anlagenänderungen, Wiederholungs- und Funktionsprüfungen und enthält auch die Informatik.

Prozess Mechanische Instandhaltung: Beschreibt neben der Instandhaltung noch die Anlagenänderungen, den Ersatz von Komponenten sowie Wiederholungs- und Funktionsprüfungen.

Prozess Transporte: Regelt den An- und Abtransport von radioaktivem Material zur Anlage. Er erfüllt spezielle Forderungen der HSK und der IAEA und wurde von der HSK durch ein Audit überprüft und freigegeben.

Prozess Überwachung: Enthält mehrere Teilprozesse wie beispielsweise den operationellen Strahlenschutz, Dosimetrie und Umgebungsüberwachung.

Prozess Projekte: Beschreibt das Vorgehen bei der Abwicklung von Projekten. Projekte sind Vorhaben, die aufgrund ihrer Komplexität, Einmaligkeit und Sicherheitsbedeutung das Zusammenwirken mehrerer Organisationseinheiten erfordern.

Prozess Administration: Beschreibt Dienstleistungen für alle Mitarbeiter, die an KKM Prozessen beteiligt sind. Enthält mehrere Teilprozesse, beispielsweise Beschaffung und Materialwirtschaft, Dokumentation und Archivierung, Lohn- und Rechnungswesen.

#### b) Lenkung der Dokumente

Das QMH und die nachgeordneten Prozesshandbücher beschreiben die jeweiligen Prozesse und verweisen auf übergeordnete Dokumente sowie die geltenden Verfahrens- und Detailanweisungen. Sie enthalten daher Angaben darüber, was im Prozess geschieht, wer für den Prozessschritt verantwortlich ist und welche Vorgabe- und Nachweisdokumente mitgeltend oder relevant sind. In den Prozessen werden neben den behördlichen Forderungen auch die angewendeten Normen und

Standards angegeben. In den Prozesshandbüchern wird jeweils auch detailliert auf die einzelnen Forderungen der ISO-Norm eingegangen.

Verfahrensanweisungen regeln Abläufe, Schnittstellen und Kompetenzen und verweisen auf Detailanweisungen.

Detailanweisungen regeln, wie eine Tätigkeit auszuführen und zu dokumentieren ist (Nachweisdokumente), damit diese nachvollzogen bzw. reproduziert werden kann.

Alle relevanten Dokumente (Vorgabe und Nachweisdokumente) werden im Rahmen des QM-Systems gelenkt.

Durch den Einsatz des elektronischen Integrierten Betriebsführungssystems (IBFS), in welchem alle Dokumente erfasst und eindeutig identifiziert sind, wird die Kontrolle der Aktualität von Dokumenten wesentlich verbessert.

Die Vorgabe-Dokumente sind in folgende Hierarchiestufen gegliedert:

- Externe und übergeordnete Dokumente: Hierzu zählen Gesetze und Verordnungen, Vorgaben der Behörden und übergeordnete Vorgaben der BKW
- Kraftwerksreglement, Technische Spezifikation und der Sicherheitsbericht
- Qualitätsmanagementhandbuch und Prozesshandbücher
- Anweisungen zu Verfahren
- Detailanweisungen

Ein Archivierungskonzept regelt folgende Aspekte der Aufbewahrung von Nachweisdokumenten:

- geeignete Ablage und Pflege
- Aufbewahrungsart, -ort und -fristen sowie Verantwortlichkeiten
- Wiederauffindbarkeit und Lesbarkeit
- Schutz, d. h. das Vermeiden von Beeinträchtigungen oder Verlust der archivierten Dokumente
- Zugriff auf archivierte Aufzeichnungen
- Vernichtung nach Ablauf der Archivierungsfrist

#### Bewertung der Wirksamkeit des QM Systems durch die KKM Kraftwerksleitung

Die einzelnen Prozesse werden von den zuständigen Prozesskoordinatoren jährlich überprüft, bewertet und in einem Bericht dokumentiert. Diese Berichte bilden zusammen mit den Resultaten der internen Audits die Grundlage für den vom QS-Koordinator zu erstellenden Q-Bericht.

Der Kraftwerksleiter als Qualitätsbeauftragter ist Mitglied des Prozessausschusses QM, in dem wichtige Q-Aspekte behandelt werden. Mit diesen Informationen und mit der Kenntnisnahme des Q-Berichtes kann er eine Wertung des QM-Systems auf Eignung und Wirksamkeit vornehmen. Diese Bewertung bildet auch die Grundlage für die Formulierung neuer Ziele. Daneben haben hohe Kadermitglieder auch als interne Auditoren mitgewirkt, in einzelnen Fällen hat auch der Kraftwerksleiter an Audits teilgenommen, um sich ein Bild über deren Standard zu verschaffen.

Seit der Einführung des QM-Systems (1998) wird dieses Verfahren nun jährlich angewendet, wodurch sich nennenswerte Fortschritte ergaben. Anfangs standen die Komplettierung von Verfahrensanwei-

sungen und die Durchführung von Audits im Vordergrund, später wurden zur Verbesserung der Akzeptanz vermehrt Anstrengungen auf die QM-Ausbildung der Mitarbeiter und Auditoren investiert. Heute hat man einen hohen Stand in Bezug auf Beschreibungsdichte, Wissensstand und Akzeptanz erreicht, daher steht nun eher die Optimierung des QM-Systems im Vordergrund.

KKM kommt aufgrund der mehrjährigen Erfahrung mit dem QM-System zum Schluss, dass es keine gravierenden Schwachstellen aufweist und den für Kernkraftwerke international üblichen Anforderungen in genügendem Masse entspricht. Verbesserungen erfolgen laufend im Rahmen der implementierten Verbesserungsprozesse. Dieses Ergebnis wird im Prinzip auch durch die OSART Mission bestätigt.

#### Vergleich des KKM Systems mit den IAEA Safety Series Nr.50-C/SG-Q<sup>25</sup>

Die IAEA Safety Series Nr.50-C/SG-Q<sup>25</sup> fordern, die nukleare Sicherheit als die fundamentale Basis für die Qualitätsanforderungen an die einzelnen Prozesse, Tätigkeiten und Ausrüstungen zu verwenden. Mit einem Bewertungsverfahren (Grading) soll eine Abstufung der Anforderungen nach ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung erfolgen.

Der übergeordnete Code gibt in kurzer Form die Grundsatzanforderungen wieder (mit der ISO Norm vergleichbar). Es wird betont, dass zur Sicherstellung der Qualität und Erreichung des erforderlichen Sicherheitsniveaus jeder Beteiligte seinen Beitrag leisten muss. Die Struktur des Codes ist in drei funktionale Kategorien aufgeteilt: Führung (Management), Arbeitsausführung (Performance), Überprüfung (Assessment). Der Code ist als Basisdokument ein so genanntes „Requirement“, d. h. würde ein Punkt völlig fehlen, wäre dies als Schwachstelle zu bewerten. Da der Code keine Einzelheiten enthält und generell anwendbar ist, liegt das Niveau (Standards), mit dem die Forderungen erfüllt werden, beim Anwender. Wegen der grossen Bedeutung einzelner Aspekte für die nukleare Sicherheit wurden daher zusätzliche Safety Guides entwickelt. Ihre Einhaltung ist kein „muss“, sie stellen aber im Sinne eines „good practice“ einen Standard dar.

Es gibt 14 Safety Guides, die alle Teil von 50-C/SG-Q<sup>25</sup> sind. Die Safety Guides Q1 bis Q8 befassen sich mit wichtigen allgemeinen Q-Themen, Q9 bis Q14 beziehen sich auf spezielle Planungs- bzw. Betriebsphasen eines Kernkraftwerks. Q9: Qualitätsanforderung an den Standort; Q10: Design; Q11: Erstellung; Q12: Inbetriebsetzung; Q13: Betrieb und Q14: Rückbau.

KKM hat sein QM-System sowohl gegenüber dem Code wie den einzelnen Guides, mit Ausnahme der Standortwahl (Q9) und des Rückbaus (Q14), abgebildet und das Ergebnis in einem Bericht dargestellt. Die wichtigsten Forderungen des Codes bzw. der Guides wurden aufgelistet und deren Erfüllung anhand der einzelnen Hauptprozesse dargestellt. Bei der Bewertung sind die Kategorien erfüllt (in der Summe der relevanten Prozesse), nicht erfüllt bzw. nicht anwendbar benutzt worden. Diese umfangreiche Arbeit erfordert eine genaue Kenntnis der Abläufe und Verfahren im KKM. Sie wurde daher zusammen mit einem externen Berater vom zuständigen KKM Personal durchgeführt. Die Bewertung erfolgte qualitativ d. h. sie erhält keine Aussage über den Detaillierungsgrad. Dieser ist abhängig von den einzelnen Tätigkeiten, den einzuhaltenden gesetzlichen, behördlichen oder normativen Regelungen und den angewandten Methoden. Diese sind in den jeweiligen Prozesshandbüchern bzw. den mitgeltenden Verfahrensanweisungen angegeben. Eine Auflistung der Titel aller gültigen Vorgabedokumente, zugeordnet zu den einzelnen Prozessen, wurde der HSK zugestellt (enthält im Moment ca. 1890 Dokumente mit Weisungscharakter). Damit ist übersichtsmässig ein Nachvollzug der KKM Bewertung möglich.

KKM kommt zum Ergebnis, dass die Vorgaben des IAEA Codes und der Guides 50-C/SG-Q<sup>25</sup> im Wesentlichen erfüllt sind, d. h., dass die entsprechenden Forderungen des Guides im QM-System des KKM behandelt werden. Ein Verbesserungspotenzial wird bei der Dokumentenlenkung gesehen. Es betrifft die Sicherstellung des Rückzugs von Dokumenten. Dieser wichtige Punkt wurde auch durch interne Audits erkannt und ist zwischenzeitlich verbessert worden.

#### Bewertung des QM Systems durch das Operational Safety Assessment Review Team OSART

OSART<sup>17</sup> anerkennt die grossen Anstrengungen, die KKM in der letzten Zeit bei der Einführung ihres QM-Systems erbracht hat. Dem Management wird attestiert, dass es sich zur Sicherheit und Zuverlässigkeit der Anlage verpflichtet fühlt. Es wurden keine gravierenden, grundsätzlichen oder generischen Schwachstellen entdeckt.

Das QM-System betreffend werden vor allem Verbesserungen in den Bereichen Vorkommnisbearbeitung (zu hohe Schwelle für Detailbearbeitung, Tiefe der Analysen), Systematik der Qualifikation und Ausbildung (für das gesamte Personal und nicht nur für das Schichtpersonal), der Instandhaltung und dem Notfallschutz vorgeschlagen.

#### **HSK-Beurteilung**

Mit der vorliegenden Bewertung zeigt KKM auf, dass sein QM System alle wichtigen Elemente enthält und ein wichtiges Instrument ist, um durch kontinuierliche Verbesserung der Verfahren die nukleare Sicherheit zu erhöhen. Dem liegt das Prinzip zugrunde, dass jede Arbeit ein Prozess ist, der geplant, durchgeführt und überprüft wird sowie verbessert werden kann. Durch die Berücksichtigung der Vorgaben von 50-C/SG-Q<sup>25</sup> wird der nuklearen Sicherheit gebührende Aufmerksamkeit gewidmet.

Das QM System regelt transparent die Organisationsstruktur sowie die Schnittstellen und Verfahren der Arbeitsabwicklung. Damit ist das QM System ein wirksames Führungsinstrument zum systematischen Planen, Ausführen und Überwachen und Verbessern aller sicherheits- bzw. qualitätsrelevanten Tätigkeiten. Belegt wird dies durch:

- den Detaillierungsgrad der Beschreibung des KKM QM-Systems
- die QM Organisation mit dem Kraftwerksleiter als Q-Beauftragten, der periodischen QM-Berichterstattung und den Zielsetzungsprozess
- die systematische Behandlung von Störungen, Vorkommnissen und Ereignissen
- die periodischen Prozessbewertungen durch die Prozessverantwortlichen mit Implementierung von Verbesserungen
- die Durchführung von Audits und der fristgerechten Behebung von Abweichungen
- die Massnahmen zur Verbesserung der QM Ausbildung von Mitarbeitenden und Auditoren
- die umfassende Bewertung der Betriebsabläufe durch OSART<sup>17</sup>, welches keine gravierenden Schwachstellen feststellen konnte. Betreffend den Verbesserungsmöglichkeiten schliesst sich die HSK der Beurteilung durch OSART<sup>17</sup> an und wird auch selbst die Umsetzung im KKM überprüfen.

Sowohl in den Leitsätzen der Kraftwerksleitung als auch in den einzelnen QM Dokumenten wird auf die Verantwortlichkeit und das Sicherheitsdenken jedes Einzelnen hingewiesen. Der Kraftwerksleiter spielt im QM-System eine tragende Rolle und demonstriert damit seine Vorbildfunktion. Der interdisziplinären Zusammenarbeit wird durch die Prozessstruktur Rechnung getragen.



In der IAEA Safety Series Nr. 50-C/SG-Q<sup>25</sup> wird ein systematisches Self Assessment gefordert. Die Arbeitsgruppe „Managementsysteme“ der GSKL ist dabei, ein formales Verfahren zur Selbstbewertung für alle schweizerischen Werke zu erarbeiten. KKM nimmt an diesem Programm teil und wird dieses Verfahren einführen. Neben der verstärkten Anwendung von Prozessindikatoren zur frühzeitigen Identifikation von Schwachstellen soll in Zukunft auch besser dokumentiert werden, wie erkannte Probleme durch die zuständigen Verantwortlichen angemessen behandelt werden.



## 5 Auswertung der Betriebserfahrung der Gesamtanlage

### 5.1 Methoden der Auswertung

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Abweichungen vom normalen und störungsfreien Betrieb werden anhand der im QM-System vorgeschriebenen Prozesse erfasst und bewertet. Meldepflichtige Vorkommnisse werden nach der HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> klassiert und gemeldet. Seit 1990 probeweise und seit 1992 definitiv erfolgt zusätzlich eine Einstufung nach der International Nuclear Event Scale (INES)<sup>26</sup> der IAEA.

Die Ursachen der Vorkommnisse und das durch die Störung beeinflusste Anlageverhalten werden analysiert und die daraus zu ziehenden Lehren in Verbesserungsmassnahmen umgesetzt. Damit soll ein Wiederauftreten gleicher oder ähnlicher Vorkommnisse wirkungsvoll vermieden werden. Seit 1993 erfolgt die Analyse der Vorkommnisse auch nach den anerkannten Methoden „Assessment of Safety Significant Events Team“ (ASSET) der IAEA und seit 1996 auch mit dem „Human Performance Enhancement System“ (HPES) der INPO/WANO speziell für menschliche und organisatorische Aspekte.

Für die interne Meldung von Beinahe-Ereignissen und -Unfällen besteht seit 1998 eine betriebliche Weisung. Die Anzahl der eingegangenen Meldungen war bis OSART gering, danach hat die Melde-dichte deutlich zugenommen.

Informationen von Lieferanten, Kernkraftwerken und Behörden über Ereignisse und Befunde in anderen Anlagen werden von KKM auf ihre Relevanz geprüft und, falls ein Verbesserungspotenzial erkannt wird, die nötigen Massnahmen getroffen. Eine Weisung regelt das Vorgehen.

Zur Beurteilung der Wirksamkeit der Umsetzung von Betriebserfahrung finden Vergleiche mit den anderen schweizerischen Kernkraftwerken und internationale Vergleiche anhand der von der „World Association of Nuclear Operators“ (WANO) aufgestellten WANO-Indikatoren statt. Ein Satz von Sicherheitsindikatoren zur Bewertung des Sicherheitsstands und zur Früherkennung von sich abzeichnenden Problemen wird entwickelt.

Die Selbstbeurteilung durch KKM stützt sich auf den Bericht zur OSART-Mission<sup>17</sup> vom November 2000. Darin steht: Die Schwelle für die Erfassung und Auswertung von Vorkommnissen, Befunden bzw. Ereignissen und Beinahe-Ereignissen wird als hoch angesehen. Eine Senkung wird empfohlen, da sonst die Möglichkeit besteht, dass Vorläufer (precursor) sicherheitsrelevanter Vorkommnisse nicht erfasst werden. Die Grundursachenermittlung sollte verbessert werden, speziell betreffend menschlicher Aspekte. Die Analyse von Vorkommnissen dauert teilweise zu lange, die Ergebnisse werden nicht immer allgemein kommuniziert.

KKM schliesst sich der Beurteilung durch OSART an und hat Verbesserungsmassnahmen eingeleitet. Neu wird sich ein Picketingenieur mit dafür spezieller Ausbildung, unterstützt vom Betriebspersonal, vollamtlich mit der Auswertung von Ereignissen und den daraus zu ziehenden Verbesserungen befassen. Die Dokumentation der Auswertung von Befunden durch die Fachressorts wird transparenter gestaltet.

Anfang 2002 hat die SOL-Methode (SOL: Sicherheit durch Organisationales Lernen) der TU Berlin die ASSET- und HPES-Methode für die Ereignisanalyse abgelöst. KKM erwartet sich davon eine

effizientere Bearbeitung der Vorkommnisse bei gleicher Qualität der Ergebnisse. Die Meldung von Beinahe-Ereignissen wird durch eine Kampagne und materielle Anreize gefördert. Damit soll die psychologische Hemmschwelle, Beinahe-Ereignisse zu melden, abgebaut werden. Die dem begangenen Fehler zugrunde liegende Ursache kann damit ermittelt und frühzeitig Verbesserungen eingeleitet werden. Der interne Sicherheitsausschuss (ISA) untersucht die direkten Ursachen und Grundursachen von Ereignissen und Befunden auf Gemeinsamkeiten und Trends hin, damit allfällige Verbesserungen umfassend und rechtzeitig umgesetzt werden.

### **HSK-Beurteilung**

Zur Beurteilung wird für die meldepflichtige Vorkommnisse und Ereignisse bzw. Befunde die HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> und IAEA INES-Manual<sup>26</sup> herangezogen. Bezüglich des Systems der Auswertung von Betriebserfahrungen wird die INSAG 12 „Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants“<sup>27</sup>, INSAG 13 „Management of Operational Safety in Nuclear Power Plants“<sup>28</sup> und die Safety Requirements Nr. NS-R-2 „Safety of Nuclear Power Plants: Operation“<sup>12</sup> verwendet.

Ereignisse werden von KKM gemäss HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> und INES klassiert und gemeldet. Abweichungen die nicht das R-15-Meldekriterium erreichen, erfährt die HSK über den KKM-Monatsbericht.

Die von KKM seit 1993 bzw. 1996 verwendeten Methoden der Vorkommnisanalyse (IAEA ASSET und INPO/WANO HPES) haben sich international bewährt. Sie sind auch in KSA 7/75<sup>16</sup> aufgeführt und gelten als Stand von Wissenschaft und Technik. Alle Methoden haben Vor- und Nachteile. Deshalb soll ihr Einsatz situativ erfolgen. Die IAEA empfiehlt den Behörden daher, dem Betreiber keine Analysemethoden vorzuschreiben.

Mit der Erfassung von Beinahe-Ereignissen wurde eine Empfehlung der HSK und von KSA 7/75<sup>16</sup> Kap. 4.1.1 umgesetzt. Die von OSART festgestellte hohe Schwelle der Vorkommnisbearbeitung ist kein spezifisches Problem von KKM, sondern wurde von OSART auch in anderen schweizerischen Kernkraftwerken festgestellt. Sie basiert im wesentlichen auf einer internationalen Erfahrungszahl, dass auf ein Vorkommnis etwa 10 Beinahe-Vorkommnisse fallen. In Schweizer KKW werden jedoch durch das Störmeldungsverfahren praktisch alle Non-Konformitäten behandelt. Aus diesem Grund entsprechen die Vorkommnismeldungen und Vorgehensweise zur internen Meldung und Bearbeitung von Störungen und Beinahe-Ereignissen den Vorstellungen der HSK.

Das Verfahren 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. Es ist vorgesehen, dass in Zukunft alle schweizerischen Kernkraftwerke die SOL-Methode anwenden werden. Die Methode erlaubt eine strukturierte Analyse von Vorkommnissen. Aus der Sicht der HSK kann sie einen guten Ersatz für die Methoden der IAEA (ASSET) und der WANO/INPO (HPES) bieten. Der Vorteil der Methode ist ihre offene Struktur, welche voreilige Schlüsse auf gewisse Ursachen verhindert. Zudem deckt die Methode sowohl technische wie auch menschlich/organisatorische Fragenstellungen simultan ab. Eine EDV-Unterstützung erleichtert die Anwendung der Methode und die Dokumentation. Ereignisse und ihre Entstehung können transparent dargestellt werden. Die HSK wird die Verwendung der neuen Methode vertieft begleiten.

Unter Verwendung von NS-R-2<sup>12</sup> ergibt sich folgende Beurteilung:

- Die methodischen Voraussetzungen und die notwendigen Weisungen für die Erfüllung von Art. 2.21 (Systematik) sind vorhanden.
- KKM wertet Vorkommnisse und Befunde in anderen Kernkraftwerken aus, um daraus Lehren zu ziehen und informiert im Gegenzug über KKM-Erfahrungen, die von allgemeinem Interesse sind. Damit ist Art. 2.22 (Erfahrungsauswertung von externen Quellen) erfüllt.
- Der installierte Prozess (Weisungen, Methode und Personal) gewährleistet, dass sicherheitsrelevante Precursors rechtzeitig erkannt und deren Ursachen behoben werden. Damit ist Art. 2.23 erfüllt.
- Die bestehenden KKM-Weisungen verpflichten zur Meldung jeglicher Ereignisse, Störungen und Mängel; die Meldung von Beinahe-Ereignissen wird durch eine „blame free culture“ gefördert, eine Weisung dazu besteht. Damit ist Art. 2.24 erfüllt.
- Mit wichtigen Lieferanten bzw. mit dem Hersteller (GE) bestehen Vereinbarungen zum Austausch von Betriebserfahrung. Damit ist Art. 2.25 erfüllt.
- Alle Betriebserfahrungsdaten werden archiviert und ausgewertet und dienen als Input für die Alterungsüberwachung, die PSA, die PSÜ etc. Damit ist Art. 2.26 erfüllt.

## 5.2 Vorkommnisse im KKM

Gemäss HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> umfassen meldepflichtige Vorkommnisse, sowohl Ereignisse als auch Befunde. Es gibt klassierte Vorkommnisse (S, A und B nach abnehmender Bedeutung) und unklassierte (U), die zwar meldepflichtig sind, aber kein Kriterium der Meldepflicht für ein klassiertes Ereignis erfüllen.

### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Insgesamt waren im Bewertungszeitraum 24 klassierte Vorkommnisse nach HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> zu verzeichnen. Abb. 5.2-1 zeigt die Verteilung auf die einzelnen Jahre. Alle gehören zur Kategorie B, der niedrigsten Klassierungsstufe. Mit einer Ausnahme wurden alle auf der International Nuclear Event Scale (INES)<sup>26</sup> mit 0 eingestuft. Das Ereignis vom 23. Juni 1998 wurde mit INES 1 bewertet. Eine Beeinflussung der Art und der Anzahl der Vorkommnisse durch die 1993 erfolgte Leistungserhöhung konnte nicht festgestellt werden.

Seit Einführung der Meldepflicht für unklassierte Vorkommnisse der Kategorie U unterhalb der Kategorie B im Jahre 1996 gab es 14 solche Vorkommnisse zu verzeichnen.

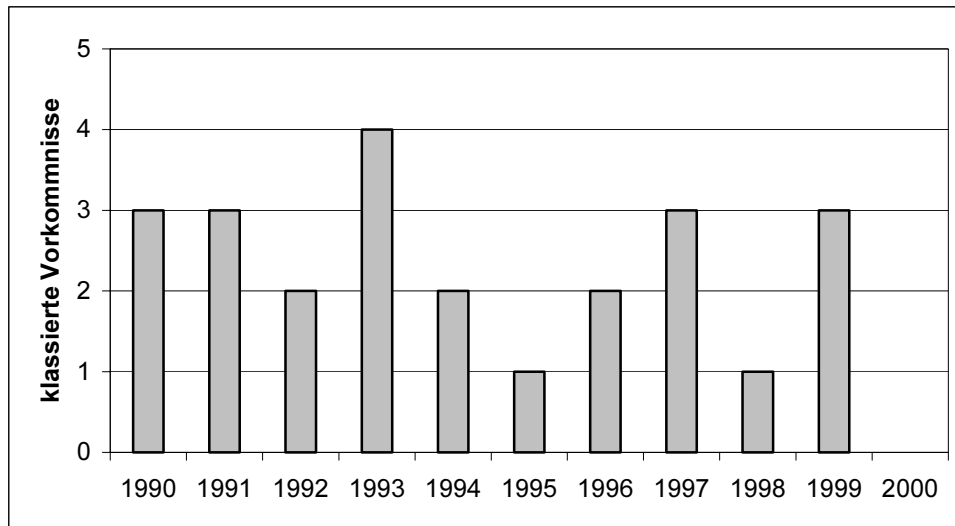
### HSK-Beurteilung

Alle klassierten Vorkommnisse waren von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung (Kategorie B). Vorkommnisse, welche eine Gefahr für die Anlage oder das Personal darstellen bzw. grössere radiologische Auswirkungen auf die Umgebung hatten, waren nicht zu verzeichnen. Vorkommnisse von sicherheitstechnischer Bedeutung (Kategorie A) traten ebenfalls keine auf.

Mit 2,4 klassierten Vorkommnissen pro Jahr gemittelt über die 10 Jahre von 1991 bis 2000 liegt KKM beim entsprechenden Mittelwert der fünf schweizerischen KKW. Dieser beträgt ebenfalls 2,4 pro Jahr. Der tiefste Wert für ein einzelnes Kernkraftwerk ist 1,6 pro Jahr und der höchste 3,1 pro Jahr.

Es konnte nicht festgestellt werden, dass die Leistungserhöhung eine Zunahme der klassierten Vorkommnisse zur Folge hatte.

Abb. 5.2-1: Klassierte Vorkommnisse im Bewertungszeitraum



### 5.2.1 Transienten mit Anforderungen der Reaktorschnellabschaltung

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Im Bewertungszeitraum fanden neun Transienten mit einer Reaktorschnellabschaltung (RESA) statt.

5. September 1991: RESA durch „Neutronenfluss hoch“ wegen Nichthochschalten des Auslösegrenzwertes von 90% auf 120%. Die Anlage verhielt sich auslegungsgemäss. Als Sofortmassnahme wurde die Signalisierung verbessert. Mit der Nachrüstung des Schutzsystems TOPPS (Kap. 7.2.6) im Jahre 1996 entfällt das manuelle Verstellen des RESA-Auslösegrenzwertes durch „Neutronenfluss hoch“.

9. Juni 1993: RESA bei Trip beider Turbogruppen nach einem Blitzeinschlag in die Unterstation Mühleberg-West oder in die Leitung nach Galmiz. Der Turbinenschnellschluss wurde durch das Auslösen des Differentialschutzes der beiden Blocktransformatoren ausgelöst. Ein Bypassregelventil öffnete verzögert. Der dadurch verursachte Druckaufbau im Reaktordruckbehälter führte zu einem Anstieg der Neutronenflussdichte auf  $> 120\%$ , was die RESA auslöste. Als Ursache für das verzögerte Öffnen des Bypassventils wurde ein Fehler im Beschleunigungsrelais gefunden. Das Verhalten der Gesamtanlage nach der Abschaltung entsprach der Auslegung. Zur Vermeidung einer Wiederholung werden die Bypassöffnungszeiten jährlich unter Betriebsbedingungen geprüft.

30. Juni 1993: RESA durch eine Drucktransiente in einem Kondensatopf der Reaktorschutzinstrumentierung. Die RESA erfolgte durch das Signal „Reaktordruck  $> 74,4$  bar“. Im Verlauf der Transiente wurden zwei Abblaseventile geöffnet, ein RCIC gestartet und die Frischdampfentwässerungsleitung isoliert. Das weitere Anlageverhalten entsprach der Auslegung. Als Ursache für das Ereignis wurde mit grosser Wahrscheinlichkeit eine Wasserstoffverbrennung im Niveautopf des Referenzbeins der Druckmessung angenommen. Eine geänderte Leitungsführung und Geometrie des Kondensatopfes

verhindern in Zukunft die Ansammlung von Radiolyse-Gasen im Dampfraum des Kondensatopfes, wodurch eine Wiederholung des Ereignisses unwahrscheinlich wird.

5. September 1994: RESA von Hand beim Anfahren der Anlage nach der Jahresrevision. Während des Anfahrens mit der Turbogruppe A führte ein Störsignal der Turbinen-Vibrationsüberwachung zum Turbinenschnellschluss mit Vakuumbrechen. Die Turbogruppe B stand zu diesem Zeitpunkt noch nicht zur Dampfaufnahme bereit. Der Reaktor wurde von Hand abgeschaltet. Die Anlage verhielt sich auslegungsgemäss. Zur Vermeidung einer Wiederholung wurde die Abschaltung der Turbogruppe mit einer Zeitverzögerung von 5 s versehen und die Störsignale durch Änderung der Messwertverarbeitung eliminiert. Trotz dieser Massnahmen erfolgte das nächstgenannte Ereignis.

7. März 1995: RESA nach Turbinenschnellschluss mit Vakuumbrechen wegen Fehlauflösung der Turbinen-Vibrationsüberwachung. Der Schnellschluss der Turbogruppe A bewirkte einen raschen Druckanstieg, der zur RESA führte, bevor das Betriebspersonal eingreifen konnte. Ursache war ein Ausfall der Funktionsfähigkeitsüberwachung (O.K.-Signal) infolge von Störimpulsen. Die Anlage verhielt sich gemäss Auslegung. Zur Vermeidung einer Wiederholung wurde die Auslösung des Turbinenschnellschlusses bei fehlendem O.K.-Signal um 10 s verzögert und die Sensorordnung verbessert. Seither traten keine derartigen Fehlauflösungen mehr auf. Seit 1996 erfolgt bei Verlust einer Hauptwärmesenke automatisch eine rasche Reduktion der Reaktorleistung unter 50%, wodurch eine RESA vermieden werden kann.

14. März 1996: RESA nach Turbinenschnellschluss beider Turbogruppen. Während der Leistungsreduktion für Wiederholungsprüfungen (Ventilschliesszeiten, Einzelscramtests) verursachte ein defekter Analogrechner einen Niveauanstieg im Reaktordruckbehälter, was den Schnellschluss beider Turbinen zur Folge hatte. Der damit verbundene Anstieg der Neutronenflussdichte über 90% des Normalwerts führte zur RESA. Das Anlageverhalten entsprach der Auslegung. Im normalen Leistungsbetrieb sind die Teilschramstäbe angewählt und wirken einem Schnellschluss beider Turbinen entgegen. Als Massnahme zur Verhinderung eines ähnlichen Vorkommnisses wird nun das Anwählen der Teilschram-Steuerelemente auch bei den Wiederholungsprüfungen ermöglicht, die während des Leistungsbetriebs durchgeführt werden. Dadurch wird automatisch eine rasche Reduktion der Reaktorleistung erfolgen. Der 90%-Grenzwert für die Neutronenflussdichte besteht seit der Einführung des Schutzsystems TOPPS (August 1996, Kap. 7.2.6) nicht mehr.

19. Juli 1997: RESA durch tiefes Reaktorniveau. Eine Störung in der Ansteuerung der Thyristoren führte zur Abschaltung der Erregung eines Generators, was einen Lastabwurf zur Folge hatte. Ein defektes hydraulisches Steuerelement eines Speisewasserregelventils führte vorerst zu einem Anstieg des Reaktorniveaus, was zum Turbinenschnellschluss führte. Anschliessend fiel das Reaktorniveau ab, was die RESA auslöste. Das Anlageverhalten entsprach der Auslegung. Um eine Wiederholung zu vermeiden, werden die hydraulischen Steuerelemente beider Speisewasserregelventile jeweils anlässlich der Jahresrevision überprüft.

23. Juni 1998: RESA durch Toruswassertemperatur hoch infolge irrtümlich geöffnetem Abblaseventil. Im Rahmen eines periodischen Tests öffnete ein Operateur irrtümlicherweise ein Abblaseventil durch Fehlbetätigung des Vorsteuerventils. Er bemerkte den Fehler und löste sofort wieder den Schliessbefehl aus. Dadurch schloss das Vorsteuerventil gemäss Rückmeldung am Pult, nicht aber das Abblaseventil. Das Abblaseventil blieb, unterstützt durch den hohen Reaktordampfdruck und der Hysterese, auslegungsgemäss offen. Die Betriebsschicht identifizierte den Störfall rasch und richtig. Sie stabilisierte das Reaktorniveau durch Handsteuerung der Speisewassermenge. Die richtige Störfallvorschrift wurde benutzt, allerdings nicht konsequent abgearbeitet. Man konzentrierte sich einer-

seits stark auf die Stabilisierung des Füllstands im Reaktor und zweifelte die Richtigkeit des geschlossenen Vorsteuerventils an. Es wurde ein Operateur in das SUSAN Gebäude gesandt um durch Ziehung des Schaltereinschubs das Ventil sicher zu schliessen. In der Zwischenzeit wurde übersehen, dass gemäss der Störfallanweisung 5 Minuten nach Störfalleintritt eine Hand-RESA ausgelöst werden sollte. Die RESA wurde schliesslich nach 14 Minuten automatisch vom Notstandssystem aufgrund der angestiegenen Toruswassertemperatur bei 42°C ausgelöst. Der damit verbundene Druckabfall führte bei 65,3 bar zum Schliessen des Abblaseventils und damit zum Ende des Störfalls. KKM leitete sofort eine Ursachenanalyse ein. Die HSK führte noch vor dem Wiederanfahren eine umfangreiche Teaminspektion durch. Die wichtigsten durchgeführten Korrekturmassnahmen waren: Auslösung des manuellen Scrams bei 32°C Toruswassertemperatur statt nach 5 Minuten ab Störfallbeginn gemäss Störfallvorschrift; Verbesserung der Alarmierung und der Anzeigen bezüglich der Indikation von offenen SRV; Korrektur des Ventilverhaltens am Simulator. Neben der Verbesserung des Trainingskonzepts wurden zusätzlich theoretische Analysen mit verschiedenen Rechencodes durchgeführt. Die vom KKM getroffenen Massnahmen werden in der HSK-Beurteilung dargestellt.

7. September 1999: RESA durch Reaktordruck grösser 74,4 bar infolge Schliessen des Brandschutzventils einer Turbogruppe. Bei Funktionsprüfungen der Sicherheitseinrichtungen der Turbogruppe B kam es zum Turbinenschnellschluss mit Vakuumbrechen. Die Reaktorleistung wurde automatisch reduziert, Turbogruppe A blieb in Betrieb. Unabhängig von der Abschaltung der Turbogruppe B führte eine plötzlich auftretende Dampfleckage zum Ansprechen von zwei Brandmeldern, wodurch fälschlicherweise das Brandschutzventil der Turbogruppe A geschlossen und die Dampfzufuhr auch zur Turbogruppe A unterbrochen wurde. Dadurch stiegen Druck und Neutronenflussdichte im Reaktor an, der Druckanstieg löste die RESA aus. Bei 76,2 bar öffneten sich zwei Abblaseventile automatisch, was den Druckanstieg begrenzte. Schutzeinrichtungen und Regelkreise funktionierten einwandfrei, das Anlageverhalten entsprach der Auslegung. Das Betriebspersonal handelte nach Vorschrift. Als Ursache für das Schliessen des Brandschutzventils wurde ein nicht korrekt eingestelltes Umschaltventil im Luftauslösekreis des Brandschutzventils identifiziert. Um eine Wiederholung zu vermeiden, wird die Einstellung des Umschaltventils jährlich geprüft. Die Checkliste zur Kontrolle der Brandschutzventile wurde erweitert. Alle übrigen Wiederholungsprüfungen wurden auf Inkonsistenzen bezüglich Auslöselogik geprüft und werden in Zukunft regelmässig kontrolliert. Bei diesem Vorkommnis schloss ein Sicherheits-/Abblaseventil nicht ganz, was über die zwei undichten Vakuumbrechklappen der betroffenen Abblaseleitung zu einem geringen Aktivitätseintrag ins Drywell führte. Die Anlage wurde daraufhin kalt abgefahren und das Drywell belüftet. Die Vakuumbrechklappen wurden soweit wie möglich geschlossen. Die verbleibende Leckage ins Drywell lag weit unterhalb des gemäss den Technischen Spezifikationen zulässigen Wertes. In der nächsten Revisionsabstellung (August 2000) wurde das undichte Sicherheits-/Abblaseventil ersetzt, und die undichten Vakuumbrechklappen wurden repariert.

KKM-Schlussfolgerung: KKM liegt mit den neun RESA in zehn Jahren (0,9/Jahr) über dem schweizerischen Mittel von acht im gleichen Zeitraum (0,8/Jahr) aber unter dem WANO-Mittelwert von ca. 1,0 pro Jahr. Sechs RESA wurden durch Fehler in der Sekundäranlage verursacht, zwei durch Operateurfehler und eine durch eine Störung in der Reaktoranlage. Dass die Auswirkungen von Störungen in der Sekundäranlage oft zu RESA führen, wird mit der direkten Kopplung von Turbine und Reaktor beim SWR und den zwei Turbogruppen erklärt. Von den getroffenen Verbesserungsmassnahmen erwartet KKM in Zukunft eine Verminderung der Anzahl RESA. Der KKM-eigene Simulator und das Prozessvisualisierungssystem (PVS) ermöglichen eine bessere Schulung des Betriebspersonals und ein rascheres Erkennen von Störungen. Eine geringe Anzahl RESA wirkt sich günstig auf die Beanspruchung von Komponenten und Systemen aus und verzögert Alterungseffekte.



## HSK-Beurteilung

Die RESA funktionierte bei allen Anforderungen stets einwandfrei. Beim Ereignis vom 23. Juni 1998 wurde die RESA nicht wie in der Auslegung vorgesehen frühzeitig von Hand ausgelöst. Die automatische Auslösung im Notstandssystem durch den Anstieg der Toruswassertemperatur erfolgte jedoch auslegungsgemäss (Kap 7.4.2).

Das Verhalten der Gesamtanlage entsprach jeweils den Erwartungen für das auslösende Ereignis und den dabei aufgetretenen Störungen. Alle Transienten mit Anforderungen der RESA wurden technisch beherrscht und führten zu keiner grösseren Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung. Auch die radiologischen Bedingungen innerhalb der Anlage wurden durch die Störungen nur unwesentlich beeinträchtigt.

Das Ereignis vom 23. Juni 1998 wurde als einziges mit INES 1 bewertet. Die automatische RESA aus dem Notstandssystem erfolgte auslegungsgemäss. Die Sicherheit der Anlage war gemäss theoretischen Analysen nicht gefährdet. Das Ereignis zeigte Schwachstellen im organisatorischen Bereich. Grundursache für das Ereignis war das Nichtbekanntsein der Hysterese des Abblaseventils. Die Ursache dafür liegt in den Inbetriebsetzungstests nach der Fabrikatsänderung der Abblaseventile im Jahre 1974, die nicht bei normalem Betriebsdruck, sondern bei tieferem Druck im Reaktor durchgeführt wurden. Dadurch schloss das Abblaseventil mit dem Schliessen des Vorsteuerventils sofort. Die Existenz der Hysterese der Abblaseventile bei normalem Betriebsdruck war KKM nicht bewusst und demzufolge am Simulator auch nicht korrekt modelliert. Dies war der Grund, warum statt der von der Störfallvorschrift verlangten Reaktordruckabsenkung ein Operateur in das Notstandgebäude gesandt wurde, um das Vorsteuerventil freizuschalten und damit zu schliessen. Da die Stellung des Abblaseventils nicht angezeigt wird, wurde nicht sofort erkannt, dass zwar das Vorsteuerventil korrekt funktioniert hatte, das Abblaseventil infolge der Hysterese aber noch offen war. Das ungenügende Wissen über das Ventilverhalten beim Betriebsdruck manifestierte sich weiter darin, dass eine sofortige Kontrolle der Druckanzeige in der Abblaseleitung als weiterer Indikator unterblieb. Ungünstig war auch die zeitabhängige Anweisung der Scramauslösung (gemäss amerikanischer Vorschrift erlaubt). Sie wurde nun in eine temperaturabhängige Anweisung geändert.

KKM hat in der Folge die notwendigen Massnahmen im Bereich Ergonomie und Human Factor getroffen (Alarmierung, Anzeigen zur besseren Indikation offener SRV, Störfallvorschrift), um eine Wiederholung des Ereignisses zu verhindern. Am Simulator wird nun das Ventilverhalten richtig modelliert. Die Erfahrungen aus dem Ereignis werden in der Schulung des lizenzierten Betriebspersonals behandelt. Auch der Fall eines irrtümlich geöffneten Abblaseventils bei Leistungsbetrieb wurde am Simulator von allen Schichtgruppen trainiert und ist seither Bestandteil der Wiederholungsschulung. Weiter ist das Erkennen eines offenen Abblaseventils regelmässig ein Thema bei Lizenzprüfungen. Die HSK konnte dabei feststellen, dass sowohl die Hysterese des Ventils, die Bedeutung der Positionsanzeige (nur Vorsteuerventil) und die Möglichkeit zum Erkennen des Offenbleibens bekannt sind.

Zusammenfassend lässt sich feststellen, dass die nach Transienten mit Anforderung der RESA getroffenen Massnahmen geeignet sind, um eine Wiederholung auszuschliessen resp. deren Eintretenshäufigkeit deutlich zu reduzieren.

## 5.2.2 Transienten ohne Anforderung der Reaktorschnellabschaltung

### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Im Bewertungszeitraum erfolgten 14 Turbinenschnellschlüsse (TSS), wobei in 11 Fällen eine Turbine und in 3 Fällen beide Turbinen abgeschaltet wurden. Vier Turbinenschnellschlüsse führten zu einer RESA. In drei Fällen kam die 1996 realisierte automatische Leistungsreduktion mit Teilscream (SRI) und Umwälzpumpen-Runback (Kap. 7.2.2) zum Tragen. Die Ursachen für die Turbinenabschaltungen waren verschiedener Natur (z. B. Störungen in der Turbinensteuerung, Fehler in der Turbinen-Vibrationsüberwachung oder einer Prüfvorrichtung, Ausfall der 6-kV-Eigenbedarfsversorgung). Das Vorhandensein von zwei Turbogruppen erhöht das Risiko für einen TSS, vermindert aber das Risiko für eine RESA.

Drei Generator-Lastabwürfe traten auf. Zwei durch Ausfall der Erregung verursachte Lastabwürfe betrafen nur eine Turbogruppe. Der dritte Lastabwurf wurde durch das Öffnen der Leistungsschalter beider Generatoren nach einer Störung in der Unterstation 220kV-Ost verursacht und führte zu einer Reduktion der Generatorenleistung auf Eigenbedarf. Das Anlageverhalten entsprach der Auslegung.

Während der Berichtsperiode fielen achtmal Umwälzpumpen aus, wobei in vier Fällen beide Pumpen betroffen waren. In keinem der genannten Fälle wurden Instabilitäten des Neutronenflusses beobachtet. Drei Ausfälle der Pumpe A im Jahre 1996 wurden durch die Temperaturüberwachung des Motor-Generator-Sets A verursacht. Nach dem Ersatz dieses störungsanfälligen Systems erfolgten keine weiteren Ausfälle mehr.

Vier von sechs Speisewassertransienten waren auf Ausfälle einer Speisewasserpumpe mit ordnungsgemässer Umschaltung auf die Reservepumpe zurückzuführen. Von den zwei Transienten mit Ursache im Bereich der Speisewasserregelung führte eine zur RESA.

Dreimal kam es zum Verlust einer der beiden Hauptwärmesenken. Zweimal führte dies zu einer RESA. Die Ursache lag in allen Fällen im Turbinenbereich. Frischdampfisolierungen, die unter anderem einen Verlust der Hauptwärmesenke bewirken würden, waren nicht zu verzeichnen.

Störungen des elektrischen Eigenbedarfs traten in zwei Fällen auf. Bei Montagearbeiten kam es zu einer Störung der 6kV-Schiene D, welche eine TSS der Turbogruppe A und eine Schnellumschaltung auf die Schiene E auslöste. Während der Jahresrevision 2000 wurde versehentlich der Leistungsschalter geöffnet, worauf die 380V-Versorgung während 6 Minuten ab Wasserkraftwerk (Notstrom-Einspeisung C1/C2) erfolgte.

Die Anzahl Transienten ohne Anforderung der RESA ist für eine Anlage mit 2 Turbogruppen nicht hoch. Das Anlageverhalten entsprach der Auslegung. Aufgrund von Verbesserungen und Nutzung der Erfahrung wird erwartet, dass die Anzahl solcher Ereignisse abnehmen wird und ihre Auswirkungen geringer werden.

### HSK-Beurteilung

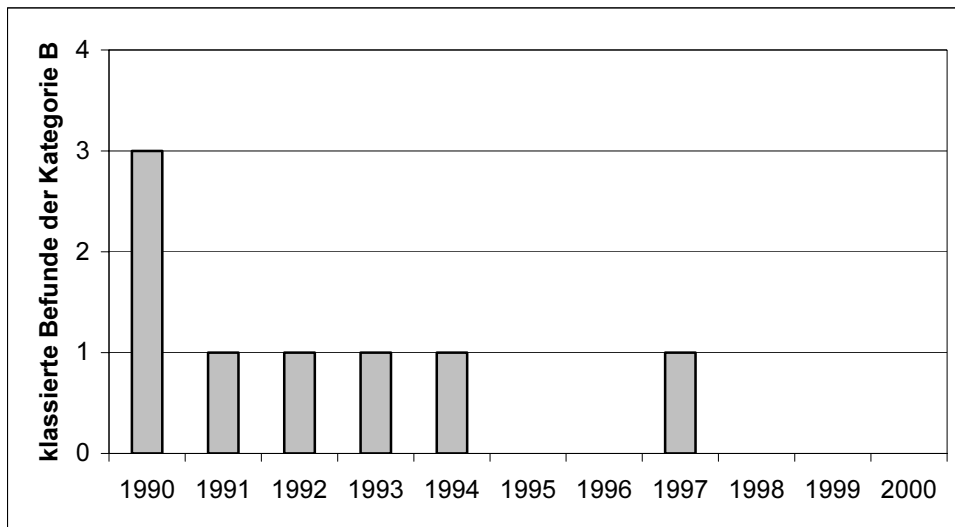
Die Gesamtanlage verhielt sich bei den Transienten ohne Anforderung der RESA erwartungsgemäss. Die Ursachen wurden abgeklärt und geeignete Verbesserungsmassnahmen getroffen. Die häufigste Ursache war ein Schnellschluss einer Turbine. Fällt eine Turbine aus, so erlaubt die zweite einen Weiterbetrieb bei 50% des Nennwerts der thermischen Reaktorleistung. Die automatische Leistungsreduktion mit Teilscream und Umwälzpumpen-Runback ist ein geeignetes Mittel zur Verminderung der Auswirkungen eines Schnellschlusses einer Turbine auf die Gesamtanlage.

### 5.2.3 Befunde

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Im Bewertungszeitraum ergaben sich acht Befunde der Kategorie B (geringe sicherheitstechnische Bedeutung) gemäss HSK-R-15<sup>15</sup>. Je zwei Befunde betrafen die Notstromdieselanlage bzw. einen SUSAN-Notstromdiesel, je einer das RCIC-System, ein Zeitrelais im Reaktorschutz, eine Isolationsarmatur der Frischdampfentwässerung und eine Isolationsarmatur des RWCU-Systems. Die Anzahl Befunde der Kategorie B pro Jahr war im Bewertungszeitraum rückläufig (Abb. 5.2.3-1).

Abb. 5.2.3-1: Klassierte Befunde der Kategorie B im Bewertungszeitraum



Seit der Einführung der Kategorie U (sicherheitstechnisches Interesse) 1996 wurden drei Befunde dieser Kategorie zugeordnet.

#### HSK-Beurteilung

Aufgrund der Vielzahl der Komponenten, die bei den Funktionsprüfungen der Sicherheitssysteme betroffen sind, ist ein Nullwert der Befunde nicht zu erwarten. Die rückläufige Anzahl der Befunde kann als ein Indiz für eine gute Instandhaltung gewertet werden.

### 5.2.4 Ereignisse von öffentlichem Interesse (ohne RESA)

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Drei kleinere Brände und zwei Schwelbrände wurden von den Brandmeldern signalisiert und konnten vom Stosstrupp bzw. von der Ersteinsatzgruppe innert kurzer Zeit gelöscht werden (Kap. 7.5.4). Die Berufsfeuerwehr der Stadt Bern musste nicht aufgeboden werden.

Die Sanitätspolizei Bern musste dreimal aufgeboden werden. Schwere Personunfälle oder kontaminierte Verletzte waren nicht zu verzeichnen.

Es ereigneten sich keine Einwirkungen Dritter (EW3), die einen Notfall darstellten. Zwei Aktionen von Greenpeace hatten keine Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage.

Kontaminierte Transporte werden im Kap. 5.8.4 behandelt.

## HSK-Beurteilung

Keines der Ereignisse von öffentlichem Interesse (ohne RESA) beeinträchtigte den sicheren Betrieb der Gesamtanlage. Grössere Brände waren nicht zu verzeichnen. Auf alle Brandalarmläufe erfolgte eine rasche und angemessene Reaktion. Daraus lässt sich der Schluss ziehen, dass die Branderkennung und -bekämpfung einen ausgereiften Stand erreicht hat.

## 5.3 Für KKM relevante Vorkommnisse in anderen Anlagen

### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Für die Erfassung und Auswertung von Vorkommnissen in anderen Kernanlagen besteht eine spezielle Weisung. Informationen über Vorkommnisse in anderen Anlagen erhält KKM von deren Betreibern bzw. Vereinigungen von Betreibern, von Lieferanten und Behörden. Die Anzahl der eingehenden Informationen ist sehr gross. Deshalb sammelt eine spezielle Fachstelle die Informationen, führt eine erste Auswertung durch, prüft deren Relevanz für KKM und leitet die Meldungen an die betroffenen Prozessverantwortlichen oder Ressortleiter bzw. Fachstellenleiter zur Detailbearbeitung weiter. Sicherheitsrelevante Meldungen werden auch an den internen Sicherheitsausschuss (ISA) geleitet, welcher auf Antrag des zuständigen Ressortleiters bzw. Fachstellenleiters über die Durchführung einer vertieften Analyse entscheidet. Massnahmen aufgrund von Vorkommnissen werden gemäss den betrieblichen Weisungen betreffend Korrektur- und Vorbeugemassnahmen sowie allenfalls Anlageänderungen abgewickelt.

Im Bewertungszeitraum wurden 33 Vorkommnisse vertieft analysiert. Unter anderem wurden folgende Massnahmen aufgrund von Vorkommnissen in anderen Anlagen getroffen:

- Berücksichtigung gemessener Verbiegungen von Brennelementkästen bei der Berechnung des minimalen CPR-Werts. Dadurch können Brennstoffschäden infolge Filmsieden vermieden werden.
- Verhinderung von Schwingungen der Neutronenflussdichte und damit der Leistungsdichte im Reaktor. Getroffene Massnahmen: Einführung des Systems SIMON zur Stabilitätsüberwachung, administrativer Teilschramm beim Ausfall beider Umwälzpumpen, Anpassen von Vorschriften und Schulung des Betriebspersonals.
- Stichprobenartige Messung der Dicke der Oxidschicht von Brennstab-Hüllrohren im Rahmen des Hochabbrandprogramms.
- Verbesserungen im Bereich Notkühlsysteme: Vergrösserung der Durchflussfläche der Torus-Ansaugsiebe von 1,3 auf 40 Quadratmeter zur Verhinderung von Verstopfungen durch Fremdmaterial. Motorisierung von Schiebern in der Leitung vom Kaltkondensatbehälter (KAKO) zum Kernnotkühlsystem ALPS sowie die Möglichkeit, Feuerlöschwasser in die KAKO-ALPS-Leitung einzuspeisen, was zwei zusätzliche Anspeisemöglichkeiten für das ALPS ergibt.
- Verbesserungen im Bereich der Reaktorumwälzpumpen: Sperrwassererhitzer für die Gleitringdichtungen zur Verhinderung thermischer Ermüdung der Pumpenwelle beim Mischen von kaltem Sperrwasser mit heissem Reaktorwasser. Einsatz eines neuen Typs von Gleitringdichtungen.
- Zinkzusatz zum Primärwasser, um den nach dem Ersatz der Messing- durch Titanrohre in den Hauptkondensatoren entfallenden Zinkeintrag zu kompensieren. Zink im Primärwasser dient der Verminderung der Ortsdosisleistung infolge Co-60-Ablagerungen.

- Sanierung des Reaktorbeckens zur Verminderung der Leckage, die zu Korrosion der Drywellwand von aussen führen könnte. Kontrollbohrung im Betonsockel für periodische Zustandsuntersuchungen an der Drywellwand aussen. Bis jetzt wurde keine Wanddickenverminderung der Drywellwand festgestellt.
- Sanierung der Speisewasserstutzen zur Verhinderung thermischer Ermüdung infolge von Bypass-Leckagen zwischen Wärmeschutzhülse und Stutzen. Temperaturprofilerfassung durch Neuplatzierung der Thermoelemente optimiert.
- Wasserstoffeinspeisung in Kombination mit Edelmetallzusatz als Massnahme gegen Spannungsrisskorrosion von Primärkomponenten.

KKM hält in der Selbstbeurteilung fest, es seien im Bewertungszeitraum in Leichtwasserreaktoren keine gravierenden Vorkommnisse mit Kernbeschädigung aufgetreten.

Wo relevant, wurden Erkenntnisse aus Vorkommnissen in anderen Anlagen in die Schulung des Personals eingebracht.

Insgesamt führten nur wenige Vorkommnisse in anderen Anlagen zu Massnahmen im KKM, was als Zeichen für ein ausgewogenes Auslegungskonzept für die Gesamtanlage und einen hohen Stand der betrieblichen Sicherheit betrachtet wird. Eine grössere Nachrüstung war im Zusammenhang mit der Vergrösserung der Saugsiebe im Torus erforderlich.

### **HSK-Beurteilung**

KKM nutzt ein breites Spektrum von Informationsquellen für die Auswertung von Vorkommnissen in anderen Anlagen. Dazu bestehen Vorgaben, die ein systematisches Vorgehen sicherstellen. Die Zuständigkeiten sind geregelt. Auch wenn die Anzahl erfolgter Massnahmen gering erscheint, sind die vertieften Analysen sehr wichtig. Sie verlangen eine gründliche Behandlung des speziellen technischen Problems, d. h. sie sind auch ein wichtiges Mittel wie KKM seine Kompetenz als KKW-Betreiber aufrechterhält. Die HSK wird über die Themen der vertieften Analysen periodisch informiert. Die in Art. 2.22 von NS-R-2<sup>12</sup> verlangte Auswertung von Erfahrungen in anderen Anlagen findet statt und wo nötig werden Massnahmen getroffen.

## **5.4 Erfahrungen aus dem Normalbetrieb**

Die HSK-Beurteilung für alle Unterkapitel von Kap. 5.4 findet sich im Unterkapitel 5.4.5.

### **5.4.1 Jahresablauf**

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Das KKM wird zwischen den Jahresrevisionen weitgehend auf stationärer Vollast betrieben. Gegen Ende des Zyklus wird die Speisewassertemperatur abgesenkt. Dadurch kann der Reaktivitätsverlust infolge Brennstoffabbrand für zwei Wochen kompensiert und die Anlage weiterhin bei Vollast betrieben werden. Anschliessend ist dies nicht mehr möglich und die thermische Leistung sinkt langsam ab (Streckbetrieb). Der Streckbetrieb schont Ressourcen, vermindert die radioaktiven Abfälle und wirkt sich radiologisch günstig auf die Arbeiten während des Stillstands aus. Für Prüfungen sind kurzzeitig Leistungsabsenkungen notwendig. Anpassungen der Steuerstabstellungen erfordern in gewissen Fällen weitere kurze Leistungsreduktionen. Geplante Leistungsreduktionen erfolgten hauptsächlich

zur Behebung von Störungen im Bereich der Turbinen, um die Strahlenbelastung des vor Ort eingesetzten Personals zu reduzieren. Seltener waren Leistungsabsenkungen zur Einhaltung der Brennstofflimiten, zur Einhaltung der maximale Kühlwassertemperatur von 33°C, sowie bei Störungen der Umwälzpumpen, oder auf Anforderung des Lastverteilers. Geplante Reaktorabstellungen für Reparaturen und Unterhaltsarbeiten waren im Bewertungszeitraum nicht erforderlich. Die Jahresrevisionen dauerten zwischen 18 und 44 Tagen. Die längeren Revisionsabstellungen waren verbunden mit dem Umbau der vier Speisewasserstutzen am Reaktordruckbehälter und mit der Erneuerung der Berohrung der Hauptkondensatoren. Brennstoffschäden waren keine zu verzeichnen, was günstige strahlenschutztechnische Bedingungen nach dem Abfahren zur Folge hatte. Für die Zukunft wird alternerend mit einer Revisionsdauer von 18 und 24 Tagen gerechnet. Die langjährige Erfahrung sowie methodische und technische Fortschritte sollen dies ermöglichen. Das An- und Abfahren der Anlage erfolgte jeweils ohne Probleme.

#### **5.4.2 Leistungserhöhung um 10% im Jahre 1993**

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die Erhöhung der thermischen Reaktorleistung erfolgte in zwei Stufen von 997 MW über 1047 MW auf 1097 MW. Für die erste Stufe wurde die Turbogruppe B umgebaut, für die zweite Stufe die Gruppe A. Umfangreiche Tests und Versuche wurden durchgeführt. Viele Tests waren in ihrer Art vergleichbar mit den bei der Inbetriebsetzung des KKM 1971/72 durchgeführten. Die Versuche umfassten Reaktor, Turbogruppen einschliesslich Bypass, Speisewasserversorgung und Gesamtanlage. Sie zeigten, dass ein sicherer Betrieb auch bei der erhöhten Leistung gewährleistet ist.

Bei kleinen Kernumwälzmengen stieg die Wahrscheinlichkeit für das Auftreten von Instabilitäten als Folge der Leistungserhöhung. Während eines Tests zur Leistungserhöhung mit Abschaltung beider Umwälzpumpen wurden solche Instabilitäten tatsächlich beobachtet. Der nichterlaubte Betriebsbereich wurde daher im Reaktorleistung-Kerndurchfluss-Kennfeld auffällig markiert. Der Stabilitätsmonitor (SIMON) erkennt und signalisiert Instabilitäten rechtzeitig. Bei allen Umwälzpumpenausfällen seit der Leistungserhöhung waren keine Instabilitäten zu verzeichnen.

Bei einem Versuch, bei dem alle Speisewasserpumpen abgeschaltet wurden, wurde das normale Reaktorniveau durch das RCIC-System wieder hergestellt. Das Verhalten der Anlage, insbesondere der Verlauf des Reaktorniveaus, war auslegungsgemäss und entsprach den Vorausrechnungen.

Die Betriebserfahrung seit der Leistungserhöhung und die während den Revisionen durchgeführten Inspektionen ergaben keine Hinweise auf übermässigen Verschleiss bzw. Materialabtrag an Komponenten, verursacht durch die Leistungserhöhung. Die Gamma-Dosisleistung stieg proportional zur Leistung. Im Reaktorwasser wurde ein erhöhter Kupfergehalt festgestellt, der auf die Leistungserhöhung zurückgeführt wird.

Insgesamt hatte die Leistungserhöhung keine nachteiligen Auswirkungen auf Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlage. Kein Ereignis hing ursächlich mit der Leistungserhöhung zusammen.

### 5.4.3 Versuche, Tests

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Vorbereitung, Durchführung, Auswertung und Dokumentation von Versuchen und Tests sind in einer Weisung geregelt, die sich bewährt hat. Versuche und spezielle Tests werden nach Bedarf durchgeführt, insbesondere nach grösseren Änderungen in der Anlage. Seit 1996 können zudem Probeläufe vorgängig am Simulator durchgeführt, das Betriebspersonal gezielt für die Durchführung geschult und auf alle denkbaren Abläufe vorbereitet werden.

Folgende wichtige Versuche wurden im Bewertungszeitraum durchgeführt:

- SUSAN-Test vor der Revision 1990: Die SUSAN-Auslegungskriterien wurden eingehalten. Der Verlauf der wichtigsten Reaktorparameter entsprach den Vorausberechnungen. Die automatische Auslösung aller SUSAN-Systeme funktionierte einwandfrei.
- Handscram nach der Realisierung der ersten Etappe des neuen Reaktorschutzsystems nach der Revision 1991: Mit der Niveaumentrierung konnte erstmals der Füllvorgang im neuen Scramablassbehälter nach einer Scramauslösung verfolgt werden. Das Anlageverhalten entsprach den Erwartungen.
- Überprüfung der neuen Speisewasserregelung bei RESA nach der Revision 1995: Ziel war der Nachweis, dass eine Überspeisung ohne Handeingriff vermieden werden kann. Es wurde festgestellt, dass eine automatische Absenkung des Sollwerts des Reaktorniveaus auf 60 cm nach Scram eine Überspeisung verhindert. Alle seither erfolgten RESA wurden von der Speisewasserregelung beherrscht.
- Überprüfung der neuen Speisewasserregelung bei Turbinenschnellschluss nach der Revision 1995: Es wurde geprüft, ob die neue Regelung in der Lage ist, den Niveauanstieg im Reaktorbehälter nach einem Turbinenschnellschluss abzufangen (ohne Handeingriff), bevor die andere Turbogruppe durch den Überspeisungsschutz abgeschaltet wird. Das Versuchsziel wurde nicht erreicht. Als Konsequenz wurde 1996 eine Niveau-Sollwertherabsetzung auf 90 cm bei einer SRI-Auslösung eingeführt. Seither wurden alle Turbinenschnellschlüsse mit SRI und Runback (automatische Leistungsreduktion) von der Speisewasserregelung beherrscht.
- Lastabwurfversuch nach dem Ersatz der Turbinensteuerung bei Turbogruppe A und B nach den Revisionen 1999 und 2000: Ziel war zu zeigen, dass ein Lastabwurf nach dem Umbau der Turbinensteuerung ordnungsgemäss abläuft. Der Versuch verlief erfolgreich, das Anlageverhalten entsprach den Erwartungen. Die neue Turbinenregelung erfüllt die Anforderungen vollumfänglich.

#### 5.4.4 Kennwerte für Betriebssicherheit und Zuverlässigkeit

##### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Folgende Kennwerte werden unter anderem zur Bewertung benutzt:

- Klassierte, meldepflichtige Vorkommnisse (Kap. 5.2),
- Arbeitsausnutzung und Zeitverfügbarkeit,
- Nichtverfügbarkeit (geplant und ungeplant),
- ungeplante RESA (Kap. 5.2.1),
- Nichtverfügbarkeit von Sicherheitssystemen,
- Chemie-Index und
- Brennstoffzuverlässigkeit.

Abgesehen von den Vorkommnissen wird mit den Mittelwerten der jeweiligen WANO-Indikatoren ein Vergleich durchgeführt.

Arbeitsausnutzung (Abb. 5.4.4-1) und Zeitverfügbarkeit (Abb. 5.4.4-2) zeigen einen langfristig stabilen Volllastbetrieb. Die geplante zeitliche Nichtverfügbarkeit (Abb. 5.4.4-3) widerspiegelt die Jahresrevisionen. Der Unterschied zwischen Arbeitsausnutzung und Zeitverfügbarkeit ist hauptsächlich eine Folge des Streckbetriebs. Die ungeplante Nichtverfügbarkeit (Abb. 5.4.4-4) lag mit durchschnittlich 0,66% deutlich unter den WANO-Mittelwert für Siedewasserreaktoren von 3,8%.

Die Hochdruckeinspeisesysteme (RCIC) wiesen eine mittlere zeitliche Nichtverfügbarkeit von 0,23% auf, was unter dem WANO-Mittelwert liegt (Abb. 5.4.4-5). Im Jahre 2000 lag die Nichtverfügbarkeit des RCIC infolge Reparatur einer Armatur bei 0,6%. Die Nichtverfügbarkeit der Wärmeabfuhrsysteme (Abb. 5.4.4-6) wurde vom präventiven Unterhalt im Betrieb der für die Revision benötigten Abfahr- und Toruskühlsysteme (STCS) geprägt und betrug zwischen 0 und 1,53%. Die ausfallbedingte, ungeplante Nichtverfügbarkeit war verglichen mit den in Abb. 5.4.4-6 dargestellten WANO-Mittelwerten nicht erhöht. Die Nichtverfügbarkeit der Notstromeinspeisungen (Abb. 5.4.4-7) lag in den meisten Jahren deutlich unter dem WANO-Mittelwert, im Jahre 1997 im Bereich der WANO-Mittelwerts. Der Chemieindex (Abb. 5.4.4-8) schneidet im internationalen Vergleich gut ab und ist ein Zeichen für eine ausgeglichene chemische Fahrweise. Brennstoffdefekte waren keine zu verzeichnen, was auch im weltweiten Vergleich herausragend ist. Der Brennstoff-Zuverlässigkeitsindikator (Abb. 5.4.4-9) betrug durchschnittlich  $5 \cdot 10^5$  Bqs<sup>-1</sup> und lag in allen Jahren weit unter dem jeweiligen WANO-Mittelwert.



Abb. 5.4.4-1: Arbeitsausnutzung

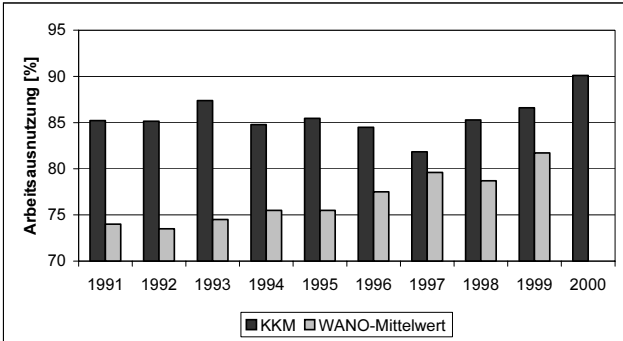


Abb. 5.4.4-2: Zeitverfügbarkeit

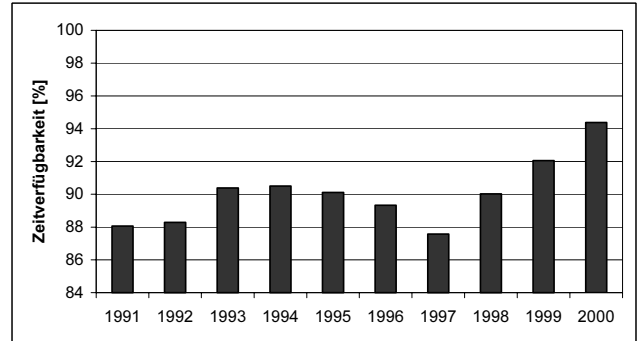


Abb. 5.4.4-3: Geplante Nichtverfügbarkeit

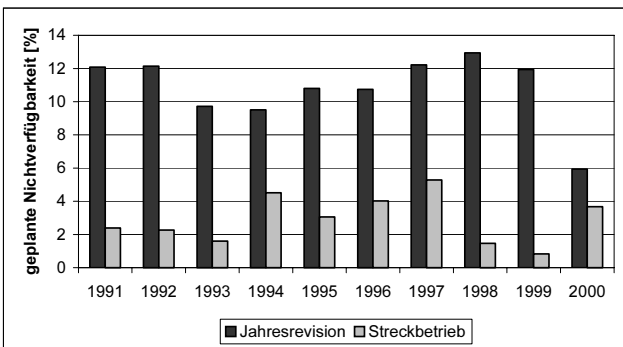


Abb. 5.4.4-4: Ungerplante Nichtverfügbarkeit

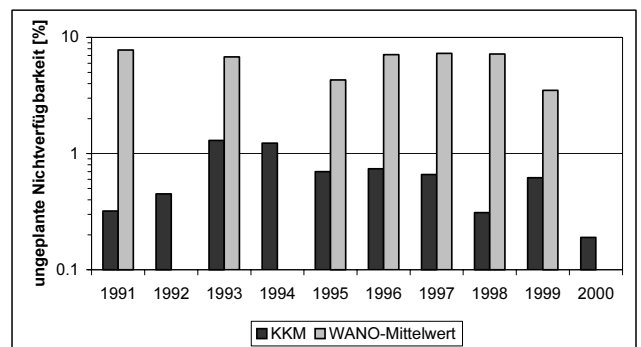


Abb. 5.4.4-5: Nichtverfügbarkeit der Hochdruckeinspeisesysteme

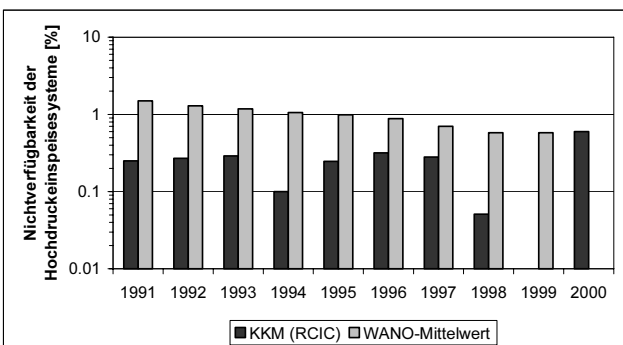


Abb. 5.4.4-6: Nichtverfügbarkeit der Wärmeabfuhrsysteme

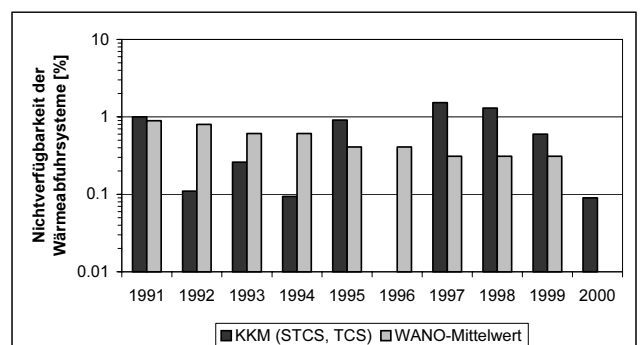


Abb. 5.4.4-7: Nichtverfügbarkeit der Notstrom- und Dieselgeneratoren

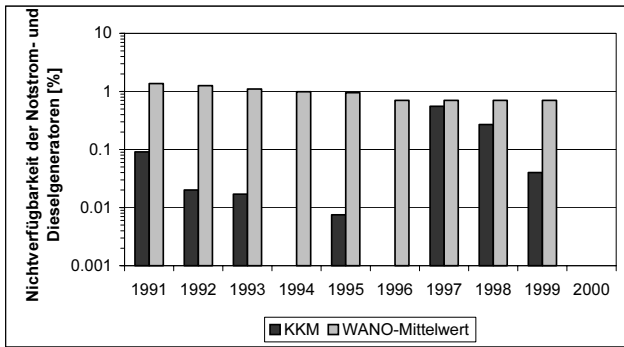


Abb. 5.4.4-8: Chemieindikator

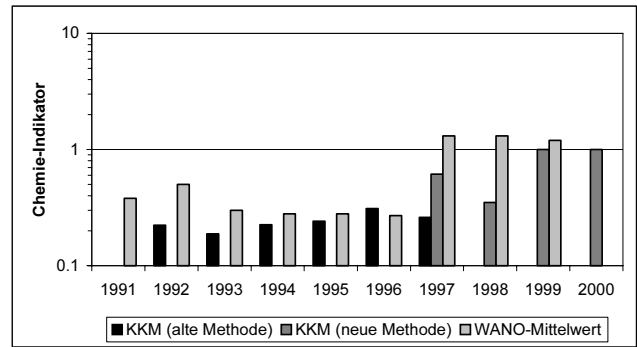
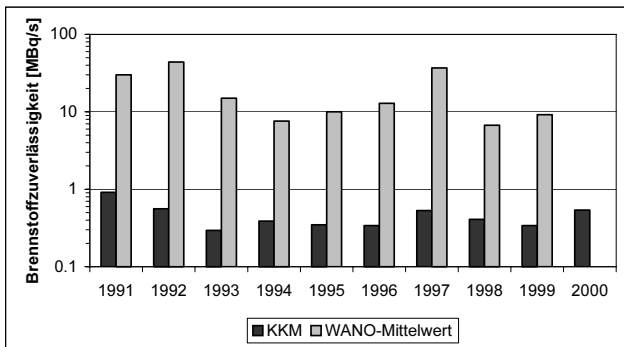


Abb. 5.4.4-9: Brennstoffzuverlässigkeitsindikator



**5.4.5 HSK-Beurteilung der Erfahrungen aus dem Normalbetrieb**

Die folgende Beurteilung bezieht sich auf das ganze Kapitel 5.4.

Die guten Betriebsergebnisse während den betrachteten zehn Jahren deuten auf einen guten Anlagenzustand hin, welcher durch eine schonende Fahrweise und eine gute Instandhaltung erreicht wurde. Keine Brennstoffschäden, eine hohe Arbeitsausnutzung und Zeitverfügbarkeit und die Tatsache, dass die Anlage nie störungsbedingt geplant abgeschaltet werden musste, sind klare Hinweise auf eine gute Anlage und eine gute Betriebsführung. Ein ungestörter Volllastbetrieb bei Einhaltung aller Sicherheitsvorgaben und ein guter Anlagenzustand sind wesentliche Indikatoren für einen hohen Sicherheitsstand der Anlage.

Die Leistungserhöhung verlief erfolgreich und zeigte keine negativen Auswirkungen auf den Normalbetrieb.

Gemäss einer internen Weisung werden Versuche im Sinne von Art. 7.5, NS-R-2<sup>12</sup> durchgeführt, welche die Verantwortlichkeiten regelt und den Rahmen für eine systematische Planung und Durchführung vorgibt. Sicherheitstechnisch wichtige Versuche werden ausserdem von der HSK geprüft und freigegeben. Mit der Inbetriebnahme des KKM-Simulators 1996 wurde die Vorbereitung von Versuchen signifikant verbessert. Wo nötig, wurden aufgrund der Versuchsergebnisse Massnahmen getroffen.

## **5.5 Konzept und Ergebnisse der Instandhaltung und Alterungsüberwachung**

Unter Instandhaltung werden alle Massnahmen zur Bewahrung oder Wiederherstellung des Sollzustandes sowie zur Beurteilung des Istzustandes von Komponenten verstanden. Bei Instandhaltungsarbeiten kann unterschieden werden zwischen Massnahmen, die den Aufsichtsverfahren nach den HSK-Richtlinien R-18<sup>29</sup>, R-23<sup>30</sup> und R-35<sup>31</sup> unterliegen, und Massnahmen, über die der Betreiber die HSK lediglich im Rahmen der periodischen Berichterstattung nach der HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> informieren muss.

Zu den Instandhaltungsmassnahmen an sicherheitstechnisch relevanten mechanischen Komponenten, die unter unmittelbarer behördlicher Aufsicht erfolgen, und demzufolge der Freigabepflicht unterliegen, gehören Änderungen und Reparaturen, bestimmte Funktionsprüfungen gemäss Technischer Spezifikation und Wiederholungsprüfungen nach der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup>. In den letzten 5 Jahren des Bewertungszeitraums wurden die Änderungen und Reparaturen nach dem Vorläufer der Ende 2000 in Kraft gesetzten HSK-Richtlinie R-18<sup>29</sup> abgewickelt. Das Vorgehen bei Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an sicherheitstechnisch relevanten elektrischen Ausrüstungen und bei der Ersatzteilbeschaffung ist in der HSK-Richtlinie R-23<sup>30</sup> festgelegt. Zu den Instandhaltungsmassnahmen, über die der Betreiber die HSK lediglich informieren muss, gehören alle Wartungs- und Unterhaltsarbeiten, Revisionen, Kontrollen, Überprüfungen und Ersatz von Komponenten, Störungsbehebungen sowie das Erstellen von Diagnosen und Trendanalysen.

KKM hat während des Begutachtungszeitraumes mit der Erstellung und Umsetzung des Alterungsüberwachungsprogramms (AÜP) begonnen, das 1991 von der HSK für alle Schweizer Kernkraftwerke verlangt wurde. Der Betreiber nimmt in Anspruch, dass Alterungsüberwachung von Beginn des Anlagenbetriebes für die mechanischen und elektrischen Komponenten und die Gebäude in Form von vorbeugender Instandhaltung, Wiederholungsprüfungen, Auswertung von interner und externer Erfahrung sowie der Berücksichtigung von Lieferantenempfehlungen betrieben wurde. Das AÜP des KKM hat zum Ziel, die sicherheitsrelevanten Komponenten 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 und Prüfungen, sowie einmalige Kontrollen und Prüfungen zentral zusammengeführt. KKM beteiligt sich aktiv an der GSKL-Arbeitsgruppe „Alterungsüberwachung in CH-Kernkraftwerken“ und hat das Alterungsmanagement als Teilprozess in das Qualitätsmanagement integriert. Die HSK hat eine Richtlinie zur Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke und Gebäude in Kernanlagen (HSK-Richtlinie R-51) im Entwurf erstellt. Darin wird unter anderem gefordert, dass der Betreiber die Alterungsüberwachungsdokumentation im 10-Jahre-Zyklus überprüfen muss. Nach Inkraftsetzung dieser Richtlinie wird die HSK die Umsetzung in den Kernanlagen überprüfen.

### **5.5.1 Maschinentchnik**

#### **5.5.1.1 Konzept und Ergebnisse der Instandhaltung**

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Das von KKM eingereichte Konzept der Instandhaltung basiert auf der Auslegung der Komponente, behördlichen Vorgaben, den technischen Spezifikationen, Herstellerempfehlungen, der in KKM vorhandenen ingenieurmässigen Beurteilung sowie der Auswertung interner und externer Erfahrungen. Instandhaltungsaufgaben werden entweder während des Betriebs der Anlage oder während des Brennstoffwechsels mehrheitlich durch KKM-eigenes Personal ausgeführt. Der weitaus grösste Teil

der Instandhaltungsarbeiten wird präventiv, ein kleiner, aber zunehmender Anteil wird zustands- oder ereignisorientiert durchgeführt. Die Instandhaltung wird durch das integrierte Betriebsführungssystem (IBFS) unterstützt. Dem Erwerb und dem Erhalt der Fachkompetenz des KKM-Personals wird wegen des geänderten Umfeldes bei Lieferanten eine sehr hohe Bedeutung zugemessen.

Die Wiederholungsprüfprogramme für die mechanischen Komponenten mit nuklearer Abnahmepflicht basieren auf der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup>. Mit Ausnahme einiger Positionen am Reaktordruckbehälter konnte die Prüfpflicht erfüllt werden. Die Ausnahmen werden in Kap. 6.4.1 behandelt. Auf Grund von Betreiberinitiative oder HSK-Forderungen wurden zusätzliche Prüfungen durchgeführt. Beispiele dafür sind Prüfungen an den RDB-Speisewasserstutzen sowie die Prüfungen an Durchführungen von Steuerstab- und Instrumentierungsgehäusen im RDB-Boden und an Schweißnähten von Rohrleitungen aus stabilisiertem austenitischem Stahl. In Zukunft sieht KKM den Schwerpunkt für zusätzliche Prüfungen bei der Überwachung ferritischer Rohrleitungen auf Erosion und Korrosion. Für den Kernmantel und die RDB-Einbauten, die nicht der Festlegung NE-14<sup>9</sup> unterliegen, bestehen eigene, umfassende Wiederholungsprüfprogramme.

Mit dem Jahr 2002 beginnt ein neues 10-Jahres-Prüfintervall. Die neuen Prüfprogramme werden an die revidierte Festlegung NE-14<sup>9</sup> (Rev. 5), Kap. A bis E angepasst, wobei die Prüfergebnisse des abgelaufenen Intervalls und die Erkenntnisse aus den Alterungsüberwachungsprogrammen berücksichtigt werden. Die Komponenten der Sicherheitsklasse 2 werden nach ihrer Empfindlichkeit für die möglichen Schadensmechanismen und nach den Versagenskonsequenzen (d. h. risiko-informiert) in Prüfkategorien eingeteilt. Für die Aktualisierung dieser Einteilung sind die Erkenntnisse aus den Alterungsüberwachungsprogrammen wesentlich. Letztere sind noch in Arbeit. KKM wird deshalb die Wiederholungsprüfprogramme für die Sicherheitsklasse 2 im Laufe des kommenden Prüfintervalls noch einmal revidieren. Die Versagenskonsequenzen will KKM sowohl mit probabilistischen als auch mit deterministischen Überlegungen ermitteln. KKM wird auch seine Wiederholungsprüfprogramme dem revidierten Kap. F der Festlegung NE-14<sup>9</sup>, Anforderungen an die Prüfverfahren, anpassen, sobald dieses in Kraft ist.

Die Prüfvorschriften basieren, soweit anwendbar, auf der Festlegung NE-14<sup>9</sup>. KKM führte im Bewertungszeitraum die Prüftechniken und Prüfmittel dem Stand der Technik entsprechend nach. Im Fall der RDB-Prüfung war KKM weltweit der erste Anwender eines neu entwickelten Prüfmanipulators und fortgeschrittener Prüfelektronik. KKM hat im Berichtszeitraum eine Reihe von Qualifizierungen von Prüfverfahren und -ausrüstung durchgeführt. KKM achtet darauf, dass beauftragte Prüffirmen nach einem anerkannten Qualitätssicherungssystem arbeiten. Das KKM-interne Personal für zerstörungsfreie Prüfungen wird vor jeder Jahresrevision im Rahmen eines Wiederholungskurses spezifisch auf die geplanten Prüfungen trainiert. Über die Durchführung weiterer Qualifizierungen will KKM nach Rücksprache mit HSK/SVTI entscheiden und sich an einer GSKL-Richtlinie orientieren, die von einer GSKL-Arbeitsgruppe erstellt und der HSK im Juni 2002 zur Stellungnahme eingereicht wurde.

Die bedeutsamen Prüfbefunde im Berichtszeitraum waren Korrosion an den Test- und Mindestmengenleitungen des Kernsprühsystems und fortschreitende Spannungsrisskorrosion am Kernmantel. Die Test- und Mindestmengenleitungen wurden teilweise ersetzt (Kap. 6.11.2). Der Kernmantel wurde mit Zugankern ausgerüstet (Kap. 6.4.2).

KKM kommt zum Schluss, dass die seit Jahren praktizierte Instandhaltung dazu geführt hat, dass sich das Werk nach 28 Betriebsjahren in einem ausgezeichneten Zustand befindet. Das Instandhaltungskonzept hat eine hohe Verfügbarkeit gebracht, ohne dass die Sicherheit ausser Acht gelassen wurde.

## HSK-Beurteilung

Das in KKM praktizierte Konzept der Instandhaltung ist im Qualitätssicherungshandbuch verankert und wird von der HSK - abgestützt auf die Berichterstattung des Betreibers und auf Inspektionen der HSK - positiv beurteilt. Die Instandhaltungsmassnahmen sind zweckmässig und entsprechen dem Stand der Technik. KKM meldete die Vorkommnisse, die sich bei der Instandhaltung ergaben, gemäss den Vorgaben der HSK Richtlinie R-15<sup>15</sup>.

Änderungen und Reparaturen an sicherheitsklassierten, nuklear abnahmepflichtigen Komponenten wurden nach vorgeprüften technischen Unterlagen ausgeführt und durch den SVTI im Auftrag der HSK überwacht. Die Erfahrungen mit dem Vorläufer der HSK-Richtlinie R-18<sup>29</sup> können als gut bezeichnet werden.

Für die Abwicklung von Instandhaltungsmassnahmen sind Komponentenlisten, die die inhaltlichen Anforderungen der HSK-Richtlinie R-35<sup>7</sup> (Anhang 8) erfüllen, eine wichtige Voraussetzung. Die letzten Komponentenlisten stammen aus dem Jahr 1991. Dies hat zur Folge, dass Anlagenänderungen seit 1991 nicht in den Komponentenlisten dokumentiert sind. Auch neuere Umklassierungen von Komponenten sind in den Komponentenlisten nicht berücksichtigt. *KKM hat zugesagt, eine Neuauflage der mechanischen Komponentenlisten für die sicherheitsrelevanten Systeme bis April 2003 zu erstellen. (Pendenz)*

Die HSK hat das oben zusammengefasste KKM-Konzept der Wiederholungsprüfungen geprüft. Sie stimmt der Darstellung zu und ist der Auffassung, dass die darin enthaltene Selbstbewertung des KKM zutreffend ist.

Zukunftsgerichtet nimmt die HSK wie folgt Stellung: In der vergangenen Dekade haben der Fortschritt der Technik, die Betriebs- und Prüferfahrung und verbesserte Methoden der Risikobetrachtung auf dem Gebiet der Wiederholungsprüfungen zu Erkenntnissen, Einsichten und Entwicklungen geführt. Bestimmte grundlegende Forderungen der Festlegung NE-14<sup>9</sup> müssten deshalb stärker gewichtet und schärfer akzentuiert werden als bisher. Folgende Neubewertungen sind deshalb angezeigt:

- Die Festlegung NE-14<sup>9</sup> betont, dass jedes Prüfverfahren spezifische Eigenschaften aufweist, die es zur Ermittlung bestimmter Fehlerarten unter bestimmten Bedingungen besser qualifizieren als andere, und fordert, dass zur Lösung einer Prüfaufgabe „das geeignetste Verfahren“ verwendet werden soll. Aufgrund internationaler Ring-Versuche und praktischer Erfahrungen hat es sich als wichtig erwiesen, diese Eignung in einem formalen und kontrollierten Qualifizierungsverfahren zu bestätigen. Die U.S. Nuclear Regulatory Commission hat im Jahre 1999 die vom ASME Code für Ultraschallprüfungen seit 1989 geforderte „Performance Demonstration“ im Code of Federal Regulations 10 CFR, §50.55a<sup>33</sup> für verbindlich erklärt. Vertreter der europäischen Aufsichtsbehörden haben in dem Konsensdokument EUR 16802 EN<sup>34</sup> Prinzipien und generelle Anforderungen zur Qualifizierung von Prüfverfahren, -ausrüstung und -personal formuliert. Das European Network for Inspection Qualification (ENIQ) hat eine Qualifizierungsmethodik entwickelt. Nationale Anforderungen sind in allen Staaten der Europäischen Union in unterschiedlicher Form wirksam. In der Schweiz werden Qualifizierungen nach Priorität durchzuführen sein. Diese muss sich nach der Bedeutung der Prüfung für die Sicherheit und nach dem Grad bestehender und dokumentierter Qualifikationen richten. KKM hat in der vergangenen Dekade mit der Durchführung von Qualifizierungsverfahren begonnen. Über weitere Vorhaben in nächster Zukunft will KKM nach Rücksprache mit HSK und SVTI-N entscheiden. *Die HSK fordert KKM auf, die Priorität weiterer Qualifizierungen von Prüfsystemen für wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen an*

*mechanischen Komponenten zu ermitteln und die HSK darüber bis Ende 2003 zu informieren. (Pendenz)*

- Die Festlegung NE-14<sup>9</sup> teilt die Komponenten der Sicherheitsklasse 2 in die Kategorien 2.1 und 2.2 mit unterschiedlicher Prüfpflicht ein. Die Einteilung geschieht nach ihrer Empfindlichkeit für die möglichen Schadensmechanismen und nach den Versagenskonsequenzen. Seit die bestehende Einteilung der Komponenten im KKM gemacht wurde, hat sich auf Grund der Betriebserfahrung die Bewertung der Schadensmechanismen gewandelt. Ferner sind Methoden zur Abstufung der Schadenskonsequenzen entwickelt worden. KKM hat die Absicht bekundet, die Kategorisierung der Komponenten der Sicherheitsklasse 2 zu überprüfen und ggf. zu revidieren, wenn die entsprechenden Dokumente der Alterungsüberwachungsprogramme vorliegen, und die Versagenskonsequenzen sowohl mit probabilistischen als auch mit deterministischen Überlegungen zu ermitteln. *KKM hat die Einteilung der Komponenten der Sicherheitsklasse 2 in die Kategorien 2.1 und 2.2 gemäss Festlegung der NE-14<sup>9</sup>, Rev. 5, zu überprüfen und ggf. zu revidieren. Die Zuordnung der Schadensindizes muss mittels der Alterungsüberwachungsprogramme und die Zuordnung der Konsequenzindizes sowohl mit probabilistischen als auch deterministischen Überlegungen durchgeführt werden. Bis Ende 2003 sind das Methodik-Konzept zur Indizierung der Versagenskonsequenzen der Komponenten und ein Zeitplan für die Überarbeitung vorzulegen. (Pendenz)*

### **5.5.1.2 Konzept und Ergebnisse Alterungsüberwachung**

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die Ergebnisse des Alterungsüberwachungsprogramms für die mechanische Instandhaltung werden von KKM in speziellen AÜP-Dokumenten niedergelegt. Diese entstehen in enger Zusammenarbeit mit den ursprünglichen System- und Komponentenlieferanten. Diese Dokumente haben aus Sicht des Betreibers eine wichtige Aufgabe im Zusammenhang mit dem Wissens-Transfer an junge Mitarbeiter. Für die bis jetzt behandelten Systeme (7 Dokumentationen zum Primärkreislauf, Primärcontainment und Kernsprühleitungen SK1) wurden vom Betreiber keine wesentlichen Lücken festgestellt. Für den Berichtszeitraum werden 20 durchgeführte Massnahmen als Alterungsüberwachungsmassnahmen aufgelistet: Reparatur-, Umbau-, Ersatz-, Sanierungsmassnahmen, Untersuchungen und ergänzende Prüfungen. KKM beabsichtigt, sich in den nächsten Jahren schwerpunktmässig mit Systemen und Komponenten der Sicherheitsklassen 2 und 3 zu befassen.

#### **HSK-Beurteilung**

Für alle Schweizer KKW wurde 1993 das „Programm für die Überprüfung und Optimierung der Alterungsmassnahmen“ durch die GSKL erstellt und von der HSK gutgeheissen. KKM beschreibt seine Vorgehensweise für die Umsetzung des AÜP für die mechanischen Anlageteile in zwei Verfahrensanweisungen.

KKM greift bisher bei der fachlichen Ausarbeitung der Dokumentation in starkem Masse auf externe Dienstleister aus dem Bereich der System- und Komponentenhersteller zurück. Der Systembetreuer im KKM ist dafür zuständig, die Dokumente auf Vollständigkeit und Richtigkeit zu prüfen, sofern er die Steckbriefe nicht selbst erstellt. Ferner trägt er die Verantwortung für die notwendigen Tätigkeiten des werkstofftechnischen Alterungsmanagements. Das Alterungsüberwachungsprogramm für die mechanischen Komponenten wird damit vom KKM in sinnvoller Weise in den Prozess „Mechanische Instandhaltung“ integriert und ist geeignet, die Erwartungen der HSK an das AÜP zu erfüllen.

Die HSK stellt fest, dass mit der Umsetzung des AÜP für die mechanischen Anlageteile erst in der zweiten Hälfte des Berichtszeitraumes intensiv begonnen wurde. Es liegt daher noch wenig Erfahrung vor. Die ersten Ergebnisse sind positiv zu werten. Die fachliche Ausarbeitung zur Ermittlung der relevanten Alterungsmechanismen erfolgte meist sorgfältig und umfassend. Da oft die Stellungnahme des Betreibers zu den Empfehlungen des externen Dienstleisters fehlt, ist unklar, inwieweit die in der detaillierten Abhandlung der Schädigungsmechanismen erarbeiteten Empfehlungen vom KKM in Massnahmen für die Alterungsüberwachung umgesetzt werden oder wurden. Die HSK wird daher die Alterungsüberwachung im KKM auch in Zukunft sehr aufmerksam verfolgen.

Der Umfang der im AÜP zu untersuchenden Anlageteile erstreckt sich gemäss GSKL-Programm auf die klassierten Anlageteile, auf Anlageteile, deren Funktionsverlust bedeutende Konsequenzen nach sich zieht und auf Anlageteile mit besonderer Alterungsanfälligkeit. Die vom KKM eingereichten Dokumente decken erst einen Teil der klassierten mechanischen Anlageteile ab. Komponenten der SK1 sind grösstenteils erfasst, Komponenten der SK 2 und 3 erst zu einem geringen Teil. Der Umfang der zu bearbeitenden Komponenten der SK 4 und weiterer Komponenten mit besonderer Bedeutung bei Funktionsverlust ist für das KKM noch nicht festgelegt worden.

*Der Betreiber wird deshalb aufgefordert, das Alterungsüberwachungsprogramm weiter auszuarbeiten und für die mechanischen Anlageteile folgende Informationen und Planungsgrundlagen einzureichen (Pendenz):*

- a) *Bis Mitte 2003 eine Übersicht aller Systeme der SK 2 und 3 (unter Einschluss noch nicht behandelte Teile der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlkreislaufes) mit einer Begründung für die Priorisierung bei der Bearbeitung im AÜP zusammen mit einem verbindlichen Terminplan.*
- b) *Bis Ende 2003 eine Liste von Komponenten der SK 4 oder unklassiert (nach HSK-Richtlinie R-06), deren Funktionsverlust besondere sicherheitstechnische Konsequenzen nach sich zieht. Eine Überprüfung, ob diese Komponententeile im Bearbeitungsumfang für die Systeme der SK 2 und 3 mit behandelt werden und, falls erforderlich, ein separater Bearbeitungsplan.*

## **5.5.2 Elektro- und Leittechnik**

### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

KKM hat im Rahmen der PSÜ das Konzept der Instandhaltung eingereicht, in dem die Organisation und der Prozess der Instandhaltung der elektrischen und leittechnischen Ausrüstungen dargelegt werden. Dank moderner Diagnosemittel ergibt sich eine Verlagerung der bisher vorwiegend vorbeugenden zur zustandsorientierten Instandhaltung. Ein geringer Teil der Instandhaltung ist durch Komponentenausfall bedingt.

Die vorbeugende Instandhaltung wird hauptsächlich für Transformatoren, Motoren und grössere Schalter praktiziert. Dazu gehören auch der periodische Ersatz von Batterien sowie der Ersatz von Endschaltern und Kondensatoren. Die Funktion der Komponenten wird durch periodische Tests überprüft.

Während des Bewertungszeitraums waren bei den Leittechniksystemen erhebliche Fortschritte zu verzeichnen, indem selbstprüfende, selbstüberwachende und wartungsarme Systeme eingeführt wurden. Ältere Leittechniksysteme wurden und werden oft auch aus wirtschaftlichen Gründen und wegen technologischer Veralterung vor dem Erreichen der technischen Lebensdauer ersetzt.

Die maximalen Prüfintervalle bei der Sicherheitsleittechnik sind in der Technischen Spezifikation festgehalten. Es werden drei Stufen von Prüfungen angewandt:

- Detailüberprüfungen gemäss KKM Prüfhandbuch, wobei die Baugruppen oder Komponenten einzeln oder zusammengefasst einer Funktionsprüfung unterzogen werden.
- Übergeordnete Prüfungen, wobei die Anregung der Sicherheitsleittechnik ab den Grenzsignalgebern erfolgt und der Signalpfad bis zu den Antrieben oder Armaturen überprüft wird. Übergeordnete Prüfungen werden nur während der Jahresrevisionen durchgeführt.
- Zusätzliche Sensortests an Analogmesskreisen, mit denen folgende Aussagen über den jeweiligen Messkreis gemacht werden können: Qualität der Kalibrierungen, dynamisches Verhalten, Dämpfungen (elektrisch und hydraulisch), Übertragungsverhalten der Impulsleitungen und Schutzbeschaltungen. Sensortests werden normalerweise während des Leistungsbetriebs aber teilweise auch während der Jahresrevisionen durchgeführt.

Die gesamte Verwaltung der Instandhaltung der Elektro- und Leittechnik erfolgt über das Integrierte Betriebsführungssystem des KKM (IBFS). Die Stör- und Mängelmeldungen werden auf der Grundlage der IBFS-Daten jährlich für jedes System ausgewertet und auf signifikante Ereignisse untersucht. Aus der Untersuchung werden, wo notwendig, entsprechende Massnahmen abgeleitet.

Im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms hat die Abteilung Elektrotechnik in der Berichtsperiode anlagenspezifische Steckbriefe für Komponentengruppen der 1E-klassierten elektrischen Ausrüstungen im Drywell und im Reaktorgebäude erarbeitet. Die für die sicherheitsrelevanten elektrischen Ausrüstungen noch ausstehenden Steckbriefe werden gemäss Planung erstellt.

KKM hält fest, dass die im Prozess „Elektrische Instandhaltung“ durchgeführten Arbeiten und Prüfungen geeignet sind, um eine hohe Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlage sicherzustellen. Die Ergebnisse der Instandhaltung während der Berichtsperiode zeigen, dass es gelungen ist, die elektrischen und leittechnischen Ausrüstungen in einem ausgezeichneten Zustand zu erhalten. Eine im bisherigen Rahmen weitergeführte Instandhaltung soll auch in der Zukunft eine gute Zuverlässigkeit der elektrischen und leittechnischen Ausrüstungen gewährleisten. Die Ergebnisse des Alterungsüberwachungsprogramms für die elektrischen Ausrüstungen haben bisher keine gravierenden Mängel aufgezeigt, d. h. es konnte bestätigt werden, dass die Alterung bereits weitgehend durch die etablierten Instandhaltungsprogramme abgedeckt ist.

### **HSK-Beurteilung**

KKM betreibt im Bereich der Elektro- und Leittechnik eine gründliche, durch vorbeugende Massnahmen und verschiedene Prüfstufen gekennzeichnete Instandhaltung. Bei der Sicherheitsleittechnik wurden die meisten Systeme im Bewertungszeitraum ersetzt oder kurz zuvor installiert. Das „Integrierte Betriebsführungssystem“ stellt die Verwaltung aller Aspekte der Instandhaltung durch eine umfassende Erfassung der elektrischen und leittechnischen Ausrüstungen sicher.

Die geringe Anzahl von Störungen und Ausfällen bei den elektrischen Komponenten zeigt auf, dass deren Instandhaltung effizient durchgeführt wird. Zudem erfolgt der Ersatz von elektrischen Komponenten und Leittechniksystemen frühzeitig. Dadurch verfügt die Anlage über eine zuverlässige elektrische und leittechnische Ausrüstung, die dazu beiträgt, dass das KKM auch in Zukunft sicher betrieben werden kann. Die HSK bewertet die bisher vorgelegten Dokumente des Alterungsüberwachungsprogramms für die elektrischen und leittechnischen Ausrüstungen positiv. Das AÜP muss wie vereinbart weitergeführt werden, indem die ausstehenden Steckbriefe ohne Verzug zu erstellen sind.



### 5.5.3 Bautechnik

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

KKM fasst die Massnahmen und die Beurteilung zur Alterungsüberwachung der Bauwerke in einem Bericht zum Zustand der Gebäude zusammen.

Die Gebäude des KKM wurden grundsätzlich schon vor Einführung des Alterungsüberwachungsprogramms überwacht und instandgehalten.

Die Alterungsüberwachung der Gebäude erfolgt gemäss dem GSKL-Leitfaden für die Erstellung von Bautechnik-Steckbriefen und umfasst alle Gebäude der Erdbebenklassen I und II. Auch die übrigen Gebäude werden unterhalten. Mängel und Veränderungen an sämtlichen Gebäuden werden mittels Stör- und Mangelmeldungen im integrierten Betriebsführungssystem erfasst und abgearbeitet.

Tab. 5.5.3-1: Präventive Instandhaltungsmassnahmen an Gebäuden

Gebäude	Massnahme	Jahr
Reaktorgebäude	Kuppel: thermische Isolation und Witterungsschutz	1989
	Äusserer Torus: Beschichtung	1991/92
	Aussenzylinder: Betonsanierung und Schutzbeschichtung	1999/2000
	Becken für Reaktoreinbauten: lokale Betonsanierungen	1999
Aufbereitungsgebäude	Anstrich der Fassadenflächen und lokale Betonsanierungen in Innenräumen	1993
Maschinenhaus	Erneuerung der PVC-Folie der Dachhaut	1999
MH – Anbau Süd	keine	
Betriebsgebäude	Ersatz der Dachhaut im Ostteil	1988
SUSAN-Gebäude	Reinigung und Schutzanstrich auf Dach und Dachaufbauten	1996
SUSAN-Kühlwasserleitungen	Lokale Betonsanierungen an den Schächten	1998/99
Pumpenhaus	Verstärkung der Fixpunkte der Hauptkühlwasserleitungen, Ersatz der elastischen Fugen an der West- und Südfassade	1997/98 2000
Abluftkamin	Sanierung, Schutzmörtel und Beschichtungen	1992-1996
Zwischenlager	keine	
Fundament KAKO	Erneuerung der Innenbeschichtung, Erneuerung des Schwarzbelags auf der Decke, Instandsetzung der Montageöffnung und Fugen	1997
		1999

Die Untersuchungen zeigten jedoch auf, dass bei einigen Bauteilen Schäden vor dem Erreichen der geplanten Lebensdauer zu erwarten sind. In der Folge wurden die in der vorangehenden Tab. 5.5.3-1 zusammengefassten grösseren präventiven Instandhaltungsarbeiten ausgeführt.

Neben den Baustoffen Stahlbeton und Stahl werden auch die Verankerungen, die Brandabschlüsse, die Fugenbänder und Abdichtungen sowie die Beschichtungen überwacht.

Die Baustrukturen und vor allem der häufigste Baustoff Stahlbeton sind durchwegs in einem guten bis sehr guten Zustand. Die Funktionsgrenze wurde bei keinem tragenden Bauteil auch nur annähernd erreicht. Eine Nutzungsdauer von 80 Jahren wird aus heutiger Sicht als möglich erachtet.

### HSK-Beurteilung

Die HSK beurteilt das Konzept und den bisherigen Stand der Alterungsüberwachung positiv. Das Vorgehen entspricht dem genehmigten Leitfaden für Bautechnik-Steckbriefe.

Die Steckbriefe der Bautechnik eignen sich als Instrument der Alterungsüberwachung und als übersichtlicher Einstieg in die umfangreiche Dokumentation. Sie werden nun beim KKM kontinuierlich nachgeführt und periodisch mit einer neuen Revision aktualisiert, z. B. wenn neue Untersuchungsergebnisse vorliegen oder wenn Sanierungsmassnahmen ausgeführt worden sind.

Die Basisinspektionen für die Bauteile des Reaktorgebäudes sowie für den Abluftkamin, das Zwischenlager, die SUSAN-Kühlwasserleitungen und das Fundament des Kaltkondensatbehälters sind abgeschlossen und dokumentiert. Sanierungsmassnahmen sind bereits realisiert worden oder geplant, meist im Sinne einer vorbeugenden Instandsetzung. Der bauliche Zustand wird als gesund beurteilt, es sind keine unzulässigen Schwachstellen in der bevorstehenden Betriebsperiode bis zur nächsten PSÜ zu erwarten.

Tab. 5.5.3-2: Stand der Basisinspektionen im AÜP Bautechnik

Gebäude	Stand der Basisinspektion
Reaktorgebäude, mit 13 Teilbauwerken	1994 abgeschlossen, von HSK beurteilt
Aufbereitungsgebäude	2002 vorgesehen
Maschinenhaus	2000 durchgeführt, Dokumentation an HSK pendent
Anbau Maschinenhaus Süd	2000 durchgeführt, Dokumentation an HSK pendent
Betriebsgebäude	2001 durchgeführt, Dokumentation an HSK pendent
SUSAN-Gebäude	2002 vorgesehen
SUSAN-Kühlwasserleitungen	1998/1999 durchgeführt, Dokumentation an HSK pendent
Pumpenhaus	2000 durchgeführt, Dokumentation an HSK pendent
Abluftkamin	1993 abgeschlossen, von HSK beurteilt
Zwischenlager für radioaktive Abfälle	1998/1999 durchgeführt, Dokumentation an HSK pendent
Fundament des Kaltkondensatbehälters	1993 abgeschlossen, von HSK beurteilt

An einigen Gebäuden sind die Basisinspektionen noch nicht durchgeführt bzw. noch nicht dokumentiert (Tabelle 5.5.3-2). Zudem ist die systematische Inspektion der speziellen Bauelemente in Schnittstellenbereichen wie Durchdringungen, Befestigungen, Brandschottungen, Anstriche, Beschichtungen, Abdichtungen und Fugenbänder noch nicht abgeschlossen. *KKM hat bis Mitte 2003 die pendente Dokumentation der Basisinspektionen mit den entsprechend nachgeführten Steckbriefen des AÜP einzureichen. Für das SUSAN- und Aufbereitungsgebäude gilt der Abgabetermin Ende 2003. (Pendenz)*

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

### **5.6.1 Organisation des Strahlenschutzes, Personalbestand**

Durch eine geeignete Organisation soll erreicht werden, dass die Belange des Strahlenschutzes in einem KKW allen betroffenen Personen bekannt und an geeigneter Stelle allgemeingültige Strahlenschutz-Regeln festgelegt sind. Ferner muss dafür gesorgt sein, dass ausreichend und gut qualifiziertes Personal für den Schutz der Mitarbeiter vor ionisierender Strahlung zur Verfügung steht.

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die Beurteilung des KKM stützt sich auf das Atomgesetz (AtG)<sup>35</sup>, die Atomverordnung (AtV)<sup>36</sup>, das Strahlenschutzgesetz (StSG)<sup>3</sup>, die Strahlenschutzverordnung (StSV)<sup>37</sup> und die EN-ISO-9001<sup>24</sup>.

KKM hat mit der Einführung des Qualitätsmanagementsystems 1998 das damalige Strahlenschutzreglement aufgehoben und die zugehörigen technischen Richtlinien in Verfahrensanweisungen überführt. Daneben existiert eine Strahlenschutzordnung, die als Teil des Kraftwerkreglements die grundlegenden Regeln und Kompetenzen im Bereich Strahlenschutz für das gesamte Personal verbindlich vorgeben. Die Festlegungen im Zusammenhang mit dem technischen Anlageänderungsverfahren stellen sicher, dass strahlenschutztechnische Aspekte frühzeitig in der Planung dieser Arbeiten berücksichtigt werden. Als übergeordnete organisatorische Massnahme setzt sich KKM seit dem Jahre 2000 für die Kollektivdosis Jahresziele, was sich sensibilisierend auf die Mitarbeiter auswirkt.

Zu Beginn der neunziger Jahre wurde der Bestand des Strahlenschutz-(SU)-Eigenpersonals von etwa 14 auf 20 Personen erhöht. Im Verlaufe des Jahres wird der Routinebetrieb grösstenteils mit dem SU-Eigenpersonal bewältigt und nur punktuell durch SU-Fremdpersonal unterstützt. Während der Revisionen wird hingegen zusätzliches, in manchen Jahren mehr als 100 Personen, SU-Fremdpersonal zur Unterstützung hinzugezogen.

Das SU-Eigenpersonal besteht aus zwei vollamtlichen Sachverständigen, sechs Technikern, fünf Fachkräften und sieben Assistenten. Vom SU-Eigenpersonal sind heute die Hälfte jünger als 50 Jahre.

KKM ist aufgrund seiner Betriebserfahrungen der Meinung, dass der Personalbestand im Strahlenschutz ausreichend ist und eine geeignete Altersstruktur zeigt, so dass ein Wissenserhalt über die nächsten 10 Jahre hinweg möglich ist. Die Organisation des Strahlenschutzes in Teilprozessen entspricht gemäss KKM einer modernen Betriebsorganisation und sollte für die nächsten Jahre Bestand haben.

## HSK-Beurteilung

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die StSV<sup>37</sup>, den Stand der Technik in den anderen schweizerischen Anlagen und der EN-ISO-9001<sup>24</sup>.

Die QM-Organisation, die Prozessstrukturen, die Prozesshandbücher und nachgeordneten Dokumente sowie ihre Lenkung wird in Kap. 4.6 dargestellt und bewertet. Im Bezug auf die Organisation des Strahlenschutzes lassen sich folgende Aussagen machen: Das QM-Handbuch und die Strahlenschutzordnung des KKM erfüllen die Anforderungen der schweizerischen Gesetzgebung. Die Verantwortlichkeiten sind klar geregelt, die Strahlenschutzfachkräfte sind in ausreichender Anzahl vorhanden und bezeichnet. Sie verfügen über die nötigen Kompetenzen. Die HSK konnte jedoch keine Hinweise über die Rotationshäufigkeit der Funktionsträger der Teilprozesse des Strahlenschutzes finden. Damit ist eine Stellvertretung bei essentiellen Prozessen fraglich. Die HSK hat diese Problematik mit KKM diskutiert. KKM wird im Rahmen der Umorganisation und Anpassung des QM-Systems die Stellvertreterregelung bis Ende 2002 überarbeiten und damit sicherstellen, dass alle Stellvertreterfunktionen mit genügend, qualifizierten Personen besetzt sind und regelmässig ausgeübt werden.

KKM legt nebst den Dosiszielen noch weitere, die Arbeit des Strahlenschutzes betreffende Prozessziele fest und dokumentiert den Stand der Zielerreichung jährlich in einer Aktennotiz. Die HSK hat solche Jahresziele eingesehen und festgestellt, dass viele dieser Ziele lediglich eine Ja/Nein-Information enthalten. Die HSK ist sich bewusst, dass die Festlegung von kontinuierlichen Massstäben schwierig ist. Allerdings erleichtern solche Massstäbe, stetige Verbesserungen nachvollziehbar und eindeutig aufzuzeigen.

KKM verfügt derzeit über drei von der HSK anerkannte SU-Sachverständige nach Art. 16 der StSV<sup>37</sup>, wovon einer vorwiegend im Bereich der konventionellen Arbeitssicherheit sowie extern engagiert ist. Die Anforderungen und die Komplexität der Arbeiten im Bereich Strahlenschutz sind in den letzten Jahren deutlich gestiegen. In den anderen schweizerischen Anlagen wurde als Folge dieser Entwicklung der Bestand an vollamtlichen SU-Sachverständigen auf mindestens drei Personen erhöht. Die HSK kommt zum Schluss, dass der Bestand an SU-Sachverständigen im KKM zu tief ist. *Das KKM hat deshalb bis Ende 2003 Massnahmen zur Erhöhung des Bestandes an Strahlenschutz-Sachverständigen zu ergreifen. (PSÜ-Pendenz)*

Das SU-Eigenpersonal hat eine Altersstruktur, welche in den nächsten 10 Jahren die Altersrücktritte eines Strahlenschutz-Technikers und einer Strahlenschutz-Fachkraft erwarten lassen. KKM hat anlässlich einer Fachbesprechung mitgeteilt, dass der altersbedingte Abgang des SU-Technikers durch Weiterbildung einer SU-Fachkraft kompensiert werden soll. Die HSK empfiehlt dem KKM, die Personalplanung baldmöglichst zu konkretisieren und schriftlich festzuhalten.

Gesamthaft gesehen ist die HSK der Meinung, dass KKM in den letzten Jahren im Bereich Strahlenschutz eine Organisation geschaffen hat, welche die Herausforderungen der kommenden Jahre meistern kann. Verbesserungen sind nach Ansicht der HSK noch möglich und sinnvoll.

### 5.6.2 Überwachung der Strahlenexposition

Die Dosimetriesysteme dienen erstens der offiziellen Bestimmung der Dosen der beruflich strahlenexponierten Mitarbeiter, zweitens der kontinuierlichen Dosisüberwachung während des Aufenthalts in der kontrollierten Zone und drittens der Erfassung arbeitsspezifischer Dosen. Dazu werden für die Erfassung der externen Exposition zwei unabhängige Dosimetriesysteme eingesetzt. Für die innere Strahlenexposition stehen Inkorporationsmessgeräte zur Verfügung. Weitere Dosimetriesysteme (z. B. Fingerringdosimeter) können in Spezialfällen angebracht sein.

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Die Bewertung des KKM beruht auf der StSV<sup>37</sup>, der Dosimetrieverordnung<sup>38</sup> und der HSK-Richtlinie R-12<sup>39</sup>.

Das KKM überwacht und erfasst die externe Strahlenexposition des Eigen- und Fremdpersonals mit zwei Systemen. Dabei wird die behördlich anerkannte Dosis mittels Thermolumineszenzdosimetern (TLD) ermittelt und die operationelle Strahlenüberwachung mit elektronischen Personendosimetern (EPD) durchgeführt. Die TLD werden periodisch ausgewertet. Vor 1997 erfolgte die Auswertung quartalsweise, seit 1997 wird eine monatliche Auswertung vorgenommen. Die durch TLD ermittelten Dosen werden entsprechend der HSK-Richtlinie R-12<sup>39</sup> dem BAG und der HSK gemeldet. Pro Kalenderjahr gehen ein oder zwei TLD wegen Unachtsamkeit verloren. Die Dosisinformation wird in solchen Fällen aus dem EPD gewonnen. Ein Verlust von Dosisinformationen ist im Beurteilungszeitraum nicht vorgekommen.

Die EPD dienen der unabhängigen Überwachung der laufend akkumulierten Strahlendosen. Sie sind seit 1991 im Einsatz und haben die vorher üblichen Stabdosisimeter ersetzt. Die Auswertung der EPD-Dosen erfolgt arbeitsspezifisch und jährlich nach Massgabe der genannten Richtlinie.

Im OSART-Bericht<sup>17</sup> wird zur Messung der externen Strahlendosis folgendes vermerkt: Die eindeutige Zuordnung der Dosimeter zu ihren Trägern kann mit dem im KKM gegebenen System nicht immer gewährleistet werden\*. Ferner ist die Tragedisziplin der Dosimeter verbesserungsfähig.

Die interne Strahlenexposition des Personals wird vom KKM wie folgt überwacht: Das Eigenpersonal wird regelmässig zur Triagemessung auf dem Quickcounter aufgeboden. Das Fremdpersonal unterzieht sich einer Eintritts- und mindestens einer Austrittsmessung. Weitere Messungen sind bei Bedarf jederzeit möglich. Die Messresultate werden personenbezogen gespeichert. Ergibt die Triagemessung eine Anzeige über der Triageschwelle, so wird eine Nachmessung auf dem KKM-eigenen Ganzkörperzähler vorgenommen. Die Triagemessung wird seit 1991 praktiziert.

Bis 1998 wurde das Eigenpersonal zusätzlich noch auf dem Ganzkörperzähler ausgemessen. Diese Messung wurde in Redundanz zum Quickcounter durchgeführt. Die aufwendige Messung auf dem Ganzkörperzähler wurde wegen der guten Übereinstimmung der Resultate mit denjenigen des Quickcounters mit Zustimmung der HSK fallengelassen.

Seit 1994 bestimmt KKM anhand einer Luftsammlerprobe den für die Inkorporationsüberwachung relevanten Nuklidvektor. Dadurch können Überwachungsperiode und Triageschwelle des Quickcounters entsprechend der Dosimetrieverordnung<sup>38</sup> gewählt werden.

---

\* KKM hat vor dem OSART Follow Up im Juni 2002 die Empfehlung umgesetzt.

Im OSART-Bericht<sup>17</sup> wird die Inkorporationsüberwachung als gut eingestuft. Verbesserungsmöglichkeiten werden darin gesehen, dass bei Personenkontaminationen vermehrt auch Inkorporationskontrollen durchgeführt werden.

KKM kommt zum Schluss, dass die für die Überwachung der Strahlenexposition des Personals eingesetzten Verfahren den gesetzlichen Anforderungen, den Richtlinien der HSK sowie dem Stand der Technik entsprechen und sich bewährt haben. Für die Zukunft sieht KKM keinen Handlungsbedarf mit einer Ausnahme. Die TLD werden neu mit einem Barcode versehen\*. Damit wird eine nachvollziehbare Identifikation der TLD und der Träger gewährleistet, ein Zutritt ohne eigenes Dosimeter praktisch verunmöglicht und eine Empfehlung des OSART berücksichtigt.

### **HSK-Beurteilung**

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die Dosimetrieverordnung<sup>38</sup> und die HSK-Richtlinie R-12<sup>39</sup>.

KKM verfügt über eine von der HSK anerkannte Dosimetriestelle. Dosismeldungen wie auch statistischen Auswertungen zur Personen- und arbeitsbezogenen Dosimetrie sind stets zeitgerecht der HSK vorgelegt worden. Die Verfahren entsprechen der HSK-Richtlinie R-12<sup>39</sup> und der StSV<sup>37</sup>.

Die weiterführende technische Beurteilung der Instrumente zur Überwachung der Strahlenexposition des Personals findet sich in Kap. 6.13.

Zusammenfassend bestätigt die HSK die Beurteilung von KKM. Die vom OSART angesprochenen Mängel beim Tragen der persönlichen TLD wurden mit der Prüfung des Strichcodes beim Ein- wie beim Austritt elegant, wirkungsvoll und mit angemessenem Aufwand gelöst.

### **5.6.3 Kollektiv- und Individualdosen**

Die Leistungen des Strahlenschutzes spiegeln sich in der Strahlenexposition resp. in der Dosis des Personals wieder. Wird ein guter Strahlenschutz praktiziert, dann sind die Dosen bei üblichem Arbeitsaufkommen tief oder zeigen einen Trend zu tieferen Werten. Die StSV<sup>37</sup> legt die maximal zulässigen Individualdosen fest, während die HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup> Richtwerte für die Jahreskollektivdosis gibt.

### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

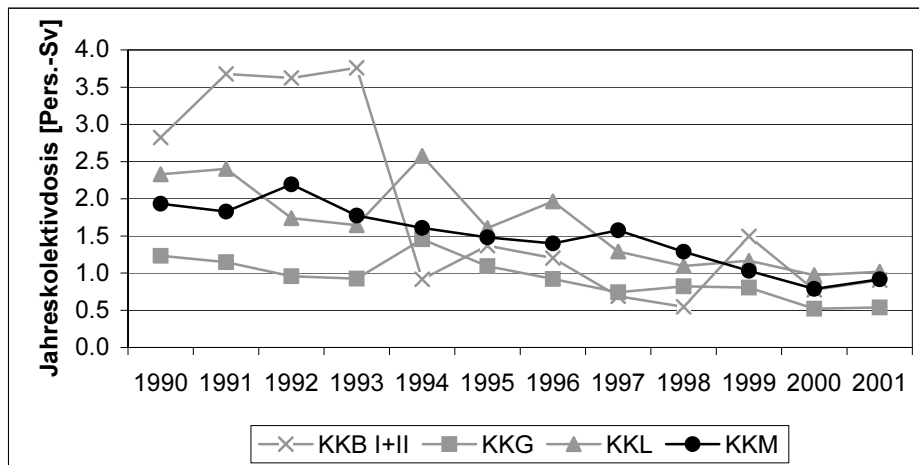
Die Bewertung des KKM beruht auf der StSV<sup>37</sup>, der HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup>, der HSK-Richtlinie R-12<sup>39</sup> und der Dosisentwicklung in schweizerischen Kernkraftwerken.

Im Beurteilungszeitraum ist die Jahreskollektivdosis im KKM von etwa 2 Personen-Sv (1990) auf weniger als 1 Personen-Sv halbiert worden. In den Jahren 1992 und 1997 liegen die Dosen über dem linearisierten Trend (Abb. 5.6.3-1), weil in diesen Jahren umfangreiche Nachrüst- und Ertüchtigungsmassnahmen vorgenommen wurden.

---

\* KKM hat vor dem OSART Follow Up im Juni 2002 die Empfehlung umgesetzt.

Abb. 5.6.3-1: Jahreskollektivdosen der schweizerischen Kernkraftwerke



Die Revisionsdosen wurden im Beurteilungszeitraum von 1,5 Personen-Sv auf 0,5 Personen-Sv reduziert, was mit den entsprechenden Trends in den anderen Kernkraftwerken übereinstimmt. KKM geht davon aus, dass die Strahlenexposition des Personals in Zukunft nur noch wenig reduziert werden kann, weil die entsprechenden Sparpotentiale bereits ausgeschöpft wurden und Verbesserungen nur noch im Rahmen der laufenden Optimierung von Arbeiten möglich sind.

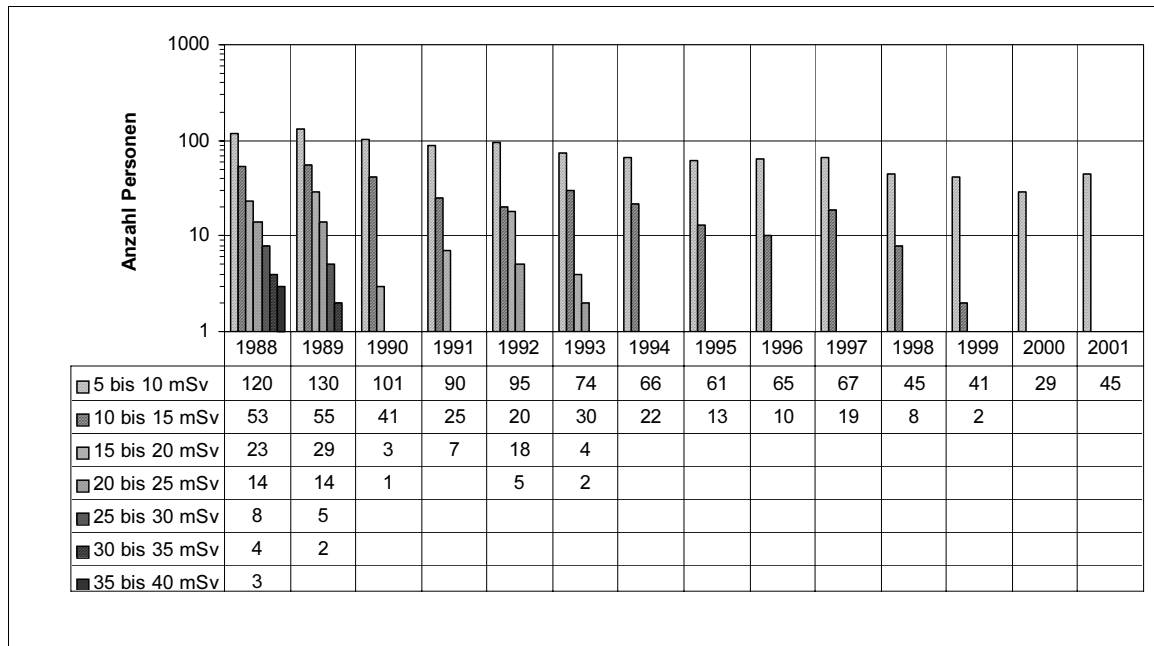
Die maximalen Individualdosen des Eigen- und Fremdpersonals lagen in der Beurteilungsperiode immer unterhalb der gesetzlichen Höchstwerte (bis 1994: 50 mSv/Jahr, ab 1994: 20 mSv/Jahr). Eine Verteilung der höheren Individualdosen des Eigen- und Fremdpersonals zeigt Abb. 5.6.3-2.

Die Zusammenstellung der Inkorporationsüberwachung mittels Quickcounter und Ganzkörperzähler ergibt in der Beurteilungsperiode nur für das Jahr 1994 drei Befunde mit einer maximalen Folgedosis  $E_{50}$  über 0,1 mSv.

Die von den Mitarbeitern akkumulierten Strahlendosen werden abteilungs- und arbeitsbezogen ausgewertet. Die Verfolgung der Jobdosen ermöglicht es, rechtzeitig auf Arbeiten Einfluss zu nehmen, wenn dies aus strahlenschutztechnischer Sicht angezeigt ist. Dadurch können die Expositionen tief gehalten werden.

KKM kommt zum Schluss, dass die externe Strahlenexposition des Personals im schweizerischen Mittel liegt. Eine Überschreitung von Grenzwerten hat in der Beurteilungsperiode nicht stattgefunden. Die Inkorporationsüberwachung zeigt keine signifikante innere Strahlenexposition des Personals. KKM ist der Meinung, dass das Personal effektiv vor ionisierender Strahlung geschützt wird und dass eine aktuelle Dosisüberwachung gewährleistet ist.

Abb. 5.6.3-2: Verteilung der höheren Individualdosen des Eigen- und Fremdpersonals von 1988 bis 2001



**HSK-Beurteilung**

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die StSV<sup>37</sup>, die HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup>, die Richtlinie R-12<sup>39</sup> und die Dosisentwicklung in schweizerischen Kernkraftwerken.

Die HSK stimmt mit der Beurteilung des KKM überein.

**5.6.4 Strahlenschutz-Ausbildung des Personals**

Eine gute Ausbildung des Personals im Strahlenschutz stellt sicher, dass die Prinzipien des Strahlenschutzes auf allen Stufen verstanden und aus Einsicht befolgt werden. Ferner ist sie eine wesentliche Grundlage für einen zuverlässigen Schutz des Personals vor ionisierender Strahlung. KKM unterscheidet bei der Strahlenschutzausbildung die drei Personenkategorien „beruflich strahlenexponiertes Personal in der kontrollierten Zone“, „Betriebspersonal (Schicht)“ und „SU-Personal“.

**Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die Bewertung des KKM beruht auf der Strahlenschutzverordnung StSV<sup>37</sup> und der Verordnung über die Ausbildung und die erlaubten Tätigkeiten im Strahlenschutz<sup>40</sup>.

Die Organisation der strahlenschutztechnischen Ausbildung ist für alle drei Personenkategorien im Qualitätmanagementsystem des KKM geregelt.

Grundsätzlich hat das SU-Eigenpersonal eine von der HSK anerkannte Ausbildung zur Strahlenschutzfachkraft, zum Strahlenschutztechniker oder zum Strahlenschutzsachverständigen. Das SU-Eigenpersonal wird jährlich in einem externen zertifizierten und einem internen kraftwerksspezifischen Kurs fortgebildet. Anlagenerfahrenes SU-Fremdpersonal absolviert vor seinem Einsatz eine eintägige Instruktion, anlagenunerfahrenes SU-Fremdpersonal eine einwöchige Einführung.



Die Ausbildung des Betriebspersonals und der beruflich strahlenexponierten Personen in der kontrollierten Zone umfasst eine sogenannte jährliche Strahlenschutz-Grundausbildung in Form einer Tonbildschau. Diese Ausbildung wird, entsprechend den Anforderungen am Arbeitsort, weiter vertieft. Zusätzlich absolviert das Kraftwerkspersonal alle zwei Jahre eine allgemeine Wiederholungsschulung.

Die besuchten Kurse und Ausbildungen werden dokumentiert.

Der OSART-Bericht<sup>17</sup> hält zur Fortbildung des SU-Personals fest, dass diese im Gesamtumfang unter dem Branchendurchschnitt liegt. Neben einem Besuch von zwei- und dreitägigen Kursen der PSI-Strahlenschutzschule erfolgt die Fortbildung eher informell, wird nicht konsequent geplant und ist auch nicht dokumentiert. Das KKM bereitet gegenwärtig eine Strahlenschutzfortbildung mit Erfolgsnachweis vor und überarbeitet die zugehörigen Dokumente.

Gemäss OSART-Bericht<sup>17</sup> können die Qualität und Tiefe der Strahlenschutz-Grundausbildung für das Betriebspersonals und die beruflich strahlenexponierten Personen in der kontrollierten Zone erhöht werden. KKM wird das Intervall für die allgemeine Wiederholungsschulung von zwei auf ein Jahr verkürzen und den Kurs mit kraftwerksspezifischen Aspekten ergänzen.

Das KKM hat im Bereich der Strahlenschutz-Ausbildung des Betriebs- und Strahlenschutzpersonals Verbesserungsmöglichkeiten erkannt und deren Behebung eingeleitet. Die Strahlenschutz-Ausbildung soll kraftwerksübergreifend im Ausbildungsmanagement verankert werden.

### **HSK-Beurteilung**

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die Strahlenschutzverordnung StSV<sup>37</sup>, die Verordnung über die Ausbildung und die erlaubten Tätigkeiten im Strahlenschutz<sup>40</sup>, die HSK-Richtlinie R-27<sup>19</sup>, die HSK-Richtlinie R-37<sup>41</sup> und den Stand der Technik in den schweizerischen Kernkraftwerken.

Die HSK teilt die Ansicht von KKM, wonach die Fort- und Weiterbildung des SU-Personals verbessert werden kann. Dabei ist auf Nachvollziehbarkeit, systematische und bedarfsorientierte Planung sowie auf Erfolgskontrolle zu achten.

Die Inhalte der Strahlenschutz-Grundausbildung genügen den Anforderungen von Art. 10 der StSV<sup>37</sup> und dem in den schweizerischen Kernkraftwerken üblichen Niveau. Aufgrund der Angaben in den Jahresberichten der schweizerischen Kernkraftwerke findet die HSK im KKM eine geringere Häufigkeit der allgemeinen Wiederholungsschulung im Strahlenschutz als in den anderen schweizerischen Kernkraftwerken. Dies hat auch KKM erkannt und mehr Weiterbildung geplant und umgesetzt.

Zusammenfassend stellt die HSK fest, dass die Ausbildung im Strahlenschutz den Anforderungen der StSV<sup>37</sup>, der Ausbildungsverordnung<sup>40</sup> und fachlich den Konkretisierungen der HSK-Richtlinien R-27<sup>19</sup> und R-37<sup>41</sup> entspricht. Eine strahlenschutztechnische Ausbildung und Weiterbildung für das gesamte KKM-Personal wäre wünschenswert.

### **5.6.5 Strahlenschutzplanung und -optimierung**

Wesentliche Beiträge zur Reduktion der Strahlenexposition des Personals können dadurch erreicht werden, dass Arbeiten in Strahlenfeldern geplant, Schutzmassnahmen in ihrer Wirksamkeit bewertet und beides geeignet miteinander kombiniert wird. Dieser Prozess der Strahlenschutzplanung und Optimierung ist wesentlich für einen erfolgreichen Strahlenschutz.

## Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Die Bewertung des KKM beruht auf der Strahlenschutzverordnung (StSV)<sup>37</sup> und der HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup>.

Im KKM wird zwischen zwei Strahlenschutz-Planungsverfahren unterschieden: Liegt die erwartete arbeitsspezifische Kollektivdosis (Jobdosis) unter 20 Pers.-mSv, werden die erforderlichen Strahlenschutzmassnahmen ad hoc festgelegt. Bei erwarteten Jobdosen über 20 Pers.-mSv werden die Arbeiten in Zusammenarbeit mit den Fachabteilungen, unter Berücksichtigung des Strahlenschutzes detailliert geplant. Dabei werden die Anforderungen nach Art. 6 der StSV<sup>37</sup> und die Meldevorschriften gemäss HSK R-15<sup>15</sup> erfüllt.

KKM zeigt, dass über die Beurteilungsperiode die Revisionsdosis deutlich zurückgegangen ist. Die Differenz zwischen Planung und effektiv akkumulierter Jobdosis hat sich gegen Ende des Bewertungszeitraums verkleinert. Gemäss KKM ist mit dem Rückgang von ausserordentlichen Arbeiten auch der Unsicherheitsfaktor bei der benötigten Arbeitszeit im Strahlenfeld kleiner geworden. In der Regel wurden bei ausserordentlichen Arbeiten der Arbeitsaufwand im Strahlenfeld und die damit verbundenen Dosen deutlich überschätzt.

KKM kommt zum Schluss, dass in der Begutachtungsperiode ein gutes System der Strahlenschutzplanung und -optimierung aufgebaut werden konnte, welches laufend verbessert wurde.

## HSK-Beurteilung

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die Strahlenschutzverordnung (StSV)<sup>37</sup>, die HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup>, den Vergleich mit schweizerischen und ausländischen Anlagen und auf das Work Management in Nuclear Power Industry der OECD<sup>42</sup>.

Die Strahlenschutzplanungen und die Optimierungen entsprechen den Anforderungen von Art. 6 der StSV<sup>37</sup>, den Anforderungen der HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup>, und den relevanten Vorgaben in der Literatur<sup>42</sup>. Die Strahlenschutzplanung im KKM wurde im Laufe des Bewertungszeitraums kontinuierlich weiterentwickelt und entspricht dem in den schweizerischen KKW üblichen Stand der Technik.

KKM hat festgestellt, dass die Strahlenschutzplanung, vor allem bei Sonderarbeiten, die benötigte Arbeitszeit signifikant überschätzt. Die HSK empfiehlt, die eingesetzten Zeitvorgaben in Zukunft kritischer zu hinterfragen.

Die HSK stimmt der Beurteilung des KKM zu. In der Beurteilungsperiode konnte zum einen eine deutliche Reduktion der Dosen beobachtet werden, zum anderen hat die Aussagekraft der Strahlenschutzplanung zugenommen.

### 5.6.6 Dosisleistung und Aktivitätskonzentration in der Anlage

Die Aktivitätskonzentrationen in den Systemen bestimmen die radiologische Situation in der Kernanlage, zum einen durch die von diesen Aktivitäten herrührenden Gammastrahlen, zum anderen wegen der Kontaminationssituation beim Öffnen der Systeme. Tiefe Aktivitätskonzentrationen bei geringem Spaltproduktanteil führen in fast allen Bereichen der Anlage zu einem tiefen Strahlenpegel und damit zu tiefen Dosen beim Personal.

## Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Die Bewertung des KKM beruht auf der Technischen Spezifikation des KKM, den Betriebslimiten der Brennstoffgarantie und der Systemlieferanten sowie einem Vergleich mit anderen Siedewasseranlagen des Reaktorlieferanten.

Für den operationellen Strahlenschutz erfolgt die Erhebung der radiologischen Situation (Dosisleistungen und Kontaminationen) periodisch und an die Bedürfnisse angepasst. Die Werte werden seit 1991 in einer Datenbank verwaltet, was aktuelle Trendanalysen ermöglicht.

### Primäranlage

KKM zeigte auf, dass die Dosisleistung an den Komponenten der Primäranlage, unter anderem die mittleren Dosisleistungen an den Umwälzschleifen, während der letzten Jahre gesunken ist oder aber auf tiefem Niveau geblieben ist. Weiter wird festgestellt, dass das Kontaminationsniveau und die Konzentration von Spalt- und Aktivierungsprodukten im Primärsystem gesunken sind, wobei heute die Aktivierungsprodukte (Co-60) radiologisch dominieren. Im Vergleich mit anderen Siedewasseranlagen des Reaktorlieferanten rangiert die mittlere Dosisleistung an den Umwälzschleifen von KKM im unteren Drittel der Bandbreite. KKM führte dies auf einen über 10-jährigen Betrieb ohne Brennelementschäden sowie auf die in Kap. 6.12 genannten Anlageänderungen zurück. Infolge der Edelmetall- und Wasserstoffeinspeisung zum Schutz der Reaktoreinbauten (Kap. 6.4.2) ist die Aktivitätskonzentration von Co-60 im Reaktorwasser leicht angestiegen.

### Sekundäranlage

Während den letzten 10 Jahren hat sich die Dosisleistung an allen grossen und für die Strahlenexposition des Personals wesentlichen Komponenten mindestens halbiert, wobei die radiologische Situation praktisch nur noch von Aktivierungsprodukten (Co-60 und andere) bestimmt wird. Spaltprodukte sind in ihrem Anteil am Nuklidvektor deutlich zurückgegangen. Die Dosisleistungen liegen heute auf tiefem Niveau.

Folgende Anlageänderungen wurden durchgeführt (die Anlageänderungen an den Kerneinbauten werden nicht angegeben):

- Optimierung des Reaktorwasserreinigungskreislaufes während der Revision, so dass eine Kontamination des Hotwells und der Kondensatreinigungspumpe vermieden wird.
- Seit 1990 wird das Reaktorwasserreinigungssystem RWCU während des Leistungsbetriebes immer über beide Filter betrieben, was die ursprüngliche Reinigungsrate verdoppelt und die Wasserchemie günstig beeinflusst (Kap. 6.12).

Die wasser- und radiochemischen Parameter werden je nach Signifikanz täglich, wöchentlich oder monatlich erhoben. Laufende Informationen über den Strahlenpegel können der Datenbank QUASI entnommen werden. Ferner verfügt das KKM über Dosisleistungskataster, welche die Strahlenpegel während Revision und Leistungsbetrieb dokumentieren. Sie sind in der Anlage für das Personal deutlich erkennbar beim Zugang zu jedem Bereich mit erhöhter Dosisleistung affiziert.

Die OSART-Mission hat festgehalten, dass Gebiete mit hoher Dosisleistung ungehindert betreten werden können und dass lediglich eine Warntafel auf die erhöhten Dosisleistungen hinweist<sup>17</sup>.

---

\* KKM hat vor dem OSART Follow Up im Juni 2002 die Empfehlung umgesetzt.

KKM kommt zum Schluss, dass sich die Aktivitätskonzentration und die Dosisleistungen in den Systemen innerhalb der Vorgaben der Technischen Spezifikationen befinden. Die Qualität der Wasserchemie wird als gut eingestuft. Die radiochemischen Parameter des Primärkühlmittels sind bei ungefähr 75% der anderen Siedewasseranlagen des Reaktorlieferanten ungünstiger. Die radiologische Situation in der Primär- und der Sekundäranlage sollte sich in der Zukunft nur noch wenig ändern, da keine grundsätzliche Modifikation an der Fahrweise der Anlage vorgenommen werden soll.

### **HSK-Beurteilung**

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die Entwicklung der radiologischen Situation in der Anlage und auf die HSK-Richtlinie R-07<sup>43</sup>.

Die von KKM vorgenommenen Änderungen an der Anlage haben nachweislich zu einer Verbesserung der radiologischen Situation in den Komponenten sowie zu einer Reduktion der Dosisleistungen geführt. Dies betrifft sowohl die Primär- als auch die Sekundäranlage.

Die Betriebserfahrung von KKM während der letzten 10 Jahre zeigt, dass die Konzentration der Aktivierungs- und Spaltprodukte im Primärkühlmittel im Mittel gesunken ist. Massnahmen zur Reduktion des Aktivitätsaufbaus (Austausch von kobalthaltigen Einbauten sowie Einspeisung von Eisen oder 'Depleted Zinc') haben eine positive Wirkung gezeigt.

Die von der OSART Mission festgestellte Zugänglichkeit von Orten mit erhöhter Dosisleistung muss relativiert werden. Eine Reihe von Räumen im Maschinenhaus, im Aufbereitungsgebäude und im Reaktorgebäude, in denen deutlich erhöhte Strahlenpegel auftreten, ist mit Türen ausgerüstet und abgeschlossen. Diese Räume entsprechen der Vorgabe der HSK-Richtlinie R-07<sup>43</sup>. Im KKM gibt es Räume und Raumbereiche, an denen erhöhte Dosisleistungen auftreten und die nicht abgeschlossen werden können. Der Zugang zu diesen Räumen ist aber deutlich mit Strahlenwarntafeln beschriftet. Die HSK empfiehlt dem KKM, Zugänge zu Bereichen mit erhöhter Dosisleistung entsprechend der HSK-Richtlinie R-07<sup>43</sup> (Gebiete W und höher) geeignet abzuschränken.\*

Zusammenfassend teilt die HSK die Einschätzung von KKM. Die radiologische Situation ist für den Strahlenschutz sehr günstig. Vor allem auf der Sekundärseite profitiert KKM davon, dass der Reaktorkern während der letzten Jahre ohne Brennstoffdefekte gefahren werden konnte.

### **5.6.7 Massnahmen zur Reduktion der Dosis**

Massnahmen zur Reduktion der Dosis können entweder technischer (Abschirmungen, Absperrungen, Dekontamination etc.) oder administrativer (Arbeitsplanungen, Zutrittsbeschränkungen, Dosislimiten etc.) Art sein. KKM unterscheidet zwischen Massnahmen während dem Normalbetrieb und bei der Revision.

### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die Bewertung des KKM beruht auf dem Stand der Technik im In- und Ausland und auf der Dosisentwicklung im Berichtszeitraum.

Anfang der neunziger Jahre wurden für gewisse Systeme fest installierte Abschirmungen montiert. Weiter wurden Rohrleitungen in Durchgangs- und Aufenthaltsbereichen mit Spülstützen versehen.

---

\* KKM hat vor dem OSART Follow Up im Juni 2002 die Empfehlung umgesetzt.

Durch Spülen dieser Leitungen erfolgt eine Reduktion der Dosisleistungen vor Ort. Komponenten, Werkzeuge und ganze Systeme werden regelmässig bei Revisionsbeginn dekontaminiert. Im Jahre 1998 wurden grosse Teile des Reaktorwasserreinigungssystems verfahrenstechnisch abgeschottet und chemisch dekontaminiert. Die Dekontamination von Komponenten und Werkzeugen wird vor Ort oder in der Deko-Box durchgeführt. Für die werksinternen Transporte von stark strahlenden Komponenten zu den Dekontaminationsanlagen kann bei Bedarf ein Abschirmwagen eingesetzt werden. Zu den dosisreduzierenden Massnahmen gehört das temporäre Abschirmprogramm. Insbesondere während der Revision werden Komponenten und Rohrleitungen, überwiegend im Drywell, bedarfsorientiert mit bis zu 80 Tonnen Bleiblechen oder -matten abgeschirmt. Um die Dosis für das Personal, das die Abschirmungen montiert und demontiert, weiter zu reduzieren, soll in Zukunft der Transport dieser Abschirmungsmittel ins und aus dem Drywell rationalisiert werden.

Für die Bearbeitung von Anlageänderungsanträgen, die strahlenschutzrelevanten Aspekte beinhalten, wurde Mitte der neunziger Jahre ein Standardverfahren eingerichtet, wobei das Ressort Strahlenschutz bereits in der Planungsphase einzubinden ist. Damit wird sichergestellt, dass dem Strahlenschutz von Beginn an die ihm gebührende Aufmerksamkeit geschenkt wird.

Während des Normalbetriebes finden täglich, ausser an Wochenenden, Betriebssitzungen statt. Diese dienen der Koordination von Arbeiten und allfälligen strahlenschutztechnischen Massnahmen. Die Beschlüsse werden in Strahlenschutz-Routinebesprechungen dem SU-Personal kommuniziert. Während den Revisionen finden Revisionssitzungen statt, die analog wie Betriebssitzungen ablaufen.

Die Erfahrungen zeigen, dass die Dosen für das Personal dank der administrativen und der technischen Massnahmen gesunken sind. Die Bewertung der Abschirmmassnahmen zeigt, dass während den neunziger Jahren jährlich eine Dosis zwischen 300 Pers.-mSv und 1800 Pers.-mSv eingespart werden konnte. Die Dosis für das Personal, das die Abschirmungen montiert und demontiert, lag während der gleichen Periode zwischen 52 Pers.-mSv und 120 Pers.-mSv. Mit den Abschirmungen konnten die Dosen kontinuierlich gesenkt und die Akzeptanz des Strahlenschutzes bei den Mitarbeitern gesteigert werden.

Abschliessend kommt das KKM zum Schluss, dass das Potential für substanzielle Dosisersparungen grösstenteils ausgeschöpft worden ist. Weitere Verbesserungen vom Typ „kontinuierliche Verbesserungen“ sind möglich, werden aber nicht mehr so deutlich ausfallen. KKM bringt zum Ausdruck, dass vor allem die Kombination von geeigneten Massnahmen das gute Resultat bei der Dosisreduktion ermöglicht hat.

### **HSK-Beurteilung**

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die HSK-Richtlinie R-07<sup>43</sup>, den Lahmeyer Bericht, EUR 5055 d<sup>44</sup> und einen Vergleich von schweizerischen mit ausländischen Anlagen.

Die HSK ist mit der Bewertung des KKM zu den dosisreduzierenden Massnahmen einverstanden. Sie findet Übereinstimmung in der Meinung, dass viel erreicht wurde und dass weitere Verbesserungen nur noch kleine Reduktionen der Dosis bringen werden. Als Ziel sieht sie das Erreichte zu erhalten.

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

Die Einteilung der kontrollierten Zonen in Typen mit unterschiedlichem Kontaminationspotential dient dazu, Kontaminationsverschleppungen mit gestaffelten Barrieren zu vermeiden. Durch Schutz- und Hilfsmaterial, das in der Zone bereitsteht, wird das Personal vor Kontamination und Inkorporation

durch radioaktive Stoffe geschützt. Die Garderobe beim Zonenzugang stellt dem Personal sanitäre Einrichtungen und Kleiderschränke zur Verfügung. Die Personenkontaminationsmonitore stellen sicher, dass alle Personen die kontrollierten Zonen ohne radioaktive Kontaminationen verlassen. Schliesslich sind in der Garderobe Einrichtungen für die Dekontamination von Personen vorhanden.

### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die Bewertung des KKM beruht auf der HSK-Richtlinie R-07<sup>43</sup>.

Im KKM umfasst die kontrollierte Zone denjenigen Kraftwerksbereich, in welchem eine Person bei regelmässiger Arbeit eine Jahresdosis von mehr als 1 mSv akkumulieren kann (RG, MH, AG und Teile des BG). Bei Bedarf können weitere temporäre kontrollierte Zonen eingerichtet werden.

Die kontrollierte Zone wurde 1996 mit der Inbetriebnahme des Anbau Süd erweitert. Die Garderoben für das Fremdpersonal wurden 1992 und 1993 vergrössert. Der Personendekontaminationsraum und die Nottoilette in der Sockenzone der Garderobe wurden im Jahr 2000 umgebaut. Sie sind jetzt räumlich voneinander getrennt. Für alle kontrollierten Zonen sind die Anforderungen der HSK-Richtlinie R-07<sup>43</sup> erfüllt. Die Kapazität der Garderobe wird ausreichen, weil die umfangreichen Nachrüstungen in der Anlage abgeschlossen sind. Die Wäscherei verfügt über ausreichende Kapazitäten, um frische Wäsche und Schutzausrüstungen während allen Betriebsphasen bereitzuhalten. Die modernen Personendekontaminationseinrichtungen ermöglichen bei Bedarf eine rasche und zuverlässige Behandlung von Personen.

Die Vorkehrungen gegen Kontaminationsverschleppungen und Personenkontaminationen sind wirksam - während der letzten zehn Jahre ist kein Kontaminationsfall mit einer Folgedosis  $E_{50}$  grösser als 1 mSv aufgetreten.

### **HSK-Beurteilung**

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die StSV<sup>37</sup>, die Verordnung über den Umgang mit offenen radioaktiven Strahlenquellen<sup>45</sup> und auf die HSK-Richtlinie R-07<sup>43</sup>.

Die HSK kommt zum Schluss, dass das Zonenkonzept des KKM der HSK-Richtlinie R-07<sup>43</sup> und dem Stand der Technik entspricht. Die HSK stellt aber fest, dass keine vollständigen Zonenpläne für die kontrollierten Zonen vorliegen. *Die Zonenpläne sind deshalb bis Mitte 2003 entsprechend der HSK-Richtlinie R-07 für die kontrollierten Zonen zu vervollständigen und auf dem aktuellem Stand zu halten. (PSÜ-Pendenz)*

Das KKM hat die Infrastruktur der Garderobe in der Sockenzone mit einem Dekontaminationsraum und einer Nottoilette aufgewertet. Die HSK hat anlässlich ihrer Inspektionen festgestellt, dass die Platzverhältnisse in den Garderoben vor allem während den Revisionen eher knapp sind, zudem stehen zu wenige sanitäre Einrichtungen zur Verfügung. Das könnte mitunter ein Grund dafür sein, warum die Nottoiletten nicht nur in Notfällen benutzt werden. *Deshalb sind bis Ende 2004 die Anzahl der sanitären Einrichtungen und die Platzverhältnisse in den Garderoben zu verbessern. KKM legt bis Mitte 2003 ein Konzept für die Sanierung vor. (PSÜ-Pendenz)*

Die Garderobe beim Zugang zum Chemischen Labor entspricht den Vorgaben der Verordnung<sup>45</sup> für einen Arbeitsbereich Typ B.

Bei Inspektionen in der Anlage hat die HSK mehrmals feststellen können, dass das korrekte Tragen der Zonenkleidung in der kontrollierten Zone zu wünschen übrig lässt. Obschon bis heute keine schwerwiegenden Personenkontaminationen vorgekommen sind, ist die HSK der Meinung, dass nur

korrekt getragene Zonentenues einen optimalen Schutz bieten. Das KKM muss die Zonendisziplin verbessern. Ansonsten sind die eingesetzten Schutzausrüstungen zweckmässig und entsprechen dem Stand der Technik. Die Menge der vorrätigen Schutzmittel ist für den Normalfall ausreichend.

Zusammenfassend kommt die HSK zum Schluss, dass mit Ausnahme der oben aufgeführten Verbesserungsmöglichkeiten das Zonenkonzept des KKM und seine konsequente Umsetzung erfolgreich zum Schutz des Personals beigetragen hat.

### **5.6.9 Instrumentierung für den operationellen Strahlenschutz**

Der operationelle Strahlenschutz benutzt sowohl festinstallierte als auch mobile Messgeräte. Zu den festinstallierten Messgeräten gehören die Systeme zur Überwachung der Ortsdosisleistung und der Raumluft sowie die Wäschemonitore, Personenmonitore und Freimessschränke. Die mobile Instrumentierung wird für Messungen der Dosisleistungen, Luft- und Oberflächenkontaminationen in Räumen und an Arbeitsplätzen eingesetzt. Möglichst alle radiologischen Situationen sollen von den Messgeräten erfasst werden.

### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Das KKM ist der Meinung, dass die zur Verfügung stehenden mobilen und festinstallierten Strahlenschutz-Messgeräte dem Stand der Technik entsprechen. Sie funktionieren in operationeller Hinsicht störungsarm und haben sich im täglichen Einsatz bewährt.

### **HSK-Beurteilung**

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die HSK-Richtlinie R-07<sup>43</sup>, die HSK-Richtlinie R-47<sup>46</sup>, die ICRP-75<sup>47</sup> und die nationale und internationale Betriebserfahrung.

An dieser Stelle wird vor allem die Eignung der Messgeräte zur Erfüllung, der ihnen zugedachten Aufgaben im Personenschutz bewertet. Eine weiterführende technische Beurteilung, einschliesslich einer Darstellung und Bewertung der Betriebserfahrung, ist in Kap. 6.13 zu finden.

Die Messköpfe und Probenahmeorte der festinstallierten Instrumentierung sind geeignet positioniert und die Alarmschwellen sind situationsgerecht eingestellt. Eine Ausnahme stellen die Personenkontaminationsmonitore (Feinmonitore) dar, deren Alarmschwelle mit 1 CS im Vergleich zur Empfehlung der Richtlinie HSK R-07<sup>43</sup> (0,5 CS) zu hoch eingestellt ist. Dasselbe gilt für die Vormonitore, hier ist die Alarmschwelle bei 30 CS, wobei die Richtlinie einen Wert zwischen 5 und 10 CS empfiehlt. *Die Alarmschwellen der Personenkontaminationsmonitore sind deshalb zu überprüfen und bis Ende 2003 so einzustellen, dass die Empfehlungen in der HSK R-07<sup>43</sup> erfüllt sind. (PSÜ-Pendenz)*

Die HSK findet die Aufzeichnung von Personenkontaminationen innovativ. Leichte wie schwere Kontaminationen, die mit Duschen und den üblichen Massnahmen nicht entfernt werden können, sind somit dokumentiert. Damit sind vertiefte Abklärungen und Trendanalysen nun möglich und es kann ein verbesserter Schutz des Personals von Kontaminationsausbreitungen erreicht werden.

Die mobilen Strahlenschutzinstrumentierung entspricht dem Stand der Technik und wird gemäss den Anforderungen der HSK-Richtlinie R-47<sup>46</sup> periodisch geprüft. Die Messgeräte haben sich im täglichen operationellen Gebrauch durch eine hohe Zuverlässigkeit ausgezeichnet. Die Anzahl der zur Verfügung stehenden mobilen Messgeräte ist ausreichend und deckt den Messbedarf ab.

Zusammenfassend kann festgehalten werden, dass die festinstallierte wie auch die mobile Strahlenschutzinstrumentierung in der Lage sind, die ihr zugeordneten Aufgaben im Bereich des Personenschutzes zu erfüllen.

#### **5.6.10 Sanitätsdienst in der kontrollierten Zone**

Eine Betriebssanität soll bei einem Unfall oder einer akuten Erkrankung in der Belegschaft erste Hilfe leisten können. Zudem muss sie dafür besorgt sein, dass die betroffene(n) Person(en) möglichst direkt der adäquaten medizinischen Behandlungsstelle zugewiesen wird (werden), wie praktizierender Arzt, Spital oder Universitätsspital Zürich. Im Kernkraftwerk soll die Sanität, in Zusammenarbeit mit dem Strahlenschutz, auch in der Lage sein, bei der Bewältigung eines Strahlenunfalls die richtigen Entscheide zu treffen.

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Das eingereichte Dokument zeigt, dass für die Werksanität KKM die Alarmierung, der Einsatz und die Zusammenarbeit mit andern Notfallequipen geregelt sind. Für den Fall einer schwerwiegenden Kontamination oder Bestrahlung einer Person, eventuell zusammen mit konventionellen Verletzungen, ist die Einlieferung ins Universitätsspital Zürich vorgesehen und vertraglich abgesichert. Das Sanitätszimmer samt Material wird regelmässig durch den Werkarzt überprüft. Die Ausbildung der Sanität basiert auf den Unterlagen des Schweizerischen Samariterbundes.

#### **HSK-Beurteilung**

Die HSK Beurteilung stützt sich auf den Medizinischen Notfallplan für Strahlenunfälle im Kontrollbereich der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) der SUVA.

Die Organisation der Werksanität des KKM ist geregelt, speziell auch im Hinblick auf ein Ereignis mit Kontamination oder Bestrahlung der betroffenen Person(en). Die Zusammenarbeit mit andern Notfallequipen wird regelmässig geübt. Die Einrichtungen werden durch den Werkarzt überprüft und die Ausbildung basiert auf den aktuellen Unterlagen der Samariterausbildung. Alle diese Aspekte des Sanitätsdienstes im KKM werden von der HSK als gut beurteilt.

Der Sanitätsdienst in den kontrollierten Zonen des KKM ist in Übereinstimmung mit den Anforderungen der HSK. Eine gute und ausreichende medizinische Sicherheitsvorsorge ist gegeben. Über die letzten 10 Jahre hat die Betriebssanität des KKM 78 Norm- und 83 Bagatell-Arbeitsunfälle zu bewältigen. Zusammen mit den jährlichen Übungen ergibt sich eine gute Betriebserfahrung.

#### **5.6.11 Lüftungsanlagen, radiologische Aspekte**

##### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Aus radiologischer Sicht müssen die Lüftungsanlagen sicherstellen, dass sich aerosolgebundene Radioaktivität nicht unkontrolliert ausbreitet. Im Weiteren müssen sie vermeiden, dass aerosolgebundene oder flüchtige radioaktive Stoffe aus der kontrollierten Zone herausströmen und an die Umgebung abgegeben werden. Ersteres wird durch eine Luftführung hin zur höheren potenziellen Kontamination erreicht, letzteres durch die Verwendung geeigneter Abluftfilter.



## Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Die Luftführung in der kontrollierten Zone ist auslegungsgemäss gerichtet zu Orten mit potenziell höherer Kontamination respektive Aktivitätskonzentration. Die Betriebserfahrung in der Beobachtungsperiode bestätigt diese Auslegung. In der kontrollierten Zone ist luftgetragene Radioaktivität stets nur im Zusammenhang mit Arbeiten und örtlich beschränkt aufgetreten. Eine erwähnenswerte Ausnahme stellt die Schiebeluft von Abwassersammelbehältern (z. B. des Chemielabors und der Aktivwäscherei) dar, welche in einigen Fällen in die Raumluft und von dort in die Abluftanlagen gelangt.

Folgende Lüftungssysteme werden radiologisch überwacht (Dosisleistung an den Filtern sowie Aerosolkonzentration in der Abluft):

- Abluftströme und Filtereinheiten der Lüftungsanlagen Reaktorgebäude,
- Aufbereitungsgebäude und die Lüftungsanlagen des Maschinenhauses,
- Maschinenhausanbau Süd.

Im Falle erhöhter Radioaktivität im Abluftstrom aus dem Reaktorgebäude wird auf Notabluftbetrieb umgestellt. Das Notabluftsystem wird nur nach den Filtern radiologisch überwacht. Während des Bewertungszeitraums gab es keinen Anforderungsfall.

Die Ablesungen der Abluftinstrumentierungen bestätigen für die Beobachtungsperiode, dass keine Veränderung der radiologischen Situation in der gesamten überwachten Lüftungsanlage stattgefunden hat.

Entsprechend den Vorschriften der Technischen Spezifikation werden sämtliche Abluftfilter mittels Differenzdruckmethode überwacht und die Filterintegrität mittels Partikelzählmethode überprüft.

Nebst den radiologisch überwachten Lüftungssystemen existiert noch die Lüftung der kontrollierten Zone des Betriebsgebäudes. Sie umfasst die Radiochemielabors, die Aktivwäscherei und Sozialräume mit je eigenen Abluftfiltern. Diese Abluftfilter werden radiologisch nicht überwacht und die Abluft wird auch nicht bilanziert. Sie unterstehen aber der regulären Überwachung (Differenzdruck und Partikelzählmethode).

Im Bewertungszeitraum wurden folgende Änderungen an den Lüftungsanlagen durchgeführt:

- Im Jahre 1991 wurden die Absolutfilter des Reaktorgebäudeabluftsystems durch hochfeste Filter vom Typ Luwa N S 30-H610 ersetzt. Dadurch konnte die Wahrscheinlichkeit eines Filterdurchbruches deutlich gesenkt werden.
- Die Lüftung des Maschinenhausanbaus Süd wurde 1996 in Betrieb genommen.

Die Absolutfilter der Lüftungen für das Reaktor- und Aufbereitungsgebäude, für den Maschinenhausanbau Süd und für das Betriebsgebäude wurden jeweils bei hohem Differenzdrucks ersetzt. Die dreimonatliche Integritätsprüfung sämtlicher Absolutfilter mittels Partikelzählmethode ergab keinen Hinweis auf einen Filterdurchbruch. Die Überwachung der Dosisleistung auf den Filterbänken des Systems zeigt keine Besonderheiten. Alarmschwellen wurden im Beobachtungszeitraum nicht überschritten. KKM will ab März 2002 eine Aufzeichnung der Dosisleistung an den Filterbänken des Systems vornehmen.

Die Standzeiten der Aktivkohlefilter bzw. Absolutfilter des Notabluftsystems betragen ca. 6 bzw. 5 Jahre. Periodische Funktionsprüfungen bestätigen die Einsatzbereitschaft des Notabluftsystems. Die Standzeiten der Aktivkohlefilter des Frischluftsystems der SUSAN-Lüftung betragen 6 Jahre.

Die vorhandene Instrumentierung kann die geforderten Luftaktivitätsmessungen bewältigen. Die hohe Betriebssicherheit wird durch sehr wenige Fehlermeldungen pro Jahr bestätigt.

Die bestehenden Lüftungsanlagen inklusive dem Notabluftsystem haben ihre gute Betriebsfähigkeit während der Beobachtungsperiode bestätigt. Die Vorgaben der Technischen Spezifikationen wurde immer eingehalten. KKM erwartet keine Änderung des Betriebsverhaltens der Lüftungssysteme. Für die Zukunft sind keine substantiellen Änderungen vorgesehen.

### HSK-Beurteilung

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die HSK Richtlinie R-07<sup>43</sup>, die IAEA TRS No 325<sup>48</sup> und die KTA 3601<sup>49</sup>.

Die systemtechnische Bewertung der Lüftungsanlagen erfolgt in Kap. 6.7.3 (Lüftungsanlagen) respektive 6.5.7 (Notabluftsystem), die Bewertung der Messtechnik erfolgt in Kap. 6.13.

Der Wechsel der Absolutfilter erfolgt bei allen Lüftungsanlagen entsprechend dem Stand der Technik mittels Wechselsackmethode. Die Überprüfung der Absolutfilter mittels Druckdifferenz- und Partikelzählmethode entspricht dem Stand der Technik.

Die Standzeiten der Aktivkohlefilter entsprechen den üblichen Werten in den schweizerischen KKW.

Die Erfassung des radiologischen Zustands der Abluftanlagen ist zweckmässig mit einer Ausnahme: Bei Betrieb des Notabluftsystems besteht keine direkte Möglichkeit, Informationen über die Aerosolkonzentrationen im Reaktorgebäude zu bekommen. *Aus diesem Grunde ist bis Ende 2004 das Notabluftsystem mit einer Aerosolmessstelle auszurüsten, die eine kontinuierliche Überwachung der radiologischen Situation im Reaktorgebäude auch beim Betrieb des Notabluftsystems ermöglicht. (Teil der PSÜ-Pendenz von Kap. 6.13)*

Die Schiebeluft aus Abwassersammelbehältern im Betriebsgebäude wird in die Raumluft eingekoppelt und gelangt so in die Abluft und auf die Filter des Lüftungssystems. Obschon diese Räume mit einer Raumluftüberwachung ausgerüstet sind, ist es, abgesehen von hygienischen Gründen, auch bei tiefen Aktivitätspotentialen und daher geringen radiologischen Gefährdungen nicht mehr Stand der Technik, so zu verfahren. *Deshalb ist bis Ende 2004 zu überprüfen (PSÜ-Pendenz),*

- a) *ob die Schiebeluft aus Behältnissen und Rohrleitungen, die in den kontrollierten Zonen installiert sind, über die Raumluft in die Lüftungssysteme gelangt und*
- b) *wie diese Schiebeluft mit angemessenen Mitteln direkt in die Abluftkanäle eingekoppelt werden kann.*

Gesamthaft gesehen kommt die HSK zum Schluss, dass die Lüftungssysteme ihre Aufgabe aus radiologischer Sicht erfüllen und weiterhin erfüllen werden. Mit den erwähnten Verbesserungen wird der Stand der Technik noch besser umgesetzt.

## 5.7 Radioaktive Emissionen und Umgebungsüberwachung

### 5.7.1 Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt

Die heute gültigen zulässigen Abgaben radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre und in die Aare sind für das KKM in der Auflage 4.3 der bundesrätlichen Verfügung vom 14. Dezember 1992 (Verlängerung der Betriebsbewilligung)<sup>50</sup> festgelegt. Im Jahre 1994 wurden die Zahlenwerte an die Strahlenschutzverordnung (StSV)<sup>37</sup> angepasst. Ein entsprechend revidiertes Abgabereglement<sup>51</sup> trat am 1. Januar 1996 in Kraft.

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

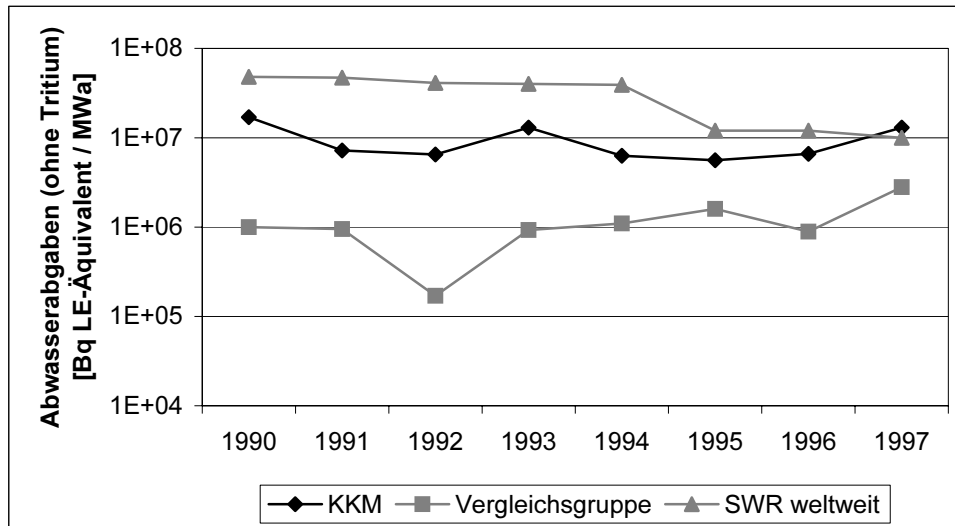
KKM zeigt, dass die radioaktiven Abgaben mit der Fortluft für die einzelnen Jahre des Bewertungszeitraumes bei maximal 0,11% und mit dem Abwasser bei maximal 2,3% der Abgabelimiten lagen. Auch wurden die Vorgaben für die maximale Konzentration im Abgabetank vor der Abgabe in die Aare stets eingehalten. Anhand der tatsächlich abgegebenen radioaktiven Stoffe berechnete das KKM gemäss der HSK-Richtlinie R-41<sup>7</sup> die Strahlenexposition für die meistbetroffene Person in der Umgebung und zeigte, dass die jährlichen Strahlenexpositionen deutlich unter dem quellenbezogenen Dosisrichtwert von 0,3 mSv pro Jahr liegen. Seit 1995 liegt die Dosis für die meistbetroffene Person unter 0,01 mSv pro Jahr, so dass der Betrieb des KKM gemäss den Art. 5 und 6 der Strahlenschutzverordnung (StSV)<sup>37</sup> in jedem Fall als gerechtfertigt und optimiert gilt und keine weiteren Anstrengungen zur Verminderung der radioaktiven Abgaben notwendig sind.

Zusätzlich zur obigen Bewertung vergleicht das KKM seine auf die erzeugte elektrische Energie normierten Abgabewerte von 1990 bis 1997 mit den Werten von vergleichbaren Siedewasserreaktoren (Vergleichsgruppe) sowie den gemittelten Abgabewerten aller Siedewasserreaktoren weltweit. Die Daten sind dem UNSCEAR 2000<sup>52</sup> Report entnommen. Die durchgeführten Untersuchungen zeigen, dass die normierten Fortluftabgaben des KKM bis auf die Edelgasabgaben des Jahres 1990 deutlich unter den Werten der Vergleichsgruppe und den Siedewasserreaktoren weltweit liegen. Die normierten Abwasserabgaben ohne Tritium des KKM sind in Abb. 5.7.1-1 dargestellt. Sie liegen von 1990 bis 1997 deutlich über den Werten der Vergleichsgruppe, im Vergleich zu den Siedewasserreaktoren weltweit hingegen, mit Ausnahme von 1997, tiefer als der weltweite Mittelwert. Die normierten Tritium-Abgaben mit dem Abwasser sind für alle Siedewasserreaktoren ungefähr gleich.

Auffällig ist, dass sich die normierten Abwasserabgaben ohne Tritium der Siedewasserreaktoren weltweit in den Jahren 1994 bis 1997 um einen Faktor 4 verkleinerten, während die Abgaben des KKM ungefähr konstant blieben. 1996 begann KKM mit der Aufarbeitung der Altharze mit der Verfestigungsanlage CVRS, was einen Anstieg der Abgaben an radioaktiven Stoffen mit dem Abwasser zur Folge hatte. KKM optimierte daraufhin die Behandlung der vom CVRS verursachten Abwässer soweit, dass die Abgaben im Jahr 2000 auf den Wert von 1995 gesenkt werden konnten. Zusammenfassend kommt das KKM zum Schluss, dass eine drastische Reduktion der Abgaben mit dem Abwasser nur durch eine Umstellung der Abwasserreinigung möglich ist. Es erachtet einen solchen drastischen Eingriff als nicht gerechtfertigt, da die Absolutwerte der effektiven Abgaben so minim sind, dass die daraus berechenbare zusätzliche Strahlenexposition im ungünstigsten Falle wenige Promille des quellenbezogenen Dosisrichtwerts betragen.

Im KKM ist eine interdisziplinäre Arbeitsgruppe eingesetzt, die laufend nach weiteren Verbesserungsmöglichkeiten zur Reduktion der Abgaben sucht.

Abb. 5.7.1-1: Normierte Abwasserabgaben (ohne Tritium) des KKM im Vergleich mit einer Gruppe ähnlicher Siedewasserreaktoren (Vergleichsgruppe) und den Siedewasserreaktoren weltweit



### HSK-Beurteilung

Die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt werden in Anwendung der Art. 79, 80 und 81 der StSV<sup>37</sup> und des Abgabereglements<sup>51</sup> vom Betreiber gemessen und dokumentiert und der HSK monatlich gemeldet.

Die Messungen und die Buchführung des KKM werden von der HSK stichprobenweise und zwar vierteljährlich durch eigene Messungen und durch periodische 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 Durchführung der Abgabebilanzierung und der Buchführung überzeugen.

Gestützt auf Art. 51 der Gewässerschutzverordnung<sup>53</sup> und auf die Verordnung des UVEK über die Genehmigung internationaler Beschlüsse und Empfehlungen<sup>54</sup> ist die HSK angehalten, die genehmigten Empfehlungen beim Vollzug der Umweltschutzvorschriften zu berücksichtigen. Eine genehmigte Empfehlung ist die PARCOM-Empfehlung 91/4<sup>55</sup> über radioaktive Ableitungen. Gemäss dieser Empfehlung ist die HSK verpflichtet, kraftwerksspezifisch periodisch über die radioaktiven Abgaben mit dem Abwasser, die verwendeten Reinigungsverfahren, die gemachten und geplanten Massnahmen zur Verringerung der radioaktiven Abgaben mit dem Abwasser usw. zu berichten. In den jährlich erscheinenden internationalen Berichten, wie z. B. UNSCEAR-Reporte, werden internationale Vergleiche durchgeführt und Akzeptanzschwellen definiert. Aufgrund dieses Sachverhaltes empfiehlt die HSK dem KKM mit der bereits bestehenden interdisziplinären Arbeitsgruppe Strategien zu erarbeiten und umzusetzen mit dem Ziel, langfristig Abgabewerte im Abwasserpfad zu erreichen, die mit vergleichbaren Siedewasserreaktoren kompatibel sind.

Zusammenfassend kommt die HSK zum Schluss, dass mit dem Unterschreiten des berechneten Dosiswertes von 0,01 mSv pro Jahr für die meistbetroffene Bevölkerungsgruppe der Betrieb des KKM gemäss den Art. 5 und 6 der Strahlenschutzverordnung (StSV)<sup>37</sup> als gerechtfertigt und optimiert gilt.

### 5.7.2 Umgebungsüberwachung

Die Überwachung der Direktstrahlung und der Radioaktivität in der Umgebung eines Kernkraftwerks ist, in Ergänzung zur Abgabelimitierung und Berechnung der Dosis aus den erfolgten Emissionen, eine weitere wichtige Kontrollmassnahme zum Schutz der Bevölkerung. Bei der Überwachung wird die Einhaltung folgender Grenzwerte überprüft:

- Immissionsgrenzwerte gemäss Art. 102 der StSV<sup>37</sup>,
- quellenbezogener Dosisrichtwert des KKM gemäss Art. 7 der StSV<sup>37</sup> sowohl bezüglich Direktstrahlung als auch als Folge der erfolgten Emissionen.

Die Immissionsmessungen des Betreibers und der Behörde erfolgen gemäss dem Umgebungsüberwachungsprogramm im bereits erwähnten Reglement<sup>51</sup>, welches auf Januar 1996 letztmals vollständig überarbeitet und an die StSV<sup>37</sup> angepasst wurde. Beteiligt sind das KKM, das Bundesamt für Gesundheit (BAG), das Institut Universitaire de Radiophysique Appliquée (IRA), das Kantonale Labor Bern, die Universität Bern, die Eidgenössische Anstalt für Wasserversorgung, Abwasserreinigung und Gewässerschutz (EAWAG) und die HSK. Darüber hinaus beinhaltet die Umgebungsüberwachung auch interdisziplinäre Forschungsprojekte.

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

KKM führt folgende Probenahmen und Messungen im Rahmen des oben erwähnten Überwachungsprogramms durch:

- Integrale Gamma-Ortsdosis am Zaun und auf dem Betriebsgelände (11 Messpunkte)
- Integrale Gamma-Ortsdosis in der Umgebung (22 Messpunkte)
- Vaseline-Staubfangplatten in der Umgebung (11 Standorte)
- kontinuierliche Dosisleistungsmessung „Uf em Horn“
- bis 1999 kontinuierliche Überwachung des Aarewassers beim Ein- und Auslauf des Hauptkühlwassers

Während des Bewertungszeitraums gab es folgende Änderung bei den durch das KKM betreuten Umgebungsüberwachungseinrichtungen: Seit 1999 berichtet das KKM nicht mehr über die Messergebnisse der kontinuierlichen Überwachung des Aarewassers beim Ein- und Auslauf des Hauptkühlwassers. Stattdessen wird seit diesem Zeitpunkt die mittlere spezifische Aktivität des Aarewassers mit einer viel empfindlicheren Messmethode durch die EAWAG bestimmt. Bei dieser Methode wird eine Monatsmischprobe des Aarewassers über Ausfällung aufkonzentriert und gammaspektrometrisch analysiert.

Das KKM bewertete die Verfügbarkeit der durch das KKM betreuten Umgebungsüberwachungseinrichtungen mit Ausnahme der kontinuierlichen Dosisleistungsmessung „Uf em Horn“ mit gut. Bei dieser Messeinrichtung kam es im Bewertungszeitraum zu sieben Ausfällen der Datenübertragung was im Vergleich zu einer für solche Messeinrichtungen typischen Ausfallrate von 0,05 pro Jahr und Gerät (Kap. 6.13) relativ viel ist.

## HSK-Beurteilung

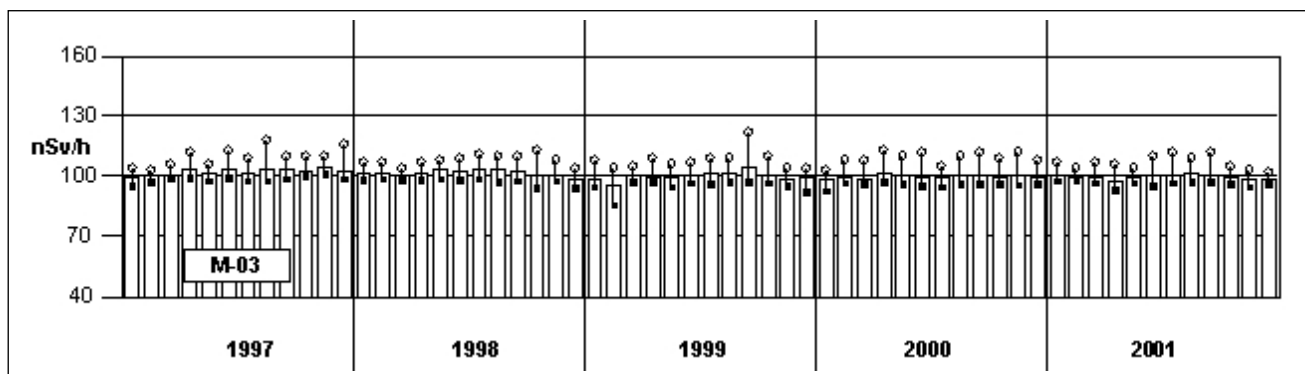
Im Jahre 1993 ergänzte die HSK die Umgebungsüberwachung mit dem Messnetz zur automatischen Erfassung der Dosisleistung in der Umgebung der Kernkraftwerke (MADUK) und dem System zur Übertragung der Anlageparameter aus den Kernkraftwerken (ANPA). Das System dient zur Beweissicherung, dem Erkennen von Betriebsstörungen, Zwischenfällen und Unfällen, der Bestimmung des betroffenen Gebiets bei einem Austritt von Radioaktivität und zur Beurteilung von möglichen Notfall-schutzmassnahmen.

Die HSK bewertet das Umgebungsüberwachungsprogramm, das in Absprache zwischen HSK und BAG/SUER festgelegt worden war, als geeignet, um den gesetzlichen Auftrag gemäss Art. 104 und 105 der StSV<sup>37</sup> zu erfüllen, da es hinsichtlich der Auswahl und der Festlegung der zu überwachenden Medien, der Probenahmeorte, der Messhäufigkeit, der Verfahren der Probenerhebung und Messungen sowie der zu erreichenden Messempfindlichkeiten folgende Aspekte berücksichtigt:

- Menge, Zusammensetzung, physikalische und chemische Form der aus dem KKM freigesetzten radioaktiven Stoffe
- Ausbreitung und Ablagerung radioaktiver Stoffe in der Umwelt sowie der Übergang in Pflanzen und Nahrung
- Besiedlungsstruktur und Ernährungsgewohnheiten der Bevölkerung

Mit der Veröffentlichung und Beurteilung der erhobenen Messwerte in den jährlich erscheinenden Berichten „Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz“<sup>56</sup> des BAG ist der gesetzliche Auftrag gemäss Art. 106 der StSV<sup>37</sup> erfüllt.

Abb. 5.7.2-1: Langzeitverlauf der Ortsdosisleistung der MADUK-Sonde M-03 im Messring Mühleberg



Zusammenfassend beweisen die Messergebnisse des Umgebungsüberwachungsprogramm, dass im Bewertungszeitraum die Immissionsgrenzwerte gemäss Art. 102 der StSV<sup>37</sup> und der quellenbezogene Dosisgrenzwert gemäss Art. 7 der StSV<sup>37</sup> durch KKM immer eingehalten wurden. Als Beispiel für eine solche Auswertung sind in der Abb. 5.7.2-1 die Monatsmittelwerte der MADUK-Sonde M-03, die neben dem Meteomast des KKM installiert ist, von 1997 bis 2001 dargestellt.

Die HSK beurteilt die Verfügbarkeit von Umgebungsüberwachungsdaten als sehr hoch. Zum Beispiel erreicht das MADUK-System im Jahre 2001 eine Systemverfügbarkeit von über 99%.

## 5.8 Konzept und Ergebnisse der Entsorgung

### 5.8.1 Konditionierung radioaktiver Abfälle

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Beim Betrieb des KKM fallen radioaktive Rohabfälle an, die gemäss Art. 88 und 89 der Strahlenschutzverordnung (StSV)<sup>37</sup> zur Beseitigung konditioniert werden müssen. Bei der Konditionierung sind die Abfälle in eine zwischen- und endlagerfähige Form zu bringen.

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Das KKM verweist bei der Beurteilung auf das Atomgesetz (AtG)<sup>35</sup>, die Atomverordnung (AtV)<sup>36</sup>, das Strahlenschutzgesetz (StSG)<sup>3</sup> und die Strahlenschutzverordnung (StSV)<sup>37</sup> sowie auf die HSK-Richtlinie R-14<sup>57</sup>.

#### Abfallströme und -mengen

Der jährliche Anfall an radioaktiven Abfällen, umgerechnet in verfestigtes, endlagerfähiges Abfallvolumen, beträgt seit 1999 rund 31 m<sup>3</sup>, was für einen Siedewasserreaktor einem niedrigen Wert entspricht. Diese Menge hat sich respektiv zu den früheren Jahren um ungefähr 10 m<sup>3</sup> verringert. Die Harze aus der Reinigung des Wasser-Dampf-Kreislaufes stellen mit 55% der gesamten Abfallmenge den grössten Abfallstrom dar. Die Mischabfälle (kontaminierte Komponenten und Kleidung, usw.) betragen 31% der gesamten Menge. Die restlichen Abfälle sind aktivierte Reaktorabfälle wie z. B. Brennelementkästen, Steuerstäbe usw. (6%) sowie Schlämme und Filterkerzen (8%). Die verschiedenen Abfallströme werden unter Berücksichtigung ihrer wesentlichen Eigenschaften einem entsprechenden Konditionierungsverfahren zugeführt.

Ende 2000 betrug der Bestand an konditionierten Abfällen 625,5 m<sup>3</sup> bzw. 2879 Abfallgebinde, welche eine Gesamtaktivität (Summe der <sup>60</sup>Co- und <sup>137</sup>Cs- Aktivitäten) von 1·10<sup>14</sup> Bq aufwiesen. 2537 Gebinde enthielten nicht endkonditionierte Abfälle mit einer Gesamtaktivität von 7·10<sup>13</sup> Bq. Das Nettovolumen dieser Rohabfälle betrug 410,8 m<sup>3</sup>.

Zur Minimierung des Abfallvolumens bemüht sich KKM, den Anfall an Rohabfällen zu reduzieren und volumeneinsparende Konditionierungsmethoden auszuwählen. So konnte in den letzten Jahren der Harzverbrauch massiv reduziert werden. Zudem werden verschiedene Abfälle so behandelt, dass sie verbrannt werden können. Die Dekontamination und das Begrenzen von Verpackungsmaterialien in die kontrollierte Zone sind weitere Massnahmen, welche zu einer Abfallreduktion führen. Zusätzlich führt KKM seit 2001 interne Schulungen durch, um die Mitarbeiter über die Aspekte der Abfallvermeidung zu sensibilisieren.

#### Konditionierung von Harzen und Schlämmen

Die Harze und Schlämme werden mit der Verfestigungsanlage CVRS (Cement Volume Reduction Solidification) behandelt, welche seit November 1995 im aktiven Betrieb ist. Die früher angefallenen Harze und Schlämme wurden in 200-l-Gebinde im eigenen Zwischenlager aufbewahrt, wobei die Wäschereischlämme ab Ende 1990 am PSI verbrannt wurden. Mit der Verfestigungsanlage CVRS werden die im laufenden Betrieb des KKM anfallenden Harz- und Schlammengen sowie nach und nach die im Zwischenlager aufbewahrten unkonditionierten Altharze verfestigt. Seit Inbetriebnahme dieser Anlage wurden 1825 Gebinde produziert. Mehr als 50% der Altharze wurde bis Ende 2000 verfestigt. Die Altharze aus den Betriebsjahren 1973-1984 wurden vollständig konditioniert.

Anfangs der 90er Jahre wurde bei den Fässern mit unkonditionierten Altharzen Korrosionsschäden festgestellt. KKM hat ein Verfahren etabliert, um diese Korrosionsschäden beurteilen zu können. Es konnte somit gezeigt werden, dass die Korrosionsschäden nicht mit dem Alter der Harze korrelieren, sondern eher mit dem Verhältnis Anionenharze zu Kationenharze. Die Harzfässer mit Harzen aus der Reaktorwasserreinigung, welche die höchsten Aktivitäten aufweisen, zeigen nämlich den geringsten Korrosionsbefall.

#### Behandlung von festen Abfällen aus kontrollierten Zonen

Der erste Schritt der Behandlung von festen Abfällen aus kontrollierten Zonen (Mischabfälle und Filterkerzen) besteht aus dem Aussortieren der nicht aktiven Abfälle zwecks konventioneller Entsorgung. Die radioaktiven Abfälle werden in die drei Fraktionen verbrennbare Abfälle, verpressbare Abfälle sowie nicht verbrennbare und nicht verpressbare Abfälle aufgeteilt. Die Dekontamination von Komponenten wird durchgeführt, wenn die angewendete Methode nicht zu Sekundärabfällen führt, welche problematisch hinsichtlich Konditionierung sind.

Zwischen 1991 und 2000 sind aus dem Aussortieren der Abfälle aus der kontrollierten Zone jährlich im Mittel etwa 5 t Materialien konventionell entsorgt worden. Der mittlere jährliche Anfall an verbrennbaren, verpressbaren, bzw. weder verbrennbaren noch verpressbaren radioaktiven Abfällen beträgt 9 t, 4 t, bzw. 2 t. Ferner werden jährlich zwischen 10 und 150 t Komponenten dekontaminiert und als inaktives Material beseitigt. Die Mengen können je nach den in einem Betriebsjahr durchgeführten Arbeiten stark schwanken.

Bis Ende 2000 wurden die verbrennbaren Abfälle mit Ausnahme von PVC, Gummi, Klebeband usw. in der Versuchsverbrennungsanlage des Paul Scherrer Instituts (PSI) verbrannt. Die dabei entstehenden Aschen sowie die für die Abgasreinigung eingesetzten Keramik-Filterkerzen werden im PSI in 200-l-Gebinde einzementiert und ins KKM zurücktransportiert.

Die verpressbaren Abfälle werden gesammelt und kampagnenweise verpresst. Die Kampagnen wurden für alle schweizerischen Kernkraftwerke im Kernkraftwerk Leibstadt (KKL) durchgeführt. Die verpressten Presstrommeln werden in 200-l-Gebinde einzementiert.

Die weder verbrennbaren noch verpressbaren Abfälle werden in 200-l-Gebinden einzementiert. Diese Konditionierung erfolgt im PSI. Abfälle, die zurzeit nicht konditioniert werden können, werden zur späteren Behandlung in der Verbrennungs- und Schmelzanlage der ZWILAG aufbewahrt.

#### Konditionierung von Reaktorabfällen

Die Handhabung der Reaktorabfälle kann nur hinter Blei- oder Stahl-Abschirmung sowie im Brennelementlagerbecken durchgeführt werden, da sie eine hohe Dosisleistung aufweisen. Drei Konditionierungskampagnen wurden bereits für die Brennelementkästen durchgeführt (1991, 1992 und 1998). Die Steuerstäbe und andere stark aktivierte Teile wurden noch nicht konditioniert. Für diese Abfälle sind Studien sowohl für eine KKM-interne als auch für eine Konditionierung ausserhalb des KKM durchgeführt worden. Prinzipiell können sie mit dem gleichen, bereits für die Brennelementkästen angewendeten Verfahren konditioniert werden.

#### Zeitliche Entwicklung der Individual- und Kollektivdosen

Bei der Auswahl geeigneter Konditionierungsverfahren wird im KKM eine Optimierung durchgeführt.

Die Verfestigungsanlage CVRS wird kontinuierlich betrieben, solange Altharze noch vorhanden sind (vermutlich bis Mitte 2003). Danach werden die regelmässig anfallenden Betriebsharze kampagnen-



weise konditioniert. Seit 1997 hat die Kollektivdosis kontinuierlich von 100 auf 22  $\mu\text{Sv}$  pro Gebinde abgenommen.

Für die während der Behandlung von Mischabfällen, insbesondere bei der Sortierung, akkumulierten Dosen werden keine Jobdosen erfasst. Jedoch kann aufgrund der akkumulierten Individualdosen der eingesetzten Mitarbeiter zwischen 1990 und 2000 eine jährliche Kollektivdosis von 15 bis 35 mSv pro Jahr abgeschätzt werden.

Aufgrund von Verbesserungen bei der Zerlegung der Brennelementkästen konnte die Kollektivdosis von 0,77 auf 0,21 mSv pro Kasten reduziert werden.

KKM kommt zum Schluss, dass aufgrund von Verbesserungen, Optimierungen und Nachrüstungen die Einzel- und Kollektivdosisbelastung im Zusammenhang mit der Behandlung radioaktiver Abfälle mit der Zeit abnehmen. Eine ähnliche Entwicklung kann für die Gesamtkollektivdosis des KKM beobachtet werden.

### Dokumentation und Qualitätssicherung

Die Konditionierungsmethode und die Eigenschaften der produzierten Abfallgebände werden gemäss der HSK-Richtlinie R-14<sup>57</sup> in Abfallgebändertypenspezifikationen beschrieben. Früher hergestellte Abfallgebände wurden nachdokumentiert. Alle nicht mehr produzierten Abfallgebändertypen sowie alle aktuellen Abfallgebändertypen verfügten Ende 2000 über eine entsprechende Spezifikation.

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

Die Qualität der Abfallprodukte wird mittels produktionsbegleitenden Prüfungen untersucht. Dabei wird sichergestellt, dass die Abfallgebände die Kriterien für eine sichere Endlagerung erfüllen. Ein Qualitätssicherungshandbuch für radioaktive Abfälle wurde 1994 eingeführt. Es wurde später als Prozess in das Qualitätsmanagementsystem implementiert.

### **HSK-Beurteilung**

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die gesetzlichen Vorgaben des Atomgesetzes (AtG)<sup>35</sup>, der Atomverordnung (AtV)<sup>36</sup>, des Strahlenschutzgesetzes (StSG)<sup>3</sup> und der Strahlenschutzverordnung (StSV)<sup>37</sup> sowie auf die HSK-Richtlinie R-14<sup>57</sup>.

In der HSK-Richtlinie R-14<sup>57</sup> sind präzise Kriterien für die Abfallgebände festgelegt. Die zu produzierenden Abfallgebände bedürfen einer Freigabe der HSK und sind in einer Spezifikation vollständig zu charakterisieren. Die Spezifikation muss auch das Konditionierungsverfahren beschreiben und die Qualitätssicherungsmassnahmen festhalten. Die Endlagerfähigkeit der Abfallgebände muss von der nationalen Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Nagra) geprüft und bescheinigt werden. Zusätzlich wird der Nachweis der Transport- und der Zwischenlagerfähigkeit der Abfallgebände verlangt. Bei der Wahl von Konditionierungsverfahren für die Produktion von Abfallgebänden sind Art. 6 der StSV<sup>37</sup> (Optimierung des Strahlenschutzes) sowie die Anforderungen der HSK-Richtlinie R-14<sup>57</sup> zu berücksichtigen.

Die Abfallbewirtschaftung des KKM hat einen guten Stand. Sämtliche Abfallströme werden einem Abfallgebindetyp zugewiesen. Für alle Abfallgebindetypen, die heute hergestellt werden, hat KKM Spezifikationen gemäss der HSK-Richtlinie R-14<sup>57</sup> erstellt, die von der HSK geprüft und freigegeben wurden. KKM hat auch die früher produzierten Abfallgebände den neuen Anforderungen entsprechend nachdokumentiert.

Die HSK stellt fest, dass die Anstrengungen von KKM zur Abfallminimierung erfolgreich sind. Die anfallende Harzmenge wurde in den letzten Jahren um etwa 45% gegenüber dem mittleren Verbrauch bis zum Jahr 1997 reduziert. Auch begrüsst die HSK die interne Schulung zur Sensibilisierung der Mitarbeiter zur Reduktion der Abfälle aus der kontrollierten Zone. Die getroffenen Massnahmen zur Reduzierung dieser Abfälle sind nach Ansicht der HSK zweckmässig.

Für alle Abfallgebände des KKM wird als Bindemittel Zement benützt. Dies entspricht der HSK-Richtlinie R-14<sup>57</sup>, die eine Minimierung des Einsatzes von organischen Bindemittel verlangt. Das Anstreben zur Mineralisierung organischer Abfälle wird im Rahmen der jetzigen Möglichkeiten erfüllt. Diese Aussage gilt insbesondere für Harze, bei denen eine Mineralisierung zum heutigen Zeitpunkt nicht Stand der Technik ist.

Mit der Verfestigungsanlage CVRS werden die Harze und Schlämme in zwischenlager- und endlagerfähigen Abfallgebänden konditioniert. Mehrere Anpassungen an der Rezeptur sowie an der Anlage waren nötig, um eine Qualität des Abfallprodukts zu erreichen, welche den Anforderungen der HSK-Richtlinie R-14<sup>57</sup> entspricht. Mehrere Gebinde, deren Abfallprodukte im Rahmen eines produktionsbegleitenden Charakterisierungsprogrammes untersucht wurden, weisen eine zu tiefe Wasserbeständigkeit auf. Dabei handelt es sich um Gebinde, die in den ersten Jahren des Betriebs der Verfestigungsanlage CVRS produziert wurden. Beim späteren Betrieb erfüllen die Abfallmatrizen der produzierten Gebinde sämtliche Anforderungen der HSK-Richtlinie R-14<sup>57</sup>, Anhang C. Die zu tiefe Wasserbeständigkeit gewisser Abfallgebände könnte ihre sichere Endlagerung in Frage stellen. Eine sichere Zwischenlagerung ist aber im trockenen KKM-Zwischenlager gewährleistet. Die HSK weist darauf hin, dass die Endlagerfähigkeit der betroffenen Gebinde vor deren Verbringung in ein Endlager neu zu beurteilen sein wird; eine Nachbehandlung könnte erforderlich sein.

Die jährliche Kollektivdosis für die Behandlung von Mischabfällen, insbesondere bei der Sortierung, lag in den letzten Jahren zwischen 10 und 20 mSv und wird im Wesentlichen von zwei Personen akkumuliert. Im Vergleich dazu werden in anderen schweizerischen Kernkraftwerken für die gesamte Abfallbehandlung wesentlich kleinere Kollektivdosen ausgewiesen. Nach Ansicht der HSK ist eine weitere Optimierung, insbesondere bei der Sortierung der Abfälle, im Sinne von Art. 6 StSV<sup>37</sup> möglich. *Aus diesem Grunde ist eine Abklärung der Möglichkeiten hinsichtlich einer Reduktion der bei der Sortierung der Mischabfälle akkumulierten Kollektivdosis durch eine Verringerung der auszusortierenden Abfälle und/oder durch die Realisierung von weiteren Strahlenschutzmassnahmen bei der Sortierung durchzuführen. Die Pendeuz ist auf Mitte 2004 terminiert, damit die ersten Betriebserfahrungen des Verbrennungsofens in dieser Abklärung mit berücksichtigt werden können. (PSÜ-Pendeuz)*

## 5.8.2 Zwischenlagerung

### Sicherheitstechnische Aufgaben

Nach ihrer Produktion können Abfallgebände nicht im Sinne des Art. 88 StSV definitiv beseitigt werden, da zurzeit kein Endlager zur Verfügung steht. Bis zu einer späteren Endlagerung werden die Abfallgebände in einem Zwischenlager aufbewahrt, welches nach Art. 90 StSV zwei Aufgaben erfüllen muss: der Schutz von Mensch und Umwelt vor Emissionen aus den Abfallgebänden und der Schutz

der Abfallgebinde gegen äussere Einwirkungen müssen gewährleistet sein. Diese Bedingungen gelten als erfüllt, sofern die in der HSK-Richtlinie R-14<sup>57</sup> definierten Schutzziele eingehalten werden.

### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Für die Zwischenlagerung konditionierter Abfälle und die Aufbewahrung unkonditionierter Abfälle stehen im KKM drei Lager zur Verfügung: das Zwischenlager, das Lager für verfestigte Abfälle mit geringer spezifischer Aktivität (LLS-Lager) sowie das Lager im Kaminfuss. Kurzfristig können auch Abfälle im Anbau Süd des Maschinenhauses aufbewahrt werden.

Im Zwischenlager werden prinzipiell endkonditionierte Abfallgebinde zwischengelagert. Es werden aber auch unkonditionierte Abfälle aufbewahrt: Altharze und -Schlämme bis zur Behandlung in der CVRS-Anlage sowie Presstrommel bis zu einer späteren Hochdruckverpressungskampagne. Zwischen 1982 und 1986 wurde das Zwischenlager erweitert, so dass es eine maximale Kapazität für 7804 Gebinde in 17 Lagerkammern hat. Bewilligt sind 6280 Stellplätze für Gebinde sowie eine Lagerkammer für Grosskomponenten. KKM hat Prognosen für den zukünftigen Lagerbedarf erarbeitet: Falls die zukünftig im Zentralen Zwischenlager der ZWILAG bearbeiteten Abfälle dort zwischengelagert werden, und falls der jährliche Anfall an konditionierten Abfällen 144 Gebinde beträgt (das entspricht dem Anfall der Jahren 1999 und 2000), wird die bewilligte Lagerkapazität im Jahr 2016 erreicht.

Im LLS-Lager werden Abfälle zwischengelagert, welche zwecks Meeresversenkung produziert wurden. Wegen dem seit 1983 gültigen Verbot dieser Entsorgungsmethode sind einige Gebinde in Betoncontainern übrig geblieben. Das LLS-Lager kann zudem als temporäre Lagerstelle für abzutransportierende und zurückgenommene Abfälle dienen.

Im Kaminfuss werden nicht konditionierte Abfälle vorübergehend aufbewahrt, welche zur späteren Verarbeitung zum PSI transportiert werden (brennbare und verpressbare Abfälle).

### **HSK-Beurteilung**

Das werkseigene Zwischenlager wird in absehbarer Zeit gefüllt sein. Unter Berücksichtigung des Lagers für schwachaktive Abfälle, das zur Zeit im Zentralen Zwischenlager der ZWILAG gebaut wird, ist aber eine genügende Zwischenlagerkapazität für die aus der ganzen KKM-Betriebszeit produzierten Abfallgebinde gesichert.

Die Aufbewahrung nicht endkonditionierter Abfälle im Kaminfuss entspricht dem ALARA-Prinzip. Diese Abfälle müssen ohnehin zu einer weiteren Behandlung abtransportiert werden; eine Aufbewahrung im Zwischenlager wäre wegen den anspruchsvollen Einlagerungsprozeduren nicht sinnvoll. Diese Aufbewahrung im Kaminfuss sowie die Aufbewahrung von anderen Rohabfällen im Zwischenlager wurden von der HSK geprüft und freigegeben.

Die Erweiterung des Zwischenlagers wurde von der HSK 1982 unter Betrachtung einer früheren Version der HSK-Richtlinie R-14<sup>57</sup> begutachtet<sup>58</sup>. Anlässlich dieser Erweiterung wurde der Nachweis der Erdbebensicherheit des Gebäudes durch die HSK positiv beurteilt. Zusätzlich sind im Zwischenlager die konditionierten Gebinde in viereckigen bzw. sechseckigen Strukturen zwischengelagert, welche die Gebinde bei einem Erdbeben vor dem Kippen schützen. Die pressbaren Abfälle, die vor ihrer Behandlung in einer Kammer des Zwischenlagers aufbewahrt werden, sind in erdbebensicheren Metallgestellen gestapelt. Noch ausstehend ist hingegen der Nachweis, dass die Schutzziele der HSK-Richtlinie R-14 bei Störfällen mit einer Häufigkeit kleiner als  $10^{-4}$  pro Jahr eingehalten werden. *Es ist deshalb eine Sicherheitsanalyse zu erstellen, in der nachgewiesen wird, dass das Schutzziel 2*

gemäss der HSK-Richtlinie R-14<sup>57</sup> eingehalten ist. Dabei sind die Individualdosen für Personen der Bevölkerung bei einem Flugzeugabsturz mit Folgebrand zu ermitteln. Da die Altharze voraussichtlich bis Mitte 2003 endkonditioniert werden, brauchen sie für die Dosisberechnung nicht berücksichtigt zu werden. Die Sicherheitsanalyse ist der HSK bis Ende Juni 2003 zuzustellen. (PSÜ-Pendenz)

### 5.8.3 Brennelemententsorgung

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Beim Betrieb des KKM fallen abgebrannte Brennelemente an, die, obwohl sie noch spaltbares Material enthalten, technisch nicht mehr nutzbar sind. Die aus dem Kern entladenen abgebrannten Brennelemente werden vorerst einige Jahre im werkseigenen Brennelementlagerbecken aufbewahrt. Zur Entsorgung stehen zwei Wege zur Verfügung: Entweder Wiederaufarbeitung, mit anschliessender Rezyklierung von Uran und Plutonium in so genannten WAU- und MOX-Brennelementen und geologische Tiefenlagerung der bei der Wiederaufarbeitung entstehenden Abfälle, oder direkte Tiefenlagerung der abgebrannten Brennelemente nach einer Zwischenlagerungsphase zur Abkühlung.

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Die aus dem Betrieb des KKM anfallenden abgebrannten Brennelemente enthalten ca. 95% <sup>238</sup>U, 1% <sup>235</sup>U, 1% spaltbares Pu sowie 3% Spaltprodukte. Zur Rezyklierung der Brennstoffe Uran und Plutonium wurden die Brennelemente bisher zu den Wiederaufarbeitungsanlagen der COGEMA (Frankreich) und der BNFL (Grossbritannien) geschickt. Im Bewertungszeitraum erfolgten 20 Transporte zu COGEMA sowie 15 Transporte zu BNFL.

Gemäss den abgeschlossenen Verträgen müssen die bei der Wiederaufarbeitung entstehenden radioaktiven Abfälle zur Beseitigung in die Schweiz zurückgenommen werden. Das totale Volumen der dabei anfallenden Abfälle beträgt ca. 0,8 m<sup>3</sup> je Tonne bestrahltem Brennstoff. KKM schätzt die aufgrund der abgeschlossenen Verträge zu erwartende gesamte Abfallmenge auf ca. 182 m<sup>3</sup>. Der Zeitpunkt für die Rücktransporte von Wiederaufarbeitungsabfällen des KKM steht noch nicht fest.

KKM kommt zum Schluss, dass die Wiederaufarbeitung mit der Rezyklierung der wieder verwendbaren Brennstoffe ökologisch sinnvoll ist, um Ressourcen zu schonen und Energie zu sparen. Allerdings ist der Einsatz des wieder verwendbaren Brennstoffs heute wirtschaftlich nicht attraktiv, da die Preise für frisches Uran (inkl. Anreicherung) gefallen, während die Kosten für die Wiederaufarbeitung und die Herstellung von Mischoxidelementen gestiegen sind. In den nächsten Jahren will KKM deshalb die abgebrannten Brennelemente nicht weiter zur Wiederaufarbeitung schicken, sondern im Zentralen Zwischenlager (ZZL) der ZWILAG langfristig zwischenlagern. KKM rechnet damit, dass die abgebrannten Brennelemente ab 2002 in kleinen Transportbehältern vom Typ TN 9/4 (je 7 Brennelemente) zum ZZL transportiert und für die anschliessende Zwischenlagerung in grössere Lagerbehälter des Typs TN24BH (je 69 Brennelemente) umgeladen werden.

Die Zwischenlagerung wird zu gegebener Zeit eine Neubewertung erlauben. Die abgebrannten Brennelemente sollen dann entweder doch der Wiederaufarbeitung zugeführt oder direkt endgelagert werden.

#### HSK-Beurteilung

Die heute geltende Gesetzgebung enthält hinsichtlich der Entsorgung der abgebrannten Brennelemente keine Bestimmungen. Die vom KKM bereits durchgeführten bzw. vorgesehenen Schritte sind jedoch zweckmässig. Bis Ende 2001 wurden alle vertraglich vorgesehenen Brennelemente zur Wie-

deraufarbeitung geliefert. KKM verfügt beim ZZL über die notwendige Kapazität zur Zwischenlagerung der Abfälle aus der Wiederaufarbeitung und der abgebrannten Brennelemente, die bei einer 40-jährigen Betriebszeit noch anfallen werden. Es bestehen auch Reserven für einen längeren Betrieb des KKM. Die für die Zwischenlagerung erforderlichen Transport- und Lagerbehälter wurden von KKM bestellt. Für die Vorbereitung der endgültigen Beseitigung der Wiederaufarbeitungsabfälle bzw. der abgebrannten Brennelemente ist die nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Nagra) zuständig.

#### **5.8.4 Transporte**

##### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Für den Betrieb des KKM und die Entsorgung der aus dem Betrieb anfallenden Abfälle sind Transporte von radioaktiven Stoffen erforderlich. Bei der Beförderung von radioaktiven Stoffen sind die schweizerischen Gesetze (AtG<sup>35</sup>, StSG<sup>3</sup>) und Verordnungen (AtV<sup>36</sup>, StSV<sup>37</sup>, SDR<sup>59</sup>, RSD<sup>60</sup>), die europäischen und internationalen Übereinkommen (ADR/RID)<sup>61</sup> sowie die Empfehlungen der Internationalen Atomenergiebehörde (IAEA SS-6)<sup>62</sup> einzuhalten. Werden diese Bestimmungen eingehalten, so ist der Schutz der an den Transporten Beteiligten, der allgemeinen Bevölkerung und der Umwelt gewährleistet.

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Das KKM hat 1994, in Erfüllung einer Forderung der Strahlenschutzverordnung<sup>37</sup>, ein Qualitätssicherungsprogramm für den Transport radioaktiver Stoffe etabliert, welches 1998 als eigener Prozess in das Qualitätsmanagementsystem des KKM integriert wurde. Der Prozess Transporte umfasst die Massnahmen, welche vom KKM getroffen werden, damit sowohl der Antransport als auch der Abtransport von radioaktiven Stoffen auf öffentlichen Verkehrswegen entsprechend den geltenden rechtlichen Vorgaben sicher, zuverlässig, umweltschonend und wirtschaftlich durchgeführt werden.

Im Zusammenhang mit dem Betrieb des KKM sind sowohl Transporte zur Anlieferung von neuen Brennelementen als auch von abgebrannten Brennelementen notwendig. Im Zusammenhang mit der Beschaffung von neuen Brennelementen wurden im Bewertungszeitraum insgesamt 25 Transporte durchgeführt. In dieser Zeitspanne erfolgten auch 35 Transporte von abgebrannten Brennelementen zur Wiederaufarbeitung. Bei den Transporten abgebrannter Brennelemente sistierte das Bundesamt für Energie im Mai 1998 aufgrund international festgestellter Überschreitungen der Kontaminationsgrenzwerte sämtliche Bewilligungen für Brennelementabtransporte aus der Schweiz. Diese Sistierung wurde erst nach eingehender Analyse der Sachlage im Sommer 1999 aufgehoben, nachdem die in der „Stellungnahme zu den Kontaminationen beim Transport abgebrannter Brennelemente“ geforderten Massnahmen der HSK<sup>63</sup> erfolgreich umgesetzt wurden.

Bei den Transporten abgebrannter Brennelemente vom KKM wurden bei sieben der 35 Transporte Überschreitungen der gefahrgutrechtlichen Kontaminationsgrenzwerte festgestellt. Betroffen waren dabei sechs Anlieferungen von leeren Behältern sowie der Transport eines beladenen Behälters. Die höchste dabei gemessene Kontamination betrug 40 Bq/cm<sup>2</sup>.

Daneben werden auch Transporte im Zusammenhang mit der Entsorgung der im KKM entstandenen radioaktiven Abfälle durchgeführt. Dies betrifft:

- Transporte von Abfällen zu einem externen Konditionierungsort sowie Rücknahme der verarbeiteten Produkte. Dabei werden feste Mischabfälle an externen Konditionierungsorten hochdruckverpresst (KKL) oder verbrannt (PSI) und die entstehenden Abfallgebinde anschliessend wieder zurückgenommen. Im Bewertungszeitraum wurden 108 solcher Transporte durchgeführt.
- Sonstige Transporte im Zusammenhang mit der Behandlung von radioaktiven Abfällen. Hierunter fallen Transporte von Materialproben zu externen Labors, wobei je nach Materialmenge die Rückstände auch wieder zurückzunehmen sind. Seit 1999 wird auch die Anlieferung von leeren Transportfässern für verbrennbare Abfälle erfasst. Im Bewertungszeitraum erfolgten 19 Transporte von Materialproben sowie 12 Transporte von leeren Transportfässern.
- Übrige Transporte der Klasse 7. In diese Kategorie fallen Transporte von Spezialwerkzeug für Revisionsarbeiten und aktivierte Materialproben sowie eine Vielzahl von unterschiedlichen, nicht näher bezeichneten Transporten, von denen die überwiegende Zahl in freigestellten Versandstücken (Blatt 1 bis 4 der IAEA SS-6<sup>62</sup>) erfolgte. Im Bewertungszeitraum fanden insgesamt 193 An- und 46 Abtransporte statt.

Bei der Vielzahl der im Bewertungszeitraum durchgeführten Transporte radioaktiver Abfälle sowie der übrigen Transporte der Klasse 7 kam es nur in wenigen Fällen zu Abweichungen. Mit einer Ausnahme handelte es sich dabei um Abweichungen formaler Natur (z. B. mangelhafte Eintragungen in den Beförderungspapieren). 1992 kam es beim Abtransport der Abschirmglocke ins KKM zur Kontamination des Anhängers.

KKM kommt zum Schluss, dass sich das Verfahren zur Abwicklung von Transporten radioaktiver Stoffe bewährt hat und von den Mitarbeitern akzeptiert wird. Im Zusammenhang mit den aufgetretenen Überschreitungen der Kontaminationsgrenzwerte bei den Transporten abgebrannter Brennelemente stellt KKM fest, dass verglichen mit der international aufgetretenen Problematik, die Transporte des KKM mit weniger schwerwiegenden Mängeln abgewickelt wurden. KKM führt dies neben der sorgfältigen Arbeit der mit den Transporten betrauten Mitarbeitern auch auf das Qualitätssicherungsprogramm zurück, welches mit eindeutigen Vorgaben und der Festlegung der Verantwortlichkeiten die notwendigen Voraussetzungen dafür bietet.

### **HSK-Beurteilung**

Das Qualitätssicherungsprogramm des KKM für Transporte radioaktiver Stoffe wurde in den Jahren 1995 und 2000 von der HSK aufgrund von Audits, die durch den SVTI unterstützt wurden, anerkannt. Die Basis für solche Audits bildet die Norm ISO 9001<sup>24</sup>. Das QS-Handbuch Transport erfasst und regelt sämtliche Transporte radioaktiver Stoffe und beschreibt die entsprechenden Tätigkeiten und Abläufe.

Operativ werden die Transporte durch einen Transportbeauftragten abgewickelt und durch Q-Pläne gelenkt. KKM hat in den letzten Jahren viele verschiedene Transporte erfolgreich durchgeführt, wobei es nur in wenigen Fällen zu Abweichungen und/oder Beanstandungen kam.

Seit Herbst 2000 hat KKM insgesamt zwei Transporte abgebrannter Brennelemente zu COGEMA sowie neun zu BNFL durchgeführt. Bei keinem dieser Transporte kam es zu Überschreitungen der Kontaminationsgrenzwerte des ADR<sup>61</sup>. Die anlässlich von Inspektionen durch die HSK festgestellten Abweichungen hatten keine sicherheitstechnische bzw. strahlenschutztechnische Relevanz.

Zusammenfassend kommt die HSK zum Schluss, dass KKM die Transporte radioaktiver Stoffe mit der erforderlichen Sorgfalt durchführt und die nationalen und internationalen Vorschriften einhält.

## **6 Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude, Systeme und Komponenten**

Im vorliegenden Kapitel werden die im PSÜ-Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen bei der Auslegung und Ausführung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlageteile (Gebäude, Systeme und Komponenten) behandelt und die Betriebserfahrungen mit diesen Anlageteilen bewertet.

KKM hat für verschiedene Sicherheits-, Versorgungs- und Hilfssysteme Systembeschreibungen eingereicht und bei der Beurteilung dieser Systeme auf Anlageunterlagen, auf HSK-Richtlinien<sup>4,5,15</sup>, auf einen IAEA-Bericht über Alterungsmanagement<sup>64</sup> und auf die SVTI-Festlegung über Wiederholungsprüfungen<sup>32</sup> hingewiesen. In den Systembeschreibungen hat KKM für den Bewertungszeitraum auch die Störungsbehebungen, die Reparaturen und den Ersatz von Komponenten in den Fachbereichen Maschinentechnik, Starkstrom- und Steuerungstechnik sowie Mess- und Regeltechnik angegeben. Dabei wurden die durchgeführten Massnahmen nach einer allfälligen Einschränkung in der Systemverfügbarkeit sowie nach geplanter bzw. durch Komponentenausfall bedingter Instandhaltung klassiert. Ausserdem hat KKM die durchgeführten Funktions- und Wiederholungsprüfungen zusammengestellt und bewertet sowie den Stand des Alterungsüberwachungsprogramms beschrieben.

Für Betriebs- und Regelsysteme und für nichtklassierte Teile von Systemen, für die keine Systembeschreibung erstellt wurde, sowie für die Gebäude hat KKM Berichte zur Betriebserfahrung vorgelegt. Basierend auf den Aufzeichnungen in Monats- und Jahresberichten wurden darin die wichtigen im Bewertungszeitraum aufgetretenen Ereignisse und festgestellten Befunde zusammengefasst und die Beurteilung auf die wesentlichen Aussagen konzentriert.

### **6.1 Konzept der Erdbebenauslegung der Gesamtanlage**

#### **Anforderung an die Erdbebenauslegung**

Bei einem Erdbeben können alle Gebäude und Ausrüstungen eines Kernkraftwerks betroffen sein. Das übergeordnete Ziel der Erdbebenauslegung der Gesamtanlage ist, die Strahlendosis in der Umgebung beim Sicherheitserdbeben (SSE) auf den für Störfälle der Ereigniskategorie 3 gemäss HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup> festgelegten Wert zu begrenzen. Zudem soll die Strahlendosis nach einem SSE so klein wie möglich gehalten werden (Art. 9 des StSG<sup>3</sup>). Primär soll die Anlage bei einem SSE sicher abgeschaltet und die Nachwärme zuverlässig abgeführt werden können, ohne dass es zu Kernschäden kommt.

In den USA wird die Lastkombination „SSE + LOCA“ betrachtet.<sup>65</sup> Dabei werden die Beanspruchungen durch SSE oder LOCA separat ermittelt und arithmetisch addiert. Das Einhalten der für diese Lastkombination festgelegten Spannungskriterien bedeutet aber nicht, dass ein SSE und ein LOCA gleichzeitig auftreten können oder müssen, sondern zeigt, dass Festigkeitsreserven vorhanden sind. Wie im KKM ist auch in den USA das Reaktorkühlsystem auf SSE ausgelegt. Deshalb ist auch dort nicht zu erwarten, dass ein SSE und ein LOCA gleichzeitig auftreten. In der Schweiz wird die Ereigniskombination „SSE + LOCA“ als Auslegungsstörfall nicht verlangt.

## **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

KKM hat in den eingereichten PSÜ-Dokumenten die Erdbebenqualifikation der Gebäude und Ausrüstungen mit Stand vom Jahre 2000 dargelegt. Das Reaktorgebäude, das Reaktorkühlsystem und der Abluftkamin (damit können einsturzbewingte Sekundärschäden an Nachbargebäuden bei einem SSE ausgeschlossen werden) sowie das nachgerüstete SUSAN-Gebäude mit seinen Systemen wurden auf das Sicherheitserdbeben (SSE) ausgelegt. Im Rahmen der seismischen Requalifikation von mechanischen Ausrüstungen im Reaktorgebäude, welche die Funktion bzw. die Wirksamkeit des SUSAN beeinträchtigen könnten, wurden im Berichtszeitraum Halterungen und Abstützungen ertüchtigt und die entsprechenden Festigkeitsnachweise erstellt. Durch Neuberechnung (Requalifikation) entsprechend dem jeweils aktuellen Stand der Technik wurde in den 80er und 90er Jahren gezeigt, dass die erwähnten Anlagenteile und das Primärcontainment (Drywell und Torus) dem Sicherheitserdbeben standhalten.

KKM kommt zum Schluss, dass beim SSE die sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude die an sie gestellten Anforderungen erfüllen, die sicherheitstechnisch wichtigen Systeme für ein SSE qualifiziert sind und die nicht für SSE qualifizierten Systeme die bei einem SSE benötigten Sicherheitssysteme in ihrer auslegungsgemässen Funktion nicht behindern.

## **HSK-Beurteilung**

Im Bewertungszeitraum mussten an Gebäuden sowie am Primärcontainment und am Reaktorkühlsystem ausser an Halterungen und Abstützungen keine aufgrund der Erdbebenrequalifikation bedingten Verstärkungen vorgenommen werden. Der Grund liegt darin, dass die ursprüngliche Auslegung der Gebäude und Ausrüstungen für das SSE konservativ ausgeführt wurde und die Erdbebenbeanspruchung der druckführenden Systeme nicht auslegungsbestimmend ist.

Die SUSAN-Systeme sind geeignet, um bei einem Erdbeben der Stärke eines SSE die Reaktorabschaltung, Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr zu übernehmen. Da das Reaktorkühlsystem für das SSE requalifiziert wurde, ist bei diesem Störfall nicht mit einem gleichzeitigen Kühlmittelverluststörfall (LOCA) zu rechnen. Deshalb werden während eines SSE keine radioaktiven Stoffe ins Primärcontainment freigesetzt und die Funktion des Primär- und des Sekundärcontainments (einschliesslich des Notabluftsystems SGTS) ist zur Störfallbeherrschung nicht erforderlich. Hingegen ist bei einem SSE mit einer Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Maschinenhaus zu rechnen. Einzelne Systeme erfüllen zwar gemäss ihrer mechanischen Auslegung die Anforderungen der Erdbebenklasse EK I. Trotzdem ist ihre Funktion während eines SSE nicht sicher gewährleistet, falls entweder die Gebäude, in denen die Systeme aufgestellt sind, oder ihre Notstromquelle einem SSE nicht standhalten. Die Sicherheitssysteme, deren auslegungsgemässe Funktion während und nach einem SSE erwartet werden kann, sind in Tab. 3.3-1 angegeben.

Zusammenfassend kann festgehalten werden, dass das Konzept der Erdbebenauslegung die KKM-spezifischen SSE-Vorgaben der HSK erfüllt.



## 6.2 Bautechnik

### 6.2.1 Klassierung der Gebäude

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Durch die Klassierung werden die Gebäude entsprechend ihrer Bedeutung für die nukleare Sicherheit eingestuft. Das für die bauliche Auslegung massgebende Ereignis ist das Erdbeben. Die massgebenden Gebäude sind in die Erdbebenklassen (EK) I und II eingeteilt.

Tab. 6.2.1-1: Klassierung der Gebäude

Gebäude	Erdbebenklasse <sup>1)</sup>
1. Reaktorgebäude mit Einbauten	I
2. Drywell mit Einbauten und Torus	I
3. SUSAN-Gebäude	I
4. Abluftkamin	I
5. Zwischenlager für radioaktive Abfälle	I
6. Betriebsgebäude	II*
7. Aufbereitungsgebäude	II
8. a) Maschinenhaus einschliesslich Turbinenfundamente	II*
b) Turbinentische	II*
9. Maschinenhausstahlbau	II*
10. Notstromdieselraum	II*
11. Verbindungsbrücke vom Betriebs- zum Reaktorgebäude	II*
12. Fundament des Kaltkondensatbehälters	II
13. Pumpenhaus	II
14. SUSAN-Kühlwasser-Vorlauf und -Rücklauf	I
15. Maschinenhaus Anbau Süd	I <sup>2)</sup>
Erläuterungen:	
1)	II*: Gebäude, die mehr als einem OBE aber weniger als einem SSE standhalten
2)	Einteilung in Erdbebenklasse I wegen möglicher Gefährdung des Maschinenhauses

KKM hat die heute gültige Klassierung der Gebäude sowohl im Sicherheitsbericht<sup>11</sup> als auch in einem PSÜ-Bericht zusammengestellt (Tabelle 6.2.1-1). Gegenüber dem Beurteilungsstand 1991 sind folgende Änderungen bzw. Erweiterungen zu erwähnen:

- Das Aufbereitungsgebäude ist nicht mehr in EK I sondern in EK II eingeteilt.
- Der Maschinenhaus Anbau Süd erscheint neu auf der Liste. Aufgrund seiner eigenen Bedeutung würde die Auslegung auf Betriebserdbeben genügen. Weil sein Versagen das Maschinenhaus gefährden könnte, ist er dennoch in die EK I eingeteilt.

### **HSK-Beurteilung**

Das Aufbereitungsgebäude war vor dem Betrachtungszeitraum wegen der Auslegung des Notabluftsystems (Sicherheitsklasse 3, Erdbebenklasse I) in die Erdbebenklasse I (SSE-Auslegung) eingeteilt. Die Rückklassierung des Aufbereitungsgebäudes in die Erdbebenklasse II (OBE-Auslegung) ist eine Folge der seismischen Nachrechnung. Diese konnte den Tragwiderstand für OBE nachweisen, für SSE aber nicht.

Die HSK hat der Rückklassierung zugestimmt und bestätigt, dass das Aufbereitungsgebäude nicht der EK I zugeordnet werden muss. Sie stellt fest, dass das Notabluftsystem nicht für Notstandsmassnahmen als Folge eines Erdbebens benötigt wird und dass ein Kühlmittelverluststörfall, der den Einsatz des Systems erfordert, nicht als Folge eines Erdbebens postuliert wird. Somit ist es bezüglich des Notabluftsystems nicht erforderlich, das Aufbereitungsgebäude der EK I zuzuordnen. Die ursprünglichen Anforderungen an das Notabluftsystem sind als Folge des Notstandssystem SUSAN effektiv geringer, ohne dass dies formal zu einer Rückklassierung des Systems führte.

Zusammenfassend stimmt die HSK der Klassierung der Gebäude zu.

### **6.2.2 Normen und Lastfälle**

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Als Grundlage für die Auslegung der Bauwerke dienten mehrheitlich die zum jeweiligen Zeitpunkt gültigen Normen des Schweizerischen Ingenieur- und Architekten-Vereins SIA. Für die ursprüngliche Auslegung waren dies insbesondere die Norm SIA 160 „Norm für die Belastungsannahmen, die Inbetriebnahme und die Überwachung der Bauten“ (Ausgabe 1956)<sup>66</sup> und die Norm SIA 162 „Norm für die Berechnung, Konstruktion und Ausführung von Bauwerken aus Beton, Stahlbeton und Spannbeton (Entwürfe der Ausgabe 1968)<sup>67</sup>. Diese Normen basieren auf einem Bemessungskonzept mit elastischen Schnittkraftermittlungen und mit Nachweisen von zulässigen Materialspannungen.

Gemäss dem damaligen Sicherheitskonzept wurden die Lasten in Hauptlasten, Zusatzlasten und Sonderlasten eingeteilt und mit entsprechend abgestuften zulässigen Spannungen bemessen. Als Hauptlasten (H) gelten Eigenlasten, ständige Lasten, Nutzlasten, Schneelasten, Erddruck, und Wasserdrücke infolge Grundwasser oder Wasserfüllungen. Zusatzlasten (Z) sind Windlasten, Brems- und Anfahrkräfte sowie Zwängungskräfte infolge von Temperatureinwirkungen in Betriebszuständen. Als Sonderlasten (S) wurden Wasserdrücke infolge Arealüberflutung, Innendruck, Rohrleitungskräfte und Temperatureinwirkungen bei Anlagestörfällen sowie Erdbebenkräfte bezeichnet. Die zu berücksichtigenden Lastkombinationen wurden gebäudespezifisch festgelegt.

Für die heutigen Auslegungsgrundlagen sind die aktuellen Ausgaben der SIA-Normen massgebend. Mit der Normengeneration aus dem Jahre 1989 wurde ein neues Bemessungskonzept wirksam. Anstelle der Bemessung mit zulässigen Materialspannungen werden Tragsicherheitsnachweise geführt,

welche auf der Einwirkungsseite Lastfaktoren und auf der Widerstandsseite Widerstandsbeiwerte im Sinne von Teilsicherheitsfaktoren vorgeben. Diese Normen wurden im KKM für die Auslegung des Anbaus Maschinenhaus Süd sowie für nachträgliche Tragsicherheitsnachweise an bestehenden Tragwerken verwendet.

Gegenüber der ursprünglichen Überflutungskote wurden sowohl für das erweiterte Zwischenlager für radioaktive Abfälle als auch für das SUSAN-Gebäude die Höhe des Wasserspiegels bei Arealüberflutung reduziert. Die heute gültigen Abflussberechnungen haben ergeben, dass der Wasserspiegel im KKM beim gleichzeitigen Bruch der Saane-Talsperren Schiffenen und Rossens nicht höher als 6 m über Kraftwerksareal bzw. 472.00 m ü. M. steigt.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK ist mit den vom KKM zusammengestellten Normen und Lastfälle einverstanden.

Ein exakter Vergleich der verschiedenen für das KKM wirksamen Normengenerationen ist auf Grund der unterschiedlichen Konzepte nicht möglich. Generell lässt sich sagen, dass die Anwendung der alten Normen im Vergleich zu den heute gültigen Normen beim Nachweis der Tragsicherheit zu eher konservativen Ergebnissen führt. Aus dieser Sicht enthalten die ursprünglichen Auslegungen der Bauwerke gewisse Reserven.

Ein erneuter Wechsel der Baunormen zeichnet sich ab. Die in Anlehnung an die Eurocodes erarbeiteten „Swisscodes“ sind bereits im Entwurf vorhanden und werden voraussichtlich bald vom SIA herausgegeben. Für zukünftige Umbauten, Erweiterungsbauten oder Nachrüstungen werden sie den Stand der Technik darstellen und sind, mit Anpassungen für die spezifischen Anforderungen der Kerntechnik, einzuführen und zu verwenden sein.

Die Auslegungsgrundlagen für die Arealüberflutung und für die Erdbebeneinwirkungen sind in der Periode dieser PSÜ nicht verändert worden. Es gilt also nach wie vor der Stand des HSK-Gutachtens<sup>2</sup> von 1991.

In der ursprünglichen Auslegung wurde kein Schutz gegen Flugzeugabsturz gefordert. Mit dem Projekt SUSAN wurde der Schutz verbessert, indem das Dach und die Aussenwände des SUSAN-Gebäudes gemäss der HSK-Richtlinie R-102<sup>10</sup> gegen die Trümmerwirkung bemessen wurden. Nach den Terroranschlägen vom 11. September 2001 wurden von allen schweizerischen Kernkraftwerken Grenzlastberechnungen für den gezielten Flugzeugabsturz verlangt. In Kap. 7.6.7 werden die vorläufigen Ergebnisse dieser Berechnungen diskutiert.

### **6.2.3 Beurteilung der Sicherheit der Bauwerke**

In einem Bericht zum Zustand der Gebäude fasst KKM die Beurteilung der Sicherheit der Bauwerke zusammen. Für alle wichtigen Bauwerke werden die ursprüngliche Auslegung, die bis heute durchgeführten Requalifikationen sowie die baulichen Veränderungen dargestellt. Wegen der massgebenden Bedeutung der Erdbebeneinwirkungen für die Auslegung der Bauwerke und Komponenten ist die Erdbebenqualifikation bzw. –requalifikation in diesem Bericht besonders gewichtet. Schliesslich werden aktuelle und gebäudespezifische Zustandsbeurteilungen formuliert, welche sich auf die Steckbriefe der Alterungsüberwachung Bautechnik stützen (Kap. 5.5.3).

Im Folgenden werden die wichtigsten Ereignisse und Veränderungen im Betrachtungszeitraum zusammengefasst und beurteilt.

### **6.2.3.1 Reaktorgebäude**

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

KKM hat im Jahre 1991 eine seismische Nachrechnung für die Bauteile des Reaktorgebäudes durchgeführt. Dabei wurden nebst der reinen Erdbebeneinwirkung des Sicherheitserdbebens SSE auch die Gefährdungsbilder „Geflutetes Drywell und OBE“ sowie „Arealüberflutung und OBE“ gerechnet. Die Nachrechnung führte zum Ergebnis, dass die Tragsicherheit fast aller als „Standardstrukturen“ bezeichneter Bauteile ausreichend ist. Als einzige Schwachstelle wurde der Scheitelbereich der Dachkuppel erkannt. KKM argumentierte, dass dort im Erdbebenfall jedoch nur lokale Schäden zu erwarten sind und dass die Funktion der SUSAN-Systeme dadurch nicht gefährdet werden.

#### **HSK-Beurteilung**

Die HSK hat die seismische Nachrechnung aufgrund einer detaillierten Überprüfung zustimmend beurteilt. Sie ist zum Schluss gekommen, dass allfällige lokale Risse und Abplatzungen von der Kuppel die massgebenden Sicherheitsfunktionen nicht gefährden.

### **6.2.3.2 Aufbereitungsgebäude**

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Im Betrachtungszeitraum wurden zwei kleinere bauliche Veränderungen durchgeführt: 1994 wurde eine Anlage zur Verfestigung von Abfällen eingebaut (CVRS, Kap. 5.8.1), 1996 wurden auf dem Dach zwei Leichtbau-Raumzellen für die Leittechnik der Lüftungssteuerung aufgestellt. Die Einflüsse dieser Veränderungen auf die Gebäudestatik wurden von KKM nachgewiesen und als unbedeutend beurteilt.

Die Erdbebensicherheit ist im Jahre 1996 mit einer dynamischen Berechnung untersucht und nachgewiesen worden. Es gelang der Nachweis, dass das Betriebserdbeben OBE vom Gebäude ohne Verlust der Tragsicherheit abgetragen werden kann. Für dieses Erdbeben sind mit der gleichen Berechnung auch Etagenantwortspektren für die Auslegung der Komponenten bestimmt worden.

#### **HSK-Beurteilung**

Die HSK hat aufgrund von unabhängigen Stichproben und Plausibilitätskontrollen bestätigt, dass die Tragsicherheit des Aufbereitungsgebäudes bei OBE-Einwirkung nachgewiesen ist. Die Auslegung auf SSE ist aufgrund der Rückklassierung nicht erforderlich (Kap. 6.2.1).

### **6.2.3.3 Maschinenhaus**

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Im Zusammenhang mit dem Einbau von neuen Anlagenteilen, zusätzlichen Kranschiene und neuen Leitungsverbindungen wurden viele neue Verankerungen erstellt. Dazu wurden Bohrungen ins Tragwerk ausgeführt. Diese Eingriffe wurden alle statisch überprüft und so ausgeführt, dass die Tragsicherheit des Gebäudes nicht geschwächt wird. Im Weiteren sind in den Jahren 1992 bis 1995 drei kleine bauliche Änderungen durchgeführt worden, nämlich der Einbau von Lagerbühnen im Westteil der Halle (1992), der Einbau eines neuen Leittechnikraums für die Notstromdieselanlage (1993) und eine neue Abschirmwand für die Lufttrocknungsanlage (1995).

Als Beiträge zur seismischen Requalifikation erwähnt KKM die 1979 durchgeführte dynamische Berechnung des Nordteils sowie die Verstärkung der Mauerwerkswand zwischen Notstromdiesel- und Tankraum (Kap. 6.2.3.13).

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK hat die Berechnungen und Nachweise für die baulichen Eingriffe in das Tragwerk jeweils geprüft und genehmigt.

Die HSK hält zum Stand der seismischen Requalifikation des Maschinenhauses fest, dass eine eigentliche seismische Nachrechnung bisher nur für den Nordteil durchgeführt worden ist (1979, d. h. vor dem Betrachtungszeitraum), da Spektren für den Notstromdieselraum gebraucht wurden. Für die Teile „Mittel“ und „Süd“ sowie für die beiden baulich unabhängigen Turbinentische ist bisher keine Nachrechnung durchgeführt worden. Aufgrund einer ebenfalls vor dem Betrachtungszeitraum durchgeführten unabhängigen Beurteilung durch die HSK besteht jedoch kein Anlass, die ausreichende OBE-Sicherheit des Tragwerks in Frage zu stellen (HSK-Gutachten<sup>2</sup>).

#### **6.2.3.4 Maschinenhaus Anbau Süd**

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Der Anbau wurde in den Jahren 1995/96 zur Verbesserung betrieblicher Abläufe erstellt. Für die Sicherheit der Gesamtanlage gilt die Anforderung, dass das direkt angrenzende Maschinenhaus nicht gefährdet werden darf. Der Anbau ist deshalb durch eine 100 mm breite Fuge vom Maschinenhaus getrennt. Die im Kiesboden liegende Fundamentplatte wurde entlang der beiden Längsseiten mit 107 Bodenankern in den Molassefels verankert. Damit wird die Gebäudestabilität für den Erdbebenfall gewährleistet. Als Stichprobenmenge sind 10 Felsanker als kontrollierbare Prüfanke ausgeführt. Sie werden alle 5 Jahre geprüft. Die erste Nachprüfung fand im Mai 2001 statt.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK beurteilt die bauliche Sicherheit des Anbaus aufgrund einer detaillierten Überprüfung mit eigenen Nachrechnungen als nachgewiesen. Sie will wie bisher über die Prüfberichte für die Felsanker auch in der Zukunft orientiert bleiben.

#### **6.2.3.5 Betriebsgebäude**

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Folgende bauliche Massnahmen wurden im Betrachtungszeitraum ausgeführt: Die abgehängte Decke über dem Kommandoraum wurde durch eine neue, erdbebensichere Konstruktion ersetzt (1994). Die nichttragenden Mauerwerkswände, welche sicherheitsrelevante Systeme und Ausrüstungen gefährden können, wurden mit Stahlkassetten gesichert.

Als Beiträge zur seismischen Requalifikation erwähnt KKM - zusätzlich zur Sicherung des Mauerwerks - die 1980 durchgeführten dynamischen Berechnungen des Nord- und des Westteils.

## **HSK-Beurteilung**

Die HSK hat die Berechnungen und Nachweise für die baulichen Massnahmen jeweils geprüft und genehmigt.

Das aus vier abgefugten Bautrakten bestehende Betriebsgebäude gilt für die Erdbebenklasse II als seismisch requalifiziert (HSK-Gutachten<sup>2</sup>), wobei die Berechnungen noch über das OBE hinausgehende Reserven ausweisen.

### **6.2.3.6 SUSAN-Gebäude**

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Das SUSAN-Gebäude ist aufgrund der speziellen Anforderungen an die Sicherheitssysteme auf das Sicherheitserdbeben SSE ausgelegt. Als weitere extreme Einwirkungen wurden der Auslegung die Arealüberflutung, die Trümmereinwirkung infolge Flugzeugabsturz sowie die Einwirkungen Dritter zugrunde gelegt.

Im SUSAN-Gebäude sind im Betrachtungszeitraum keine massgebenden baulichen Veränderungen durchgeführt worden.

Das Gebäude ist in einem guten Zustand. An den Dachaufbauten wurden im Jahre 1995 Potentialfeldmessungen durchgeführt. Die dabei festgestellten lokal ungenügenden Bewehrungsüberdeckungen sind instandgesetzt worden.

## **HSK-Beurteilung**

Die HSK hat die Auslegung und Konstruktion des SUSAN-Gebäudes in der Planungs- und Bauphase intensiv geprüft und genehmigt (HSK-Gutachten<sup>2</sup>). Die Auslegungsanforderungen sind auch aus heutiger Sicht erfüllt.

### **6.2.3.7 SUSAN-Kühlwasserleitungen**

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die SUSAN-Kühlwasserleitungen sind im Betrachtungszeitraum nicht verändert worden.

Die beiden Leitungen, die 90 m lange Vorlaufleitung und die 78 m lange Rücklaufleitung, sind im Jahre 1987 im Mikrotunnelling-Verfahren erstellt worden. Sie bestehen aus einem Aussenrohr aus Stahlbeton und einem Innenrohr aus glasfaserverstärktem Kunststoff (GFK) mit 400 mm Innendurchmesser. Der Ringspalt zwischen Aussen- und Innenrohr wurde mit einer Bentonit-Suspension verfüllt.

Für das Innenrohr aus GFK ist eine alterungsbedingte Festigkeitsabnahme zu erwarten. Deshalb sind Segment-Proben eingelagert worden, die periodisch einer Scheiteldruckprüfung unterzogen werden. Die festgestellte Festigkeitsabnahme beträgt für die letzten 10 Jahre ca. 20% der anfänglichen Festigkeit.

KKM beurteilt den Zustand der SUSAN-Kühlwasserleitungen gesamthaft als gut. Die Festigkeitsabnahme muss weiterverfolgt werden. Die Tragsicherheit und Gebrauchstauglichkeit der Leitungen sind nicht gefährdet.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK stimmt der Folgerung von KKM zu, dass die bisher beobachtete Festigkeitsabnahme der GFK-Rohre weiterverfolgt werden muss. Die HSK erwartet zudem eine Interpretation der vorliegenden Messdaten und eine Aussage, bis in welchen Zeitraum die Auslegungsanforderungen an die Rohre noch erfüllt bleiben werden.

#### **6.2.3.8 Pumpenhaus**

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Das Pumpenhaus ist in die Erdbebenklasse II eingeteilt und demnach auf das Betriebserdbeben OBE ausgelegt. Es ist im Betrachtungszeitraum dieser PSÜ nicht verändert worden.

Der bauliche Zustand des Pumpenhauses ist gut. Im Rahmen der Alterungsüberwachung sind präventive Instandhaltungsmassnahmen durchgeführt worden. Kleinere Betonschäden an den Einlaufkanälen wurden behoben.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK hat die 1978 durchgeführte seismische Requalifikation des Pumpenhauses im Gutachten<sup>2</sup> kommentiert. Sie ist zum Schluss gekommen, dass das Pumpenhaus, obwohl nur auf ein Betriebsbeben ausgelegt, sogar einem Sicherheitserdbeben standhalten würde. Die Auslegungsanforderungen an das Pumpenhaus sind erfüllt.

#### **6.2.3.9 Abluftkamin**

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Der Abluftkamin ist zum Schutz der benachbarten Gebäude für die Erdbebenklasse I ausgelegt. KKM hat in den Jahren 2000/2001 eine rechnerische Überprüfung der Erdbebensicherheit durchgeführt und dokumentiert.

Nach den im Rahmen der Alterungsüberwachung in den Jahren 1992 bis 1996 durchgeführten Instandsetzungsarbeiten wird der Zustand des Kamins als gut bezeichnet.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK beurteilt den baulichen Zustand des Abluftkamins ebenfalls als gut. Sie wird die relativ neue Nachrechnung zur Erdbebensicherheit unabhängig prüfen und beurteilen.

#### **6.2.3.10 Zwischenlager für radioaktive Abfälle**

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Das Zwischenlager ist in die Erdbebenklasse I eingestuft. Die damit geforderte Auslegung auf SSE hat KKM für die beiden Erweiterungstrakte mit Erdbebenberechnungen in den Jahren 1984/85 nachgewiesen. Eine eigentliche seismische Requalifikation ist für den ursprünglichen mittleren Trakt des dreiteiligen Bauwerks bisher nicht durchgeführt worden.

Seit 1985 wurde das Zwischenlager baulich nicht mehr verändert. Das Gebäude ist in einem guten Zustand.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK anerkennt im Gutachten<sup>2</sup> die für die Erweiterungstrakte durchgeführten Erdbebenberechnungen auch als Nachrechnung für den ursprünglichen mittleren Lagerbereich.

Die Auslegungsanforderungen an das Zwischenlager sind erfüllt.

#### **6.2.3.11 Fundament Kaltkondensatbehälter**

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

An dem in die Erdbebenklasse II eingestuften Fundament des Kaltkondensatbehälters sind im Betrachtungszeitraum keine massgebenden baulichen Veränderungen durchgeführt worden.

Das Bauwerk ist seit den Instandsetzungsarbeiten (Kap. 5.5.3) in einem guten Zustand.

### **HSK-Beurteilung**

Die Auslegungsanforderungen an das Fundament des Kaltkondensatbehälters sind erfüllt.

#### **6.2.3.12 Befestigungen**

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die heute im KKM gültigen Auslegungsgrundlagen für Befestigungen sind im Wesentlichen mit dem SUSAN-Projekt entwickelt und von der HSK geprüft worden. Einen wichtigen Nachtrag bildet das 1992/93 durchgeführte Dübelprüfprogramm für die im Reaktorgebäude versetzten Sicherheitsdübel.

### **HSK-Beurteilung**

Die Dübelzugversuche, deren Auswertung sowie die erforderlichen Sanierungsmassnahmen sind unabhängig geprüft und abschliessend positiv beurteilt worden.

Die Dokumentation stellt in der gegenwärtigen Form einzelne Elemente eines insgesamt aber unvollständigen Befestigungskonzepts KKM dar. Die Grundlagen für die Bemessung und Ausführung der Befestigungen sind grundsätzlich für die ursprünglichen Anwendungsbereiche im SUSAN-Gebäude und für ausgewählte Nachrechnungen im Reaktorgebäude gültig. Fallweise wurden diese Grundlagen für die späteren Neu- und Umbauprojekte verwendet. *Aus diesen Gründen ist bis Ende 2003 eine aktuelle und komplette Dokumentation des Befestigungskonzepts KKM zu verfassen. Damit sollen die heute für bestehende und für neue Befestigungen geltenden Auslegungsgrundlagen übersichtlich und klar dargestellt werden. Hauptziel soll eine konsistente Spezifikation für zukünftige Anwendungen sein. (Pendenz)*

#### **6.2.3.13 Sekundäre Bauteile**

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Als sekundäre Bauteile gelten beispielsweise Trennwände, abgehängte Decken und vorgehängte Fassadenelemente. Sie haben keine primäre Tragfunktion, dürfen aber im Falle ihres Einsturzes keine sicherheitsrelevante Systeme und Ausrüstungen gefährden.

KKM hat in einem Bericht zur Erdbebenqualifikation die sekundären Bauteile im Reaktorgebäude, SUSAN-Gebäude, Betriebsgebäude und Maschinenhaus in Listen zusammengestellt. Darin werden die Gefährdungen der Systeme und Ausrüstungen weitgehend als unbedeutend beurteilt.



## **HSK-Beurteilung**

Für die im Jahre 1994 erneuerte abgehängte Decke im Kommandoraum hat die HSK die Tragsicherheit und Konstruktion unabhängig überprüft und positiv beurteilt.

Die Zusammenstellung der sekundären Bauteile ist klar und plausibel. In vier Fällen sind die Gefährdungen von KKM noch nicht abschliessend geprüft worden. *Das Inventar der sekundären Bauteile ist deshalb bis Mitte 2003 zu komplettieren und bezüglich Gefährdung von sicherheitsrelevanten Systemen und Ausrüstungen vollständig zu beurteilen. Allenfalls muss die Übersicht auch auf die andern, bisher nicht erfassten Gebäude erweitert werden. (Pendenz)*

### **6.2.3.14 Zusammenfassende Bewertung der Sicherheit der Bauwerke**

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Aufgrund der gebäudebezogenen Teilbewertungen und in Anbetracht des etablierten Alterungsüberwachungsprogramms wird festgestellt, dass die Gebäude des KKM ihre Sicherheitsfunktionen auch in den weiteren Betriebsjahren zuverlässig erfüllen werden.

#### **HSK-Beurteilung**

Die HSK beurteilt den baulichen Zustand der für die Sicherheit massgebenden Gebäude als gut. Die Bauwerke erfüllen die im Sicherheitsbericht<sup>11</sup> spezifizierten Auslegungsanforderungen. Mit dem Alterungsüberwachungsprogramm wird eine systematische Überwachung gewährleistet. Mängel können somit frühzeitig erkannt und behoben werden.

Die in die Erdbebenklasse I eingeteilten Bauwerke sind im Rahmen der ursprünglichen Auslegung bzw. mit seismischen Requalifikationsanalysen für das heute gültige Sicherheitserdbeben berechnet worden.

## **6.3 Auslegung und Überwachung des Reaktorkerns**

### **6.3.1 Kernauslegung**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Bei der Auslegung einer neuen Kernbeladung ist der Nachweis zu erbringen, dass die festgelegten Sicherheitsanforderungen während der Dauer des nächsten Betriebszyklus unter Berücksichtigung der konkreten 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.

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

KKM legt dar, dass im Bewertungszeitraum die mittlere U-235-Anreicherung der Brennelemente (BE) von 3,18% auf 4,10% erhöht wurde. Dementsprechend erhöhte sich der mittlere BE-Entladeabbrand von 31,1 MWd/kgU auf 48,5 MWd/kgU. Die Anzahl der nachgeladenen frischen Brennelemente konnte dadurch von 52 auf 40 pro Zyklus herabgesetzt und die durchschnittliche Einsatzdauer der Brennelemente von 5 auf 6 Jahre verlängert werden. Die Menge des entladenen hochaktiven Abfalls wurde um rund ein Drittel reduziert.

In den Jahren 1993 und 1998 wurden zwei neue BE-Typen eingeführt (Kap. 6.3.3). Dadurch konnte bei gleichbleibendem Abstand zu den Betriebsgrenzwerten für die lineare Stableistung und das kritische Leistungsverhältnis die Leistung eines Brennelements erhöht und damit die Flexibilität bei Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns erhöht werden.

Bei KKM steht bei der Kernausslegung die Kosten- und Betriebsoptimierung unter Aufrechterhaltung der Sicherheit und Zuverlässigkeit der Brennelemente im Mittelpunkt. KKM hat 1996 den Antrag auf eine Erhöhung des mittleren BE-Abbrandes von 50 MWd/kgU auf 55 MWd/kgU gestellt. Dem Antrag wurde von der HSK wegen noch laufender experimenteller Untersuchungen zu den Nachweiskriterien bei Reaktivitätsstörfällen (Kap. 7.3.2) nicht stattgegeben. KKM hat im Jahre 2002 den Antrag gestellt, den Grenzwert für den mittleren BE-Abbrand zu eliminieren und den bereits bestehenden lokalen Abbrandgrenzwert von 70 MWd/kgU als allein gültigen Grenzwert beizubehalten. Dieser Antrag entspricht einer Erhöhung des mittleren BE-Abbrandes von 50 MWd/kgU auf ca. 60 MWd/kgU. Dabei hat KKM darauf hingewiesen, dass das anlagespezifische Verhalten der Brennelemente am KKM durch regelmässige Inspektionen untersucht und das angemessene, generische Brennelementverhalten bis zum erhöhten Abbrand nachgewiesen wurde.

### **HSK-Beurteilung**

Die sicherheitstechnischen Anforderungen an Kernnachladungen, die zyklusspezifisch durchzuführenden Analysen, die zu verwendenden Rechenmethoden und der zum Einsatz zugelassene Reaktorbrandstoff sind in einem Grundlagenbericht des BE-Herstellers festgelegt, der bei Bedarf aktualisiert wird. Die Sicherheitsanforderungen entsprechen den Empfehlungen des internationalen Regelwerks<sup>21,23</sup>.

Vor jedem Betriebszyklus legt KKM den Genehmigungsbericht für die neue Kernnachladung vor. Die HSK prüft diesen auf die Einhaltung der festgelegten Sicherheitsanforderungen. Ein positives Prüfergebnis ist eine Voraussetzung für die Freigabe zum Wiederaufahren nach jedem Brennelementwechsel.

Die beantragte Abbranderhöhung wird zurzeit von der HSK geprüft.

Zusammenfassend stellt die HSK fest, dass im KKM eine geeignete Vorgehensweise zum Nachweis der Einhaltung der Sicherheitsanforderungen an Kernnachladungen angewandt wird. Für die jeweiligen Betriebszyklen wurden die geforderten Nachweise im Bewertungszeitraum erbracht.

## **6.3.2 Brennstoffverhalten**

### **Aspekte des Brennstoffverhaltens**

Im Normalbetrieb können Brennelementschäden mit Verletzung der Hüllrohrintegrität infolge von Fremdkörper-Reibung, Herstellungsfehlern oder ungünstigen Betriebsweisen auftreten. Die Sicherheit des Betriebes mit Brennelementschäden ist durch die Grenzwerte für die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt und für die Konzentration von Radionukliden im Reaktorwasser sichergestellt. Falls Brennelementschäden auftreten, sind die defekten Brennelemente beim nächsten Brennelementwechsel zu entladen und die Schadensursachen nach Möglichkeit vor dem Wiederaufahren zu klären. Gegebenenfalls sind Korrekturmassnahmen zu treffen, um gleichartige Schäden zukünftig zu vermeiden.

Brennelement-Inspektionen haben den Zweck, den Zustand der Brennelemente zu ermitteln und diesen mit dem erwarteten und dem bei der Brennelementauslegung berücksichtigten Verhalten zu

vergleichen. Die BE-Inspektionen sind auch ein Mittel zur frühzeitigen Erkennung eines unerwarteten BE-Verhaltens und damit zur Vermeidung von Brennelementschäden.

### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Seit dem Revisionsstillstand 1990 sind im KKM keine Brennelementschäden aufgetreten, so dass im Bewertungszeitraum auf eine Dichtheitsprüfung der Brennelemente verzichtet werden konnte.

Ab 1992 wurden alljährlich Brennelemente mit verschiedenen Einsatzzeiten durch Experten des Brennelement-Herstellers inspiziert. Mit diesen Inspektionen wurde insbesondere das Hüllrohrverhalten bei BE-Abbränden bis 56 MWd/kgU und der Einfluss von Änderungen in der Wasserchemie (Eisendosierung in den Jahren 1991 - 1998, Zinkdosierung ab 1998 und Wasserstoffdosierung mit Edelmetalleinspeisung ab 2000) auf die BE untersucht. Die BE-Untersuchungen umfassten folgende Inspektionpunkte:

- Visuelle Inspektion mit einer Unterwasserkamera an BE-Kästen, Brennelementbündeln und einzelnen Brennstäben
- Längenmessungen an BE-Kästen, Brennstäben und Wasserstäben
- Brennstab-Abstandsmessungen mit dem „Rod-to-Rod Gap Measurement System“, das die Brennstababstände im Bereich zwischen den Abstandhaltern misst
- Messung des Aussendurchmessers und der Hüllrohr-Oxidschichtdicke einzelner Brennstäbe mit der Wirbelstrom-Messmethode

KKM selbst führt seit 1989 regelmässig Messungen der BE-Kastenverbiegung durch. Sie bilden die Grundlage für die Berechnung der Erhöhung der Brennstableistungen, die durch die BE-Kastenverbiegung und der dadurch bewirkten Vergrösserung des Wasserspaltes zwischen den BE verursacht wird und die bei der Kernausslegung und -überwachung zu berücksichtigen ist.

Die Inspektionsergebnisse liegen im Bereich der Beobachtungen und Messwerte, die in anderen Werken gefunden wurden, welche Brennstoff desselben Herstellers verwenden. KKM sieht vor, die Brennstoffinspektionen im bisherigen Rahmen fortzusetzen, um zu zeigen, dass weder der erhöhte Abbrand noch die geänderte Wasserchemie zu unzulässigen Veränderungen der Brennstoffeigenschaften führen.

Für KKM ist das Fehlen jeglicher Brennelementschäden im Bewertungszeitraum ein Hinweis auf die Qualität des verwendeten Brennstoffs.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK anerkennt, dass der langjährige Betrieb des Reaktorkerns ohne Brennelementdefekte ein Hinweis auf die gute BE-Qualität ist. Der über 10-jährige Betrieb ohne BE-Schäden ist auch im weltweiten Vergleich ein herausragendes Ergebnis und hat massgeblich die radiologische Situation in der Anlage begünstigt. Der Zustand der inspizierten Brennelemente kann als gut bezeichnet werden. Der erhöhte Abbrand führt zwar zu einer Erhöhung der Hüllrohr-Oxidschichtdicke, doch liegt die festgestellte Hüllrohrkorrosion im erwarteten und zulässigen Bereich. Zwei Jahre nach der Einführung der Edelmetalleinspeisung ist kein Einfluss der geänderten Wasserchemie auf die Brennelemente erkennbar. Die HSK hält es für notwendig, dass die Brennelementinspektionen auch in den nächsten Jahren im bisherigen Rahmen weitergeführt werden.

### 6.3.3 Änderungen an Brennelementen und Steuerstäben

#### Zweck von Änderungen an Brennelementen und Steuerstäben

Brennelemente werden nach mehrjährigem Einsatz im Kern ausgetauscht. Es ist deshalb möglich, die Brennelemente zur Verbesserung der Wirtschaftlichkeit, der Betriebszuverlässigkeit und der Sicherheit ständig weiter zu entwickeln. Steuerstäbe werden ausgetauscht, wenn der Grenzwert für den Abbrand des Absorbermaterials erreicht ist. Auch die Steuerstäbe werden zur Verlängerung ihrer Lebensdauer weiterentwickelt.

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

KKM hat anstelle des bisherigen Brennelementtyps (GE8) im Jahre 1993 den Brennelementtyp GE11 und im Jahre 1998 den Brennelementtyp GE14 eingeführt. Die Einführung dieser neuen BE-Typen war mit den folgenden Brennelementänderungen verbunden:

- Erhöhung der Anzahl der Brennstäbe zur Reduktion der linearen Stableistung (Übergang von der quadratischen 8x8-Brennstabandordnung beim Typ GE8 zur 9x9-Brennstabanordnung beim Typ GE11 und zur 10x10-Brennstabanordnung beim Typ GE14)
- Einführung von zwei zentralen, grossen Wasserstäben zur Herabsetzung der Leistungsspitzen im Brennelement
- Einführung von teillangen Brennstäben zur Erhöhung der Abschaltreaktivität und zur Reduktion des Druckabfalls im Bereich der Zweiphasenströmung des Kühlmittels
- Einführung des ringförmigen Abstandhaltertyps mit reduziertem Druckabfall
- Einführung eines zusätzlichen Abstandhalters zur Verbesserung der Sicherheit gegen Filmsieden
- Einführung eines im Brennelementfuss eingebauten Fremdkörperfilters

Unabhängig von der Einführung neuer BE-Typen hat KKM im Bewertungszeitraum auch geringfügigere BE-Änderungen vorgenommen (z. B. Erhöhung des Eisengehalts im Innen-Hüllrohr (Innenliner) der Brennstäbe zur Verminderung der Anfälligkeit des Hüllrohrs auf Sekundärschäden, Erhöhung der Brennstoffdichte).

Die ursprünglich eingesetzten Steuerstäbe des Typs Duralife-100 wurden ab dem Jahre 1989 nach Bedarf durch neue Steuerstäbe des Typs Duralife-230 ersetzt, dessen Absorberhüllrohr weniger auf Spannungsrisskorrosion anfällig ist und der deshalb höhere Abbrände zulässt. Im Zyklus 29 (2001/02) waren 26 ursprüngliche Steuerstäbe am Kernrand und 31 neue Steuerstäbe im Kernzentrum angeordnet. In den Jahren 1993 und 1994 wurden an den weiterhin verwendeten ursprünglichen Steuerstäben die oberen Führungsrollen durch kobaltarme Gleitknöpfe ersetzt. Dadurch konnte die Dosisleistung an den Umwälzschleifen reduziert werden (Kap. 6.12.1). Diese Änderung hat die Abschaltfähigkeit und die Einfahrzeit der Steuerstäbe nicht beeinflusst.

Aufgrund der Ergebnisse der durchgeführten BE-Inspektionen kommt KKM zum Schluss, dass sich die heute eingesetzten Brennelementtypen GE11 und GE14 im Betrieb problemlos bewährt haben. KKM wird aus heutiger Sicht bis zur Revisionsabstellung 2004 weiterhin Brennelemente des Typs GE14 nachladen. Im Bewertungszeitraum sind im KKM keine Anzeichen von Defekten an Steuerstäben festgestellt worden.

## HSK-Beurteilung

Gemäss HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> sind Änderungen an Brennelementen und Steuerstäben freigabepflichtig. Die HSK hat die sicherheitsrelevanten Aspekte des Einsatzes der GE11- und GE14-Brennelemente anhand der vom Betreiber und vom Hersteller vorgelegten Dokumente geprüft. Die Prüfung umfasste insbesondere die Einhaltung der vom Brennelementhersteller festgelegten Auslegungskriterien. In diese Auslegungskriterien sind die einschlägigen US-amerikanischen Regelwerke<sup>68, 69</sup> eingeflossen. Die HSK hat in den Jahren 1993 und 1998 beim Brennelementhersteller in den USA stichprobenweise Einsicht in detaillierte Auslegungsdokumente genommen und den Herstellungsprozess der Brennelemente überprüft. Sie kam zum Schluss, dass die angewandten Auslegungs- und Herstellungsverfahren geeignet sind, um Brennelemente von guter Qualität zu produzieren.

Für die GE14-Brennelemente wurde im Jahre 1998 zunächst der Einsatz von 8 GE14-Vorläufer-Brennelementen genehmigt. Aufgrund der positiven Inspektionsergebnisse für diese Vorläufer-Brennelemente wurde die Freigabe zum Einsatz von Brennelement-Nachladungen des Typs GE14 im Jahre 1999 erteilt.

Die HSK hat die im Bewertungszeitraum vorgenommenen Änderungen an Brennelementen und Steuerstäben geprüft und freigegeben. Sie stimmt mit der Schlussfolgerung des KKM überein, wonach sich die im Bewertungszeitraum neu eingesetzten Brennelemente und Steuerstäbe im bisherigen Betrieb bewährt haben.

### 6.3.4 Kernüberwachung

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Beim Betrieb des Reaktors müssen die Grenzwerte für die lineare Stableistung, für den Mittelwert der Stableistung im Bündelabschnitt und für das 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 alle zwei Stunden) eine neue Kernberechnung vorgenommen. Mit dem Kernüberwachungsprogramm werden auch die Abbrände der Brennelemente und Steuerstäbe und aktuelle Betriebsparameter wie die thermische Reaktorleistung bestimmt.

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Im KKM wird für die Kernüberwachung das vom Reaktor- und Brennelement-Lieferanten des KKM entwickelte System 3D-MONICORE eingesetzt. Zentraler Bestandteil dieses Kernüberwachungssystems ist das dreidimensionale Rechenprogramm PANAC11 zur Berechnung der axialen und radialen Leistungsverteilung. Da PANAC11 ebenfalls für die Kernauslegung verwendet wird, besteht eine wichtige Voraussetzung für eine hohe Zuverlässigkeit sowohl des verwendeten Rechenprogramms als auch der Kernüberwachung. Die Ergebnisse des Rechenprogramms PANAC11 werden periodisch mit Messwerten der dreidimensionalen Neutronenflussverteilung verglichen, wodurch dessen Rechengenauigkeit laufend überprüft wird.

Das Kernüberwachungssystem 3D-MONICORE ist auf zwei Rechnern installiert. Der erste Rechner dient zur offiziellen Kernüberwachung, bei der die Rechnung an die Neutronenfluss-Messsignale angepasst wird (adaptive Methode). Der zweite Rechner läuft im nicht-adaptiven Betrieb und dient als redundantes System, das bei Ausfall des ersten Rechners die Funktion der Kernüberwachung über-

nehmen kann und zudem die Abbrandberechnung des Reaktorkerns während des laufenden Zyklus durchführt. Im Bewertungszeitraum wurden am Kernüberwachungssystem 3D-MONICORE zu verschiedenen Zeiten Änderungen vorgenommen. Dabei sind Änderungen ohne Auswirkungen auf die Ergebnisse (z. B. die Verbesserung der Benutzerfreundlichkeit) und Änderungen an den physikalischen Rechenmodellen mit Auswirkungen auf die Rechenergebnisse zu unterscheiden. Die aktuell verwendete Version von 3D-MONICORE stammt aus dem Jahre 1998. Damals wurden im Programm PANAC11 folgende Änderungen vorgenommen:

- Berücksichtigung der räumlichen Voidverteilung innerhalb des Brennelements
- Berücksichtigung der Einsatzdauer der Steuerstäbe
- Leistungsberechnung in den einzelnen Brennstäben (pin power reconstruction model)

KKM hat für die Zyklen 26 und 27 (1998 - 2000) mit der nicht-adaptiven Rechenmethode von 3D-MONICORE folgende Unterschiede zwischen den Messwerten und den Rechenergebnissen beobachtet:

- Rechengenauigkeit für die Abschaltreaktivität: 0,27% (dieser Wert entspricht der Standardabweichung im effektiven Neutronenmultiplikationsfaktor für die bei Zyklusbeginn und am Zyklusende gemessenen kalten kritischen Anordnungen)
- Standardabweichung bei der Nachrechnung der gemessenen Neutronenfluss-Messwerte: 2,4% bei der radialen (axial integrierten) und 5,3% bei der dreidimensionalen (nodalen) Verteilung

Die Rechengenauigkeit der nicht-adaptiven Rechenmethode von 3D-MONICORE unterscheidet sich wenig von den im Jahre 1998 für die Zyklen 21 bis 24 ermittelten Werten und ist mit der Rechengenauigkeit vergleichbar, die an anderen Anlagen mit demselben Rechenprogrammsystem oder mit anderen modernen Rechenprogrammsystemen festgestellt wurden. Die Rechengenauigkeit der für die betriebliche Kernüberwachung verwendeten adaptiven Rechenmethode von 3D-MONICORE ist deutlich besser (sie liegt bei ca. 1% für die Spitzenwerte der lokalen linearen Brennstableistung).

KKM sieht keinen Anlass, das bewährte Kernüberwachungssystem durch ein anderes zu ersetzen.

### **HSK-Beurteilung**

Gemäss HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> sind Änderungen an den Einrichtungen zur Kernüberwachung freigabepflichtig. Die HSK hat die im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen an den physikalischen Rechenmodelle der für die Kernausslegung und Kernüberwachung verwendeten Rechenprogramme geprüft und freigegeben. Für die aktuell am KKM verwendete Version des Kernüberwachungsprogramms 3D-MONICORE stellt die HSK eine andauernd befriedigende Übereinstimmung mit den Ergebnissen von Reaktivitäts- und Leistungsverteilungsmessungen fest.

Die HSK gelangt zum Schluss, dass das am KKM 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<sup>21</sup>.

## 6.4 Nukleares Dampferzeugungssystem

Das nukleare Dampferzeugungssystem besteht aus dem Reaktorkühlkreislauf mit dem Reaktordruckbehälter (RDB) und seinen Einbauten, dem Umwälzsystem, den Sicherheits-/ Abblaseventilen sowie den Frischdampf- und Speisewasserleitungen bis zu und mit ihren äusseren Isolationsarmaturen.

### Sicherheitstechnische Aufgaben

Die sicherheitstechnischen Aufgaben des nuklearen Dampferzeugungssystems sind einerseits die Abfuhr der Reaktorleistung bzw. der Nachwärme und andererseits der Einschluss des Reaktorkühlmittels im Reaktorkühlkreislauf während des Normalbetriebs und bei Störfällen.

#### 6.4.1 Reaktordruckbehälter

Der RDB ist für einen Druck von 86,2 bar bei einer Temperatur von 302°C ausgelegt.

##### 6.4.1.1 Zähigkeit der RDB-Werkstoffe und Spröbruchsicherheit des RDB

Für die Integrität des Reaktordruckbehälters sind besonders die Zähigkeitseigenschaften der verschiedenen RDB-Werkstoffe im Bereich der Kernzone und die Ermüdungsbeanspruchungen von Bedeutung.

Die Neutronenbestrahlung verursacht eine Versprödung der RDB-Werkstoffe hauptsächlich im Bereich der Kernzone. Die Zähigkeit der RDB-Werkstoffe und damit die Spröbruchsicherheit des RDB werden durch Bestrahlungsproben aus dem Grundwerkstoff und aus zwei Schweissnähten (Automatennaht V2 und manuelle Montagenahnt V3) verfolgt. Die Versprödung der RDB-Werkstoffe wird aufgrund der Erhöhung der „Nil Ductility Transition Reference Temperature“  $RT_{NDT}$  und der Abnahme der so genannten Hochlagenenergie der Kerbschlagarbeit-Temperatur-Kurven als Funktion der Fluenz schneller Neutronen ( $E > 1 \text{ MeV}$ ) beurteilt.

Im Jahr 1998 wurde der letzte von drei Sätzen von Bestrahlungsproben aus dem RDB entnommen und durch die Firma Siemens nach dem massgebenden Regulatory Guide 1.99, Rev. 2<sup>70</sup>, der U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC) geprüft und ausgewertet. Die Auswertung wurde durch den SVTI geprüft und von der HSK akzeptiert.

### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

KKM legt in seiner Systembeschreibung für den RDB und seine Einbauten dar, dass bezüglich Versprödung das Automatschweissgut der RDB-Behälter-Rundnaht V2 führend ist. Nach Auswertung des 3. Probensatzes nach dem Regulatory Guide 1.99, Rev. 2<sup>70</sup> ergibt sich an der höchstbelasteten Stelle in der Tiefe von  $\frac{1}{4}$  der RDB-Wand bei Extrapolation auf 54 Volllastjahre eine justierte Spröbruch-Referenz-Temperatur (ART) von 79°C.

### HSK-Beurteilung

Wegen des relativ hohen Cu-Gehaltes (0.32%) und aufgrund der Ergebnisse des 1. und 2. Probensatzes war bekannt, dass die Automatenahnt V2 die höchste Versprödung aufweist und damit für die Lebensdauer des RDB limitierend ist. Der 3. Probensatz wurde mit einer Fluenz von  $3,2 \cdot 10^{18} \text{ cm}^{-2}$  bestrahlt. Dies ergibt für die V2-Proben einen Voreilfaktor von 3,6. Für die V2-Proben zeigten sich hiermit folgende Ergebnisse:

- Als für die Lebensdauer des RDB wesentliches Resultat wurde eine justierte Sprödbruch-Referenz-Temperatur (ART) von 79°C ermittelt.
- Die für die Bezugsenergie von 41 J ermittelte Verschiebung der Übergangstemperatur  $\Delta T_{41}$  beträgt 76°C. Die Vergleichswerte des 1. und 2. Probensatzes sind 72°C bzw. 76°C.
- Die ermittelte Hochlagenenergie beträgt 125 J. Sie liegt um ca. 20 J unter den Werten der unbestrahlten Proben.

Die Ergebnisse der Auswertung des 3. Probensatzes zeigen eine deutliche Neutronenversprödung in der Automatenhaht V2. Die ermittelte justierte Sprödbruch-Referenz-Temperatur (ART) liegt um 14°C unter dem Auslegungsrichtwert für Neuanlagen nach Regulatory Guide 1.99<sup>70</sup> ( $ART_{EOL} = 93^\circ\text{C}$ ) und erfüllt damit deutlich die Anforderungen. Die Hochlagenenergie von 125 J erfüllt die Anforderungen (> 68 J) des Code of Federal Regulations 10 CFR 50 Appendix G<sup>71</sup> deutlich. Die Abnahme der Hochlagenenergie von 20 J ist kleiner als der aus dem Regulatory Guide 1.99<sup>70</sup> entnommene Wert von 35 J. Aufgrund der Ergebnisse der Bestrahlungsproben kann zusammenfassend festgestellt werden, dass die Sprödbruchsicherheit des RDB für die der Auslegung zugrunde gelegten 40 Volllastjahre nachgewiesen ist.

International werden derzeit neue Konzepte für die Beurteilung der Ergebnisse von Bestrahlungsprogrammen erarbeitet. Eine Revision des Regulatory Guide 1.99<sup>70</sup> ist derzeit in Arbeit. Sobald diese vorliegt, wird die HSK KKM auffordern, diese bei den Versprödungsanalysen zu berücksichtigen. Insbesondere wird die gegenüber früheren Messungen nahezu unveränderte Übergangstemperatur des 3. Probensatzes zu verifizieren sein. *Nachdem KKM im Jahr 1998 den letzten von drei Sätzen von Bestrahlungsproben aus dem RDB entnommen hat, ist es notwendig, dass KKM bis Ende 2003 ein langfristiges Programm zur weiteren Überwachung der thermischen Versprödung und der Neutronenversprödung vorlegt. Dabei ist der internationale Stand von Wissenschaft und Technik auf diesem Gebiet vollumfänglich mit einzubeziehen. (PSÜ-Pendenz)*

Bezüglich der Sprödbruchsicherheit bei Störfällen („Pressurized Thermal Shock“) wurde von KKM im Berichtszeitraum die von der HSK geforderte bruchmechanische Beurteilung vorgelegt. Diese weist mit konservativen Bruchzähigkeitswerten nach, dass sich grosse postulierte Oberflächen-Längsrisse in der RDB-Wand beim Lastfall „Pipe Rupture and Blowdown“ bei gleichzeitig anstehendem Innendruck stabil verhalten würden. Diese bruchmechanische Beurteilung wurde bereits 1991 von der HSK geprüft und akzeptiert.

#### 6.4.1.2 Ermüdungssicherheit des RDB

##### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Bei der Auslegung wird mit einer spezifizierten Anzahl verschiedener Betriebstransienten eine Ermüdungsanalyse durchgeführt. Als Ergebnis wird die Ermüdungsausnutzung festgestellt. Eine Ermüdungsausnutzung von 100% bedeutet, dass die Auslegungs-Ermüdungslebensdauer durch die betrieblichen Transienten aufgebraucht ist. Im Hinblick auf die PSÜ wurde von KKM eine Ermüdungsanalyse für verschiedene Bereiche des RDB mit teilweise neu berechneten Spannungen und den bis zum Ende des Bewertungszeitraums tatsächlich aufgetretenen Transienten erstellt. Die Berechnungen haben ergeben, dass eine relevante Ermüdung in den RDB-Bolzen, in den Stützen des Speisewasser-, des Kernsprüh- und des Vergiftungssystems sowie in den Gehäusen der Instrumentierungsdurchführungen zu erwarten ist. Wegen der geringen Anzahl von Lastfällen kommt KKM zusammenfassend zu dem Ergebnis, dass die während des bisherigen Betriebs tatsächlich kumu-



lierte betriebliche Ermüdungsausnutzung im allgemeinen erheblich niedriger ist, als die in der Auslegung berechnete. KKM legt dar, dass folgende Bereiche im Hinblick auf Ermüdung von Bedeutung sind:

- In den Speisewasserstutzen ergab sich eine kritische Ermüdungsbelastung aus einer „High Cycle Fatigue“- Beanspruchung (HCF). Vor der konstruktiven Änderung der Wärmeschutzhülsen während der Jahresrevision 1997 (Abb. 6.4.1-1) konnte relativ kälteres Speisewasser infolge von Leckagen zwischen Speisewasserstutzen und Wärmeschutzhülsen direkt mit den inneren Oberflächen der Stutzen in Kontakt kommen und so zu einer zyklischen thermischen Ermüdungsbelastung führen. Für den Zeitpunkt der Änderung der Wärmeschutzhülsen hat KKM die HCF-Ermüdung für die Stutzenbohrungen und -kanten konservativ mit 80% und die Gesamtermüdung konservativ mit 90% abgeschätzt. Die 1997 durchgeführte Verbesserung der Wärmeschutzhülsen ist in Abb. 6.4.1-1 dargestellt. Da Ultraschallprüfungen der Safe-End-Nähte, der Anschlussnähte der Speisewasserleitung, der Stutzenkanten und der Stutzenbohrungen keine Anzeichen von Rissen ergeben haben, folgerte KKM, dass die Ermüdungsausnutzung den Wert von 100% noch nicht erreicht hat.

Temperaturmessungen vor und nach der konstruktiven Änderung der Stutzen haben gezeigt, dass die thermische Ermüdungsbelastung reduziert wurde. Durch die konstruktive Änderung der Wärmeschutzhülsen kann nach Auffassung von KKM eine weitere HCF-Ermüdung praktisch ausgeschlossen werden.

Eine von KKM im Hinblick auf die PSÜ erstellte neue Berechnung ergab für die Safe-Ends an den Speisewasserstutzen mit 2000 spezifizierten Schichtungszyklen eine Ermüdungsausnutzung von 50,8% (Auslegungswert). Die tatsächlich kumulierte betriebliche Ermüdungsausnutzung wurde mit 14,5% ermittelt.

- Die RDB-Bolzen wurden in den Jahren 1994 und 1996 gegen neue ausgetauscht. Die derzeitige Ermüdungsausnutzung (6,6%) der neuen Bolzen ist niedrig (Auslegungswert: 44%).
- Für die Einschweissnähte der Gehäuse der Instrumentierungsdurchführungen und der Stutzen des Vergiftungssystems wird von KKM eine Ermüdungsausnutzung von 36% genannt (Auslegungswert: 90%).

KKM kommt zum Schluss, dass der Reaktor Druckbehälter unter Berücksichtigung der im Berichtszeitraum durchgeführten Änderungen, insbesondere der Modifikation der Speisewasserstutzen, alle sicherheitstechnischen Anforderungen erfüllt.

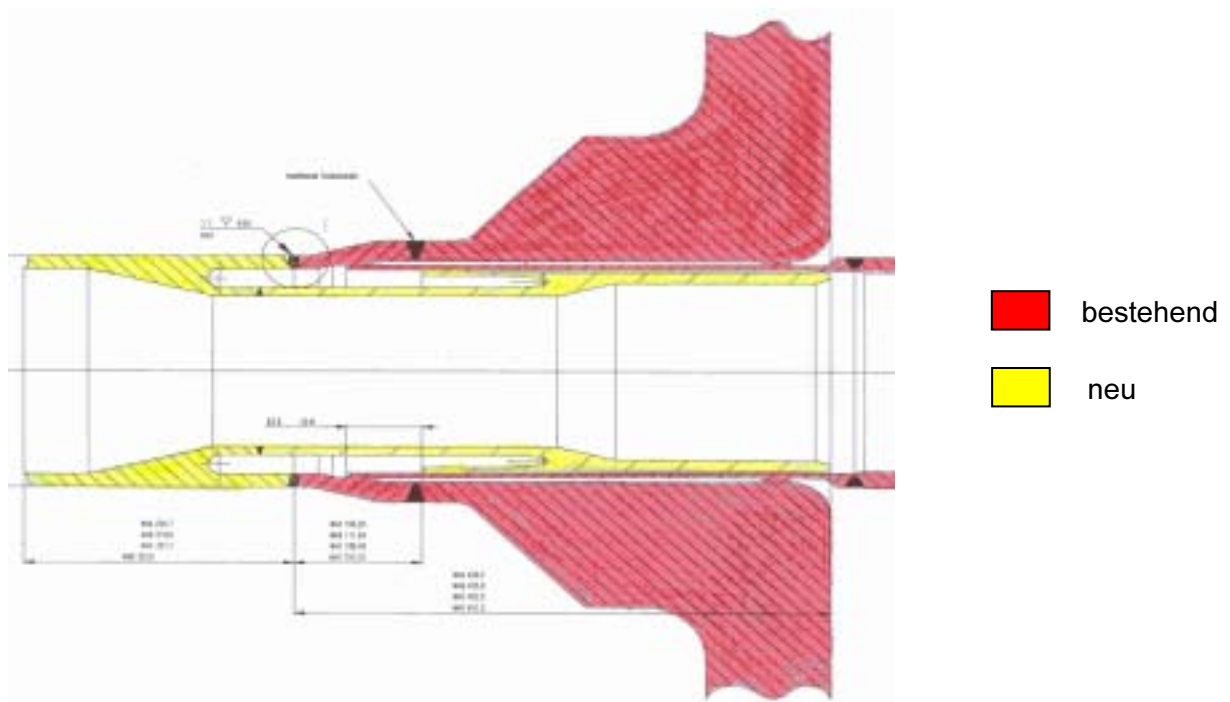
### **HSK-Beurteilung**

Für die verschiedenen Bereiche des RDB mit Ausnahme der Speisewasserstutzen ist die bisherige Ermüdungsausnutzung gering. Für die Speisewasserstutzen, die einer nicht auslegungsgemässen hochzyklischen Ermüdung ausgesetzt waren, wurde die gesamte Ermüdungsausnutzung durch KKM konservativ zu 90% abgeschätzt. KKM nimmt an, dass nach der erfolgten Sanierung der Stutzen eine weitere hochzyklische Ermüdung ausgeschlossen werden kann und dass die Gesamtermüdung damit auch in den folgenden zehn Jahren im Rahmen der Auslegung bleiben wird. Die Gültigkeit dieser Annahme wird durch fortwährende Temperaturmessungen an den Stutzen und durch wiederkehrende Ultraschallprüfungen verifiziert. Unter der Voraussetzung dieser Verifikationen kann sich die HSK der Beurteilung durch KKM anschliessen.

Eine kontinuierliche Erfassung der tatsächlich auftretenden Transienten (Transientenbuchhaltung) mittels EDV entspricht dem heutigen Stand der Technik. Hierdurch ist ein rascher Vergleich der Auslegungstransienten mit den tatsächlich aufgetretenen Transienten möglich.

*Für die ermüdungsrelevanten Komponenten des Nuklearen Dampferzeugungssystems ist die Überwachung und Aufzeichnung der Transienten mit EDV, entsprechend dem heutigen Stand der Technik weiterzuführen und mit einer periodischer Berichterstattung (alle 5 Jahre, erstmals Ende 2005) an die HSK zu ergänzen. (Pendenz)*

Abb. 6.4.1-1: Änderung der 4 RDB-Speisewasserstutzen 1997: Änderung der Wärmeschutzhülsen und der anschließenden Speisewasserleitungen ab Anschlussnaht an den RDB. Die Safe-Ends und ihre Nähte verblieben im ursprünglichen Zustand.



### 6.4.1.3 Spannungsanalysen und Festigkeitsnachweise

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Im Berichtszeitraum wurden von KKM folgende Spannungsanalysen und Festigkeitsnachweise erstellt:

- Erdbebenbeanspruchung der RDB-Stützen: Generelle Qualifikation und Spannungsnachweise für die Safe-Ends
- Nachweis der Erdbebensicherheit der Tellerfedern in der RDB-Abstützung
- Festigkeitsrechnungen für Flansch, Bolzen und Flanschgewinde des RDB
- Speisewasserstutzen: Allgemeine Ermüdungsanalyse, Neuberechnung der Spannungen für die Stutzenmodifikation, Analyse der zusätzlichen Belastung aus Schichtungsphänomenen
- Positionspapier zur Ermüdungs-Restlebensdauer des RDB

Die für die Anlageänderungen erforderlichen Spannungsanalysen und Festigkeitsnachweise wurden erstellt, vom SVTI geprüft und akzeptiert.

### **HSK-Beurteilung**

Die erstellten Spannungsanalysen und Festigkeitsnachweise berücksichtigen die der Auslegung zu Grunde liegenden Lastfallkombinationen und weisen nach, dass die untersuchten Komponenten für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind und dass die Spannungslimiten eingehalten sind.

#### **6.4.1.4 Wiederholungsprüfungen und zusätzliche Prüfungen**

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Bei den Wiederholungsprüfungen am Reaktordruckbehälter wurden keine Anzeigen gefunden, die für die Integrität des RDB von Bedeutung sind. Im Folgenden werden nur diejenigen Prüfungen im einzelnen betrachtet, die im Berichtszeitraum eine Besonderheit darstellen.

Die Behälter-Rundnähte V2 und V3 im Kernbereich konnten, obwohl nach der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup> prüfpflichtig, vor 1991 nicht geprüft werden, da es dafür keine Manipulatoren gab. Nachdem im Jahre 1992 ein geeigneter Manipulator zur Verfügung stand, hat KKM die Nähte V2 und V3, zusammen mit den Rundnähten V4 bis V6, mit Ultraschall geprüft. Damit wurde eine Auflage des Gutachtens<sup>2</sup> erfüllt. KKM hat diese Nähte im Jahre 1998 vorzeitig wiederkehrend geprüft.

Die Speisewasserstutzen, für die eine hohe Ermüdungsausnutzung besteht (Kap. 6.4.1.2), wurden in den Jahren vor ihrer Sanierung (Kap. 6.4.1.2) mit zwei verschiedenen Ultraschallverfahren, teilweise mehrfach, geprüft. Der Prüfbereich beider Verfahren umfasste, über das Standardvorgehen hinaus, neben der Stutzenkante auch die Stutzenbohrung. Das eine Verfahren war ein manuelles, das andere ein automatisiertes Verfahren, dessen Prüfausrüstung vollständig erneuert worden war.

Im Jahre 1997 führte KKM für die Gewindebohrungen im Behälterflansch eine Wirbelstromprüfung ein. Fünfzehn Gewindebohrungen wurden geprüft.

Auf Grund von Rissbefunden in ausländischen Anlagen hat die HSK im Jahre 1992 die Prüfung einer Stichprobe von Steuerstab- und Instrumentierungsdurchführungen im RDB-Boden gefordert. Prüfungen wurden in den Jahren 1993, 1996, 1999 und 2001 durchgeführt.

Die dritte Druckprüfung des nuklearen Dampferzeugungssystems wurde im Jahr 1997 nach dem Umbau der Speisewasserstutzen erfolgreich durchgeführt.

Die Prüfpflicht gemäss Festlegung NE-14<sup>32</sup> ist in den folgenden Punkten nicht erfüllt: Infolge fehlender Zugänglichkeit konnten die Behälterrundnaht V1 und die Bodennähte nicht geprüft werden. Wegen hoher Ortsdosisleistung wurden alle Einschweissnähte der Umwälzdruckstutzen nicht geprüft.

## HSK-Beurteilung

Die Wiederholungsprüfungen werden wie folgt beurteilt:

- Im Berichtszeitraum wurden gegenüber dem Zeitraum davor und gegenüber den Mindestanforderungen der Festlegung NE-14<sup>32</sup> zusätzliche Prüfungen durchgeführt, um die Integrität des Reaktordruckbehälters zu verifizieren. Die Auflage zur Betriebsbewilligung, die Prüfung der Schweissnähte im Kernbereich betreffend, wurde zum frühest möglichen Zeitpunkt erfüllt.
- Die nach NE-14<sup>32</sup> geforderte Prüfpflicht konnte aus Gründen der Zugänglichkeit und hoher Ortsdosisleistung nicht in allen Fällen erfüllt werden (Anmerkung: Die Festlegung NE-14<sup>32</sup> entstand erst nach der Fertigung des RDB). Deshalb wurden ausser den oben genannten Schweissnähten auch vier der sechs Safe-End-Nähte der Umwälzdruckstutzen und die RDB-Standzarge nicht geprüft. Dies ist im vom SVTI freigegebenen Wiederholungsprüfprogramm ausgewiesen. *Die Prüfbarkeit der bisher nicht gemäss den Vorschriften der NE-14<sup>32</sup> geprüften Schweissnähte des RDB ist unter Berücksichtigung des gegenwärtigen Standes der Manipulatortechnik und möglicher Massnahmen zur Reduktion der Ortsdosisleistung bis Ende 2003 neu zu beurteilen. (PSÜ-Pendenz)*
- Die eingesetzten Prüfverfahren genügen den Anforderungen der Festlegung NE-14<sup>32</sup> und entsprechen dem Stand der Technik. Bei den automatisierten Prüfungen hat KKM dafür gesorgt, dass die eingesetzten Prüfausrüstungen dem aktuellen Stand der Technik entsprechen. Der internationalen Entwicklung in der vergangenen Dekade entsprechend, wurden zunehmend Prüfverfahren eingesetzt, die, über das Vorgenannte hinaus, Qualifizierungsverfahren unterworfen wurden.
- Bei den durchgeführten wiederkehrenden und zusätzlichen Prüfungen wurden keine Befunde festgestellt, die für die Integrität des Reaktordruckbehälters von Bedeutung sind.
- Die mit der Betriebsdauer zunehmende Versprödung der RDB-Werkstoffe infolge Neutronenbestrahlung muss bei der Festlegung der Prüfbedingungen für die wiederholte RDB-Druckprobe berücksichtigt werden.
- *Da die Anzahl (drei) der für den Lastfall „Druckprobe mit 1,25- oder 1,2-fachem Auslegungsdruk“ spezifizierten Auslegungstransienten ausgeschöpft ist, sind die Auslegungstransienten für den RDB zu überprüfen (Anzahl, Prüfdruck, Temperatur für Druckprobe) und anzupassen. Termin: Mindestens 18 Monate vor der nächsten Druckprobe. (PSÜ-Pendenz)*

### 6.4.1.5 Alterungsüberwachungsprogramm des RDB

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Als relevante Alterungsmechanismen für den RDB werden thermische Versprödung, Neutronenversprödung, Ermüdung durch Betriebstransienten, Schwingungsrissskorrosion, Spannungsrissskorrosion und interkristalline Korrosion identifiziert und für die verschiedenen Bereiche des RDB im Detail betrachtet. Laut Untersuchungen des Betreibers gibt es keine Hinweise, die die Lebensdauer im Bereich 40 bis 60 Jahre beschränken würden. KKM schränkt aber ein, dass Lebensdauervoraussagen, vor allem wegen korrosiven Einflüssen, mit Vorsicht zu werten sind. KKM stellt zudem fest, dass an allen alterungsrelevanten Positionen mit Ausnahme der Umwälzdruckstutzen Wiederholungsprüfungen durchgeführt werden.

## HSK-Beurteilung

Die Aussagen des Alterungsüberwachungsprogramms sind aus Sicht der HSK nachvollziehbar. Die Untersuchung der verschiedenen Bereiche des RDB in Bezug auf Alterungsmechanismen erfolgte sorgfältig und umfassend. Die Massnahmen zur Beurteilung der Ermüdung und Versprödung bilden wesentliche Teile des Alterungsüberwachungsprogramms. Daneben wurde die Bedeutung der fernbedienten visuellen Prüfungen, die im Zusammenhang mit der Prüfung der Kerneinbauten stattfinden, richtig erkannt.

### 6.4.1.6 Zusammenfassende Bewertung des Reaktordruckbehälters

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

KKM bezieht sich bei der Beurteilung auf den Sicherheitsbericht<sup>11</sup> sowie die Systembeschreibung für den Reaktordruckbehälter und seine Einbauten. Weitere relevante Dokumente sind ein KKM-Bericht über die Analyse der Lastfälle und ein PSÜ-Bericht über das Konzept der Instandhaltung sowie ein Konzept und ein Steckbrief für die Alterungsüberwachung.

Aufgrund der vorgelegten und der zitierten Dokumente kommt KKM zum Schluss, dass der RDB die Sicherheitsfunktionen auch für die kommenden Betriebsjahre zuverlässig erfüllen kann.

## HSK-Beurteilung

Die Ergebnisse der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des RDB lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Die Sprödbruchsicherheit und die Ermüdungssicherheit des RDB sind für die der Auslegung zu Grunde gelegte Betriebsdauer gewährleistet.
- Die konstruktive Änderung im Bereich der Speisewasserstutzen hat zu einer Reduktion der Ermüdungsbelastung geführt.
- Die erstellten Festigkeitsnachweise zeigen, dass die untersuchten Komponenten für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind und dass die Spannungslimiten eingehalten sind.
- Bei den Wiederholungsprüfungen wurden keine Befunde festgestellt, die für die Integrität des RDB von Bedeutung sind. Die eingesetzten Prüfverfahren erfüllen die Festlegung NE-14<sup>32</sup> und entsprechen dem Stand der Technik.
- Im Alterungsüberwachungsprogramm wurden die aus heutiger Sicht bekannten Schadensmechanismen in Bezug auf die verschiedenen Bereiche des RDB detailliert beurteilt. Die für den RDB relevanten Alterungsmechanismen werden durch die im KKM angewendeten Alterungsüberwachungsmassnahmen in angemessener Weise erfasst.

Aufgrund dieser Ergebnisse kann davon ausgegangen werden, dass der RDB seine sicherheitstechnischen Aufgaben auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllen wird.

## **6.4.2 RDB-Einbauten**

### **6.4.2.1 Kernmantel**

Der Kernmantel ist ein oben und unten offener Stahlzylinder, der im Inneren des Reaktordruckbehälters den Reaktorkern mit den Brennelementen umhüllt. Der Kernmantel besteht aus Stahlblech-Zylindern sowie Flansch- und Stützringen. Die einzelnen Teile sind mit sieben horizontalen Rundnähten zusammengeschweisst. Die Stahlblech-Zylinder enthalten zusätzlich auch noch vertikale Schweissnähte. Der Kernmantel steht auf der Kernmantel-Abstützung, die mit dem RDB verschweisst ist.

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Der Kernmantel hat neben der Führung des Kühlmittelstromes die Aufgabe, das untere und obere Kerngitter sowie den Kernmanteldeckel mit dem Wasserabscheider zu tragen.

In Unfallsituationen, wie bei einem Erdbeben (horizontale Beschleunigung) oder bei einem Bruch der Reaktor-Umwälzschleife (horizontale Querströmung im Reaktor), 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.

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

KKM legt in seiner Systembeschreibung für den RDB und seine Einbauten dar, dass während der routinemässig durchgeführten visuellen Prüfungen am Kernmantel im Jahr 1990 Risse neben einer Rundschweissnaht des Kernmantels festgestellt wurden. Nachfolgende, anfänglich einfache Ultraschallprüfungen bestätigten die Risse, die von der Innenoberfläche des Kernmantels unmittelbar neben der Schweissnaht ausgingen. In den folgenden Jahren wurden Verbesserungen der angewendeten Ultraschalltechniken und des Prüfmanipulators erreicht und 1998 wurde erstmals die Wirbelstromtechnik eingesetzt. Ebenfalls 1998 wurde ein stark verbesserter Innenprüfmanipulator verwendet, der zuverlässigere Vergleiche der Prüfergebnisse und hiermit eine genauere Ermittlung des Risswachstums ermöglicht.

1996 wurden zur präventiven Stabilisierung des Kernmantels 4 Zuganker eingebaut. Ausserdem wurden zum Schutz des Kernmantels und der übrigen RDB-Einbauten gegen Spannungsrisskorrosion, die als Ursache der Kernmantelrisse identifiziert wurde, unmittelbar vor dem Abfahren der Anlage zur Jahresrevision 2000 folgende Massnahmen getroffen:

- Einspeisung von Edelmetallkomplexen in das Reaktorwasser (NMCA)
- Installation eines Wasserstoff-Generators und Probetrieb mit Wasserstoff-Einspeisung ins Speise- und damit Reaktorwasser (HWC)

Die Dauer-Wasserstoffeinspeisung wurde im Spätherbst 2000 realisiert. HWC und NMCA sollen das Wachstum bestehender Risse verlangsamen und die Entstehung weiterer Risse verhindern.

Aufgrund der vorgelegten und der zitierten Dokumente kommt der Betreiber zum Schluss, dass der Kernmantel die Sicherheitsfunktionen, insbesondere nach dem Einbau der Zuganker, sowie aufgrund der eingeleiteten Massnahmen zum Schutz des Kernmantels für die kommenden Betriebsjahre zuverlässig erfüllen wird. Weiter stellt der Betreiber fest, dass es wichtig ist, zu verfolgen, ob die Schutzwirkung durch die Umstellung der Wasserchemie (HWC/NMCA) erreicht wird.

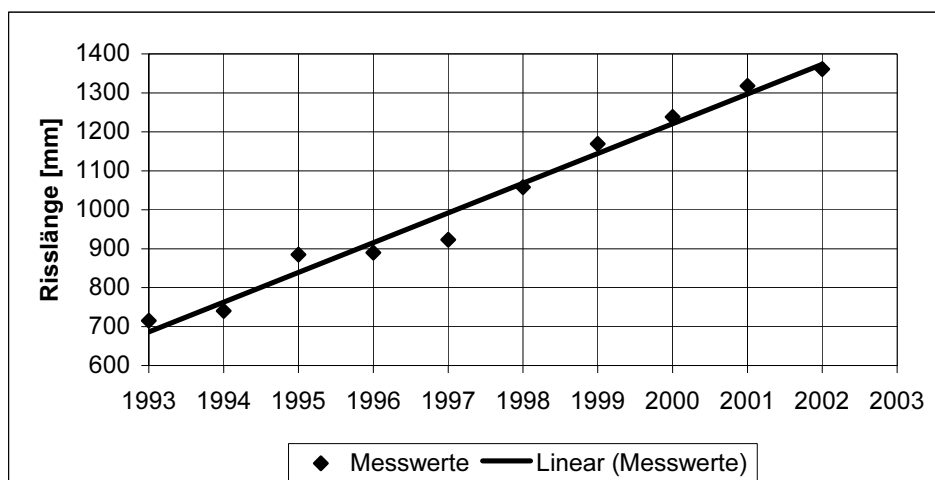
### HSK-Beurteilung

Die ersten Kernmantelrisse im KKM wurden im Jahr 1990 in der zentralen Rundschweissnaht Nr. 11 mittels visueller Prüfung entdeckt. In den folgenden Jahren bis 1996 wurden einerseits auch in anderen horizontalen Rundnähten Risse entdeckt, andererseits stellte man bei den bereits bekannten Rissen langsames Längenwachstum und teilweise auch Tiefenwachstum fest. An den vertikalen Schweissnähten wurden bislang keine Risse gefunden.

Wie die Untersuchung einer 1992 aus einem Rissbereich entnommenen Werkstoffprobe ergab, handelt es sich bei den Rissen um interkristalline Spannungskorrosionsrisse, die ihre wesentlichen Ursachen, nach dem aktuellen Stand des Wissens, in den Werkstoffeigenschaften, im Schweissvorgang, der Wasserchemie, sowie möglicherweise in der akkumulierten Neutronenfluenz haben.

Seit 1990 werden die Risse jährlich nach einem Prüfplan visuell und mittels Ultraschallprüfungen untersucht. Ihre Lage, ihr Aussehen, ihre Abmessungen und ihr Wachstum sind daher gut bekannt. Die Prüfverfahren wurden weiterentwickelt und entsprechen dem Stand der Technik.

Abb.6.4.2-1: Aufsummierte Risslängen der Rissbereiche 1, 2, und 3 der Schweissnaht Nr.11, bestimmt in den Revisionsstillständen der Jahre 1993 bis 2002



Wie Abb. 6.4.2-1 zeigt, nimmt die aufsummierte Risslänge der drei bereits seit 1993 bekannten Rissbereiche an der am stärksten von Rissen betroffenen Naht Nr. 11 mit der Zeit näherungsweise linear zu, wobei ihre mittlere Wachstumsrate ca. 75 mm/Jahr beträgt. Wie Abb. 6.4.2-1 ebenfalls zeigt, ist durch die seit der Revision 2000 eingeführten Schutzmassnahmen HWC und NMCA ein günstiger Einfluss auf die Risswachstumsgeschwindigkeit nicht erkennbar. Als Indiz für einen günstigen Effekt kann gewertet werden, dass die Risslänge der drei bereits seit 1993 bekannten Rissbereiche an der Naht Nr. 11 von 2001 bis 2002 lediglich um 43 mm gewachsen ist. Andererseits wurden in der Revision 2002 an der Naht Nr. 11 zwei neue, je 90 mm lange Risse gefunden, die seit der letzten Prüfung im Jahr 1999 entstanden sind. Die aufsummierte Risslänge aller fünf bis August 2002 an der Naht Nr. 11 bekannten Rissbereiche beträgt 1737 mm. Die bisher grösste, lokal festgestellte Risstiefe beträgt 90%, die mittlere Risstiefe liegt bei ungefähr 50% der Wandstärke.

Nach der Entdeckung der Kernmantelrisse im August 1990 verlangte die HSK einen umfassenden Sicherheitsnachweis. Der Nachweis musste aufzeigen, unter welchen Bedingungen die übergeordneten Schutzziele „Abschaltbarkeit“ und die „Not- und Nachkühlbarkeit“ des Reaktorkerns noch gewährleistet bleiben. Es war die explizite Forderung, dass der (rissbehaftete) Kernmantel selbst unter den extrem unwahrscheinlichen, konservativ angenommenen Bedingungen einer Überlagerung der Auslegungstörfälle „Sicherheitserdbeben“ (SSE) und „Kühlmittelverlust durch Bruch der Frischdampfleitung“ (ASME-II Level D, Faulted Condition) seine sicherheitsrelevanten Eigenschaften und Funktionen beibehält. Mittels konservativen Annahmen und Modellen konnte der Betreiber nachweisen, dass die Schutzziele selbst unter den genannten extrem unwahrscheinlichen Störfallbedingungen erfüllt sind, solange die kritische Einzelrisslänge weniger als 2,8 m beträgt (ohne Berücksichtigung der 1996 eingebauten Zuganker). Die 1997 von der TÜV Energie Consult, München, erstellte Expertise („Second Opinion“) zur sicherheitstechnischen Bedeutung der Risse im Kernmantel von KKM hat diesen Wert bestätigt. Zudem hat der TÜV Energie Consult bestätigt, dass die Bewertungen des Betreibers und der HSK korrekt waren.

Wie erwähnt, beträgt heute (August 2002) die aufsummierte Risslänge aller 5 Rissbereiche an der am stärksten von Rissen betroffenen Naht Nr. 11 1,737 m. Sie ist also um den Sicherheitsfaktor 1,6 kleiner als die kritische Einzelrisslänge von 2,8 m. Da die Risse nicht wanddurchdringend und nicht zusammenhängend sind, ist der Sicherheitsfaktor von 1,6 konservativ. Die Sicherstellung der erwähnten Schutzziele wäre somit heute selbst ohne Zuganker gewährleistet. Dank dieser Zuganker ist die Sicherheit heute auch bei einem vollständig durchgehenden Umfangsrisse gewährleistet.

Bei der Ultraschallprüfung an Kernmantelschweissnähten des KKM im Sommer 1998 wurde erstmalig ein Prüfverfahren eingesetzt, das Ultraschall- und Wirbelstromprüfungen von der Innenseite des Kernmantels her ermöglicht. Dies stellt gegenüber den Vorjahren eine Verbesserung dar. Die Rundnähte mit der grössten Sicherheitsrelevanz (Nr.4 und Nr.11) können damit von innen über 86 bzw. 95% der Nahtlänge mit Ultraschall und Wirbelstrom geprüft werden. Auch die vier Vertikalnähte mit der grössten Sicherheitsrelevanz, die zuvor nur visuell geprüft werden konnten, sind für die Ultraschall- und Wirbelstromprüfung zugänglich geworden. Die in den HSK-Analysen und in der TÜV-Expertise zugrunde gelegten Unsicherheiten, durch bisher nicht ultraschall-prüfbare Bereiche der Schweissnähte mit der grössten Sicherheitsrelevanz, bestehen durch den Einsatz der neuen Methodik nicht mehr. Das Wiederholungsprüfprogramm für den Kernmantel hat sich insgesamt als geeignet erwiesen, die Rissituation am Kernmantel zu verfolgen.

Die Zusatzprüfungen an der Kernmantelstabilisierung (Zuganker), die ab 1998 in das reguläre Prüfprogramm integriert wurden, sind im Sommer 1998 unter behördlicher Aufsicht erstmalig durchgeführt worden und sind erfolgreich verlaufen. Eine Fehlfunktion der Zuganker, wie sie in der Anlage



Nine Mile Point 1 (USA) aufgetreten ist, kann wegen der andersartigen Konstruktion in KKM ausgeschlossen werden.

Die Wasserstoff-Edelmetall-Einspeisung kann als eine präventive Massnahme zum Schutz des Kernmantels und der übrigen RDB-Einbauten betrachtet werden. *Der Nutzen der Wasserstoff-Edelmetall-Einspeisung zum Schutz der RDB-Einbauten ist zu verifizieren, wobei mögliche positive Aspekte (Verminderung des Risswachstums im Kernmantel) und mögliche negative Aspekte (Strahlenschutz, BE-Schadenspotential) nach einer angemessenen Applikationsdauer bis Ende 2004 zu bewerten sind. (Pendenz)*

#### **6.4.2.2 Übrige RDB-Einbauten**

##### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Ein Teil der übrigen RDB-Einbauten, wie oberes und unteres Kerngitter, hat die sicherheitstechnische Aufgabe, die Abschaltbarkeit des Reaktors und die Kühlbarkeit des Reaktorkerns während des Normalbetriebs und bei Auslegungsstörfällen zu gewährleisten.

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Im Bewertungszeitraum hat KKM folgende Änderungen an den übrigen RDB-Einbauten ausgeführt:

- Einbau modifizierter Bolzen des Wasserabscheiders aus einem korrosionsbeständigerem Werkstoff und gleichzeitige Eliminierung eines konstruktiv vorhandenen Spalts (1991, 1993)
- Einbau modifizierter Niederhaltebügel der Strahlpumpen mit grösserer Bügeldicke (daher reduzierte Spannungen) aus einem Werkstoff mit geänderter Wärmebehandlung (1991)

Für die übrigen RDB-Einbauten (ohne Kernmantel) ist ein separates Wiederholungsprüfprogramm in Kraft. Es besteht aus visuellen Prüfungen, vorwiegend mit der Unterwasserkamera. Das Prüfprogramm richtet sich nach Empfehlungen des Reaktorherstellers, die auf der weltweiten Betriebserfahrung in anderen Siedewasseranlagen beruhen. Die Prüfungen ergaben bisher keine sicherheitsrelevanten Befunde. Die visuellen Prüfungen haben auch gezeigt, dass nach der Leistungserhöhung im Jahr 1993 keine durch strömungsinduzierte Vibrationen entstandene Schäden an RDB-Einbauten aufgetreten sind.

Das Alterungsüberwachungsprogramm für die RDB-Einbauten, das auch den Kernmantel enthält, wurde der HSK in Form eines Berichtes vorgelegt. Darin wird die Situation der Kerneinbauten im KKM mit starker Gewichtung auf die Gefährdung durch Korrosions-, Ermüdungs- und Versprödungsmechanismen beschrieben. Mit Ausnahme der nachträglich eingebauten Zuganker für den Kernmantel werden die Teile der Kerneinbauten im Detail beschrieben und unter Berücksichtigung der konstruktiven Gestaltung bezüglich Anfälligkeit auf die oben genannten Schadensmechanismen und Schadenskonsequenzen bewertet. Die Betriebserfahrung mit Kerneinbauten der GE-Siedewasserreaktoren weltweit wird dabei berücksichtigt und ausgewertet. Im Bericht werden eine Reihe von KKM-spezifischen Empfehlungen aufgeführt und es wird festgestellt, dass die RDB-Einbauten nach einem von der HSK freigegebenen Wiederholungsprüfprogramm geprüft werden. Im abschliessenden Kapitel über Prüftechniken und Ausrüstungen werden die im KKM eingesetzten Prüftechniken bewertet und Vorschläge zur Weiterentwicklung unterbreitet.

## HSK-Beurteilung

Mit dem Einbau modifizierter Bolzen des Wasserabscheiders und modifizierter Niederhaltebügel der Strahlpumpen wurden konkrete Massnahmen zur Verhinderung von Spannungsrisskorrosion realisiert.

Das Wiederholungsprüfprogramm für die RDB-Einbauten ist umfassend und geeignet, um Schäden an den zugänglichen RDB-Einbauten rechtzeitig zu erkennen. Bei der anstehenden Überarbeitung des Programms sind die Konsequenzen und Empfehlungen aus dem Alterungsüberwachungsprogramm zu beachten.

Die fachliche Ausarbeitung des Alterungsüberwachungsprogramms erfüllt die Erwartungen weitgehend. Es liefert eine detaillierte Dokumentation der Reaktoreinbauten mit einer sorgfältigen Auswertung der Betriebserfahrungen aus dem Bereich des Reaktorherstellers bezüglich Schädigungsmechanismen in GE-Siedewasseranlagen. Es ist allerdings nicht klar erkennbar, ob alle gemäss des von der GSKL entwickelten Katalogs der Alterungsmechanismen (KATAM) in Frage kommenden Alterungsmechanismen in Erwägung gezogen wurden. Die Bewertung der Prüftechniken zur Detektion von Alterungsschäden erscheint plausibel und gut begründet, allerdings ist die Position des Betreibers zu wenig klar erkennbar. Die HSK erwartet eine Überarbeitung der Dokumentation zur Alterungsüberwachung der Reaktoreinbauten.

Die unteren RDB-Einbauten sind für Prüfungen schwer zugänglich. Andererseits handelt es sich um Bereiche, denen im Alterungsüberwachungsprogramm aufgrund des Potenzials für Spannungsrisskorrosion und aufgrund der Konsequenzen eines Schadensfalls eine hohe Priorität zugeordnet wurde. *Die Möglichkeiten zur Prüfung der potenziell schadensrelevanten Bereiche der Abstützkonstruktion des Kernmantels (siehe Alterungsüberwachungsprogramm) sind deshalb zu untersuchen und bis Ende 2003 sind der HSK entsprechende Vorschläge einzureichen. (PSÜ-Pendenz)*

### 6.4.3 Umwälzsystem

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

KKM bezieht sich bei seiner Beurteilung auf den Sicherheitsbericht<sup>11</sup> sowie die Systembeschreibung für das Umwälzsystem. Ein weiteres relevantes Dokument ist das Konzept zur Alterungsüberwachung der Reaktor-Umwälzschleife.

Das Reaktor-Umwälzsystem erfüllt betriebliche Aufgaben. Es besteht aus den beiden Umwälzschleifen (Loop A und B) mit Rohrleitungen und Absperrarmaturen und den beiden Umwälzpumpen. Die Umwälzschleifen bilden einen Teil der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlsystems. Die Auslegung und die Anforderungen an das Umwälzsystem blieben im Bewertungszeitraum unverändert.

Am Umwälzsystem wurden im Betrachtungszeitraum folgende sicherheitstechnisch wichtigen Änderungen ausgeführt:

- Nachrüstung von je 2 Ausschlagsicherungen am Loop A und B im Jahre 1992.
- Umbau der Umwälzpumpen im Jahr 1998. In beide Pumpengehäuse wurden konstruktiv verbesserte Läufer, Kühler mit Gehäuse, Pumpendeckel und neuartige Sperrwasser-Erhitze eingebaut. In diesen wird das aus der Gleitringdichtung nach unten austretende kalte Sperrwasser längs der Welle stetig bis auf etwa 250°C erwärmt, bevor es sich an der Welle mit dem 250°C heissen Reaktorwasser vermischt.

- Im Jahr 1999 wurden die Anschlussleitungen für die Edelmetalleinspeisung in die Umwälzschleifen erstellt.
- Umbau der Gleitringdichtungen der Umwälzpumpen im Jahr 2000.

In dem von der HSK geforderten Alterungsüberwachungsprogramm<sup>2</sup> wurden für das Reaktorummwälzsystem (Stand 1997) als relevante Alterungsmechanismen Spannungsrisskorrosion, Ermüdung durch Betriebstransienten und Vibrationen, thermische Versprödung und Adhäsion beweglicher Teile identifiziert und für die betroffenen Komponententeile im Detail betrachtet. Dabei ist zu beachten, dass Kleinleitungen und Systemteile ausserhalb normalerweise geschlossener Erstabsperrarmaturen, sowie die Einbauten der Umwälzpumpen (Einbau neuer Teile 1998) nicht behandelt werden. Der Betreiber kommt zum Schluss, dass die detaillierten Untersuchungen der Positionen und Schadensmechanismen keine Hinweise ergeben, die die Lebensdauer im Bereich 40 bis 60 Jahre beschränken würden. Dies gilt insbesondere deshalb, weil die wesentlichen Teile der Reaktorummwälzschleifen 1986 ausgetauscht worden waren und bessere Werkstoffe aufgrund der Betriebserfahrungen zum Einsatz gekommen sind. Obschon relevante Schäden auf Grund dieser Untersuchungen nicht zu erwarten sind, hält der Betreiber eine gewisse Vorsicht nach wie vor für vernünftig, insbesondere in Bezug auf den Schadensmechanismus der Spannungsrisskorrosion an den austenitischen Schweissnähten, da sich diese Schadensart bis heute rechnerisch nur beschränkt erfassen lässt.

Aufgrund der Bewertung der Auslegung und der Anlageänderungen sowie der durchgeführten Funktions- und Wiederholungsprüfungen kommt KKM zusammenfassend zum Schluss, dass das Umwälzsystem die Sicherheitsfunktionen auch für die kommenden Betriebsjahre zuverlässig erfüllen wird.

### **HSK-Beurteilung**

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen am Umwälzsystem wurden folgende Verbesserungen erreicht:

- Durch die Montage der Ausschlagsicherungen sind die Umwälzleitungen voll gegen Rohrausschlag in Folge eines Bruches der Umwälzleitungen abgesichert.
- Die Änderung der Umwälzpumpen hatte insbesondere den Zweck, die Rissbildung in den Wellen und Pumpendeckeln (Bestandteil der druckführenden Umschliessung) infolge thermischer Ermüdung zu verhindern. Mit dem Ersatz der Pumpendeckel wurde neues, thermisch nicht versprödtes Material eingebaut. Ein weiteres konstruktives Merkmal des neuen Läufers ist eine zentrale Längsbohrung in der Welle, mit der zerstörungsfreie Prüfungen der Wellen im eingebauten Zustand möglich sind.

Die im Zusammenhang mit den oben genannten Änderungen erforderlichen Festigkeitsnachweise wurden vom SVTI geprüft und ohne Beanstandungen akzeptiert.

Die Gehäuse der Umwälzpumpen und die Deckel der Hauptabsperrschieber sind aus dem ferritisch-austenitischen Stahlguss CF8M bzw. CF8, Werkstoffen, die bei höheren Temperaturen thermisch verspröden. Im Berichtszeitraum wurde ein von der HSK verlangter Integritätsnachweis für diese Komponenten erbracht. Der Nachweis zeigt, dass die Integrität bei allen Auslegungstransienten auch im versprödeten Zustand gewährleistet ist.

Im Berichtszeitraum wurden die üblichen Instandhaltungsmassnahmen wie Wartungen, Störungsbehebungen, Reparaturen und Ersatz von Verschleisssteilen ohne Einschränkung der Systemverfüg-

barkeit durchgeführt. Ausserdem wurden Funktionsprüfungen und die nach der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup> vorgeschriebenen zerstörungsfreien Wiederholungsprüfungen durchgeführt.

Die Umwälzleitungen bestehen aus dem austenitischen Werkstoff Typ 316 LN Mod., der für Spannungsrisskorrosion nicht anfällig ist. Die am Umwälzsystem durchgeführten wiederkehrenden Prüfungen (die Rohrleitungsschweissnähte werden automatisiert mit Ultraschall geprüft) haben im Berichtszeitraum keine Befunde ergeben, die für die Sicherheit der Anlage von Bedeutung sind.

Die im Alterungsüberwachungsprogramm auf dem Stand von 1997 getroffenen Aussagen für die explizit behandelten Teile des Reaktorumwälzsystems erscheinen plausibel und nachvollziehbar. Die fachliche Ausarbeitung zur Ermittlung der relevanten Alterungsmechanismen erfolgte sorgfältig und umfassend. Der Umfang der in die Untersuchung einzubeziehenden Teile sollte überprüft werden. Die letzten drei Jahre des Berichtszeitraumes sind nicht nachgewiesen. Da im Zeitraum 1997 bis 2000 Änderungen am Umwälzsystem ausgeführt wurden, erwartet die HSK eine Überarbeitung des Berichtes.

#### **6.4.4 Frischdampfsystem**

In diesem Kapitel werden die Rohrleitungen des Frischdampfsystems im Bereich der Sicherheitsklassen 1 und 2 ohne die in den Kap. 6.5.3 und Kap. 6.6.3 betrachteten Isolations- und Sicherheitsventile behandelt.

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Das Frischdampfsystem ist Bestandteil der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlsystems. Einige Komponenten dieses Systems erfüllen wichtige Sicherheitsfunktionen: Isolation, Überdrucksicherung und Druckentlastung. Die Auslegung und die Anforderungen an das Frischdampfsystem blieben im Bewertungszeitraum unverändert.

Im Zusammenhang mit der Ertüchtigung des Frischdampfsystems für Erdbebenbelastungen und für Rohrbrüche ausserhalb des Containments wurden die Abstützungen der Rohrleitungen und die Gleitlager im Dampftunnel (SK2-Bereich) ertüchtigt (1994) und Schubnocken nachgerüstet.

Das Alterungsüberwachungsprogramm für das Frischdampfsystem umfasst das Rohrleitungssystem bis zur zweiten Isolationsarmatur ausserhalb des Drywells und bis zu den Fixpunkten im Dampftunnel, Teile des Kernisolationskühlsystems, die Abblaseleitungen sowie alle zugehörigen Armaturen. Die Bearbeitung der Armaturen ist unterteilt in die Untersuchung der druckumschliessenden Teile, die zusammen mit dem Rohrleitungssystem behandelt werden, und die Untersuchung der für die Sicherheitsfunktion erforderlichen Teile.

Für die drucktragenden Teile der Sicherheitsklasse 1 und 2 werden als relevante Alterungsmechanismen Ermüdung durch Betriebstransienten, Erosionskorrosion und Tropfenschlagerosion identifiziert, für die Venturi-Düsen und Teile von Armaturen zusätzlich interkristalline Korrosion, Spannungsrisskorrosion und thermische Versprödung. Für die selten mit Primärmedium beaufschlagten Teile wie die Abblaseleitungen (SK 3) werden Flächenkorrosion, mikrobiell induzierte Korrosion und Stillstandskorrosion behandelt. Für Stossbremsen und funktionstragende Teile von Armaturen ist Adhäsion relevant. Bei Armaturen wird ausserdem die Funktionsstörung aufgrund von Verschmutzung diskutiert. Die Alterungs- und Schädigungsmechanismen werden für die betroffenen Komponententeile im Detail betrachtet. Besondere Aufmerksamkeit widmet das Alterungsüberwachungsprogramm den Erosionsmechanismen an den Rohrleitungen, an denen quantitative Abschätzungen sowie systematische Wanddickenmessungen durchgeführt werden.

Für die Frischdampfleitungen kommt KKM zusammenfassend zum Schluss, dass die Rohre sehr massiv ausgeführt sind und die detaillierten Untersuchungen der Positionen und Schadensmechanismen keine Hinweise ergeben, die die Lebensdauer im Bereich 40 bis 60 Jahre beschränken würden. Für die für verschiedene Korrosionsarten anfälligen Teile der Abblaseleitungen wird die Aufnahme ins Alterungsüberwachungsprogramm mittels visueller Prüfungen festgelegt. Für die RCIC-Leitung und die FD-Entwässerung wird eine Schädigung durch Alterungsmechanismen als unwahrscheinlich angesehen. Bei den Armaturen wird für die Sicherheits-/ Abblaseventile (SRV) ein Schädigungspotential durch Alterungsmechanismen festgestellt, für die übrigen Armaturen nur ein geringes oder kein erkennbares Schädigungspotential.

### **HSK-Beurteilung**

Die im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen hatten den Zweck, das Frischdampfsystem für höhere seismische Belastungen und für Rohrbrüche auch ausserhalb des Containments zu requalifizieren. Mit den verschiedenen Änderungen wurde das Projekt zur seismischen Requalifikation mechanischer Ausrüstungen (REQUA) abgeschlossen.

Die im Zusammenhang mit den oben genannten Änderungen erstellten Festigkeitsnachweise behandeln alle spezifizierten Lastfälle, einschliesslich des 2F-Rohrbruchs.

Die für die Requalifikationen erstellen Festigkeitsnachweise wurden von Experten der HSK ohne Beanstandung geprüft. Die Festigkeitsnachweise weisen nach, dass die Komponenten für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind.

Im Berichtszeitraum wurden die nach der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup> vorgeschriebenen Wiederholungsprüfungen und mechanisierte und manuelle Wanddickenmessungen mit Ultraschall durchgeführt.

Bei den Wiederholungsprüfungen wurden keine sicherheitsrelevanten Befunde festgestellt. Die eingesetzten Prüfverfahren entsprechen der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup> und dem Stand der Technik. Der geforderte Prüfumfang wurde erfüllt. Die zusätzlich zu den Wiederholungsprüfungen nach NE-14<sup>32</sup> durchgeführten Wanddickenmessungen sind geeignet, Wandschwächungen durch Erosion und Erosionskorrosion (relevante Alterungsmechanismen) zu erkennen.

Das Alterungsüberwachungsprogramm für die druckumschliessenden Teile des Frischdampfsystems erscheint gut begründet und nachvollziehbar. Offensichtliche Lücken sind nicht erkennbar. Die ergänzenden Massnahmen für die Hauptleitungen wurden inzwischen weitgehend umgesetzt. Für die Beurteilung der Alterung von Armaturen im Hinblick auf den Erhalt der Sicherheitsfunktionen liegt noch nicht die gleiche Bearbeitungstiefe vor wie für die druckumschliessenden Teile.

Das Frischdampfsystem entspricht dem heutigen Stand der Technik.

### 6.4.5 Speisewassersystem

In diesem Kapitel werden die Rohrleitungen des Speisewassersystems im Bereich der Sicherheitsklassen 1 und 2 ohne die im Kap. 6.5.3 betrachteten Isolationsventile behandelt.

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Das Speisewassersystem ist Bestandteil der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlsystems und erfüllt folgende wichtige Sicherheitsfunktionen: Nüchwärmeabfuhr und Notspeisung. Die Auslegung und die Anforderungen an das Speisewassersystem blieben im Bewertungszeitraum unverändert.

Im Zusammenhang mit der Ertüchtigung des Speisewassersystems für Erdbebenbelastungen und für Rohrbrüche ausserhalb des Containments wurden die Abstützungen der Rohrleitungen und die Gleitlager im Dampftunnel (SK2-Bereich) ertüchtigt (1994) und Schubnocken nachgerüstet (1997).

Ausserdem wurden folgende Änderungen ausgeführt:

- Einbau von gedämpften Rückschlagventilen und Einbau neuer Stossbremsen im Jahr 1995 (Kap. 6.5.3).
- Reparatur der Schweissnaht S2 am Speisewasserrückschlagventil 02V96A auf Grund von Ultraschall-Anzeigen bei den Herstellungsprüfungen im Jahr 1996.
- Einbau von Rohrbögen mit grösserem Biegeradius und Einbau neuer Übergangsstücke im Anschluss an die Speisewasserstutzen im Rahmen der Modifikation der RDB-Speisewasserstutzen im Jahr 1997 (Kap. 6.4.1.2).

Das Alterungsüberwachungsprogramm für das Speisewassersystem umfasst das Rohrleitungssystem der SK 1 bis zur zweiten Isolationsarmatur ausserhalb des Drywell und bis zu den Fixpunkten im Dampftunnel, sowie die SK1-Rohrleitungsabschnitte des Kernisolationssystems und des Reaktorwasser-Reinigungssystems. Es werden die druckumschliessenden Teile der Rohrleitungen und Armaturen, sowie Halterungen, Hänger und Stossbremsen, sowie weitere Funktionsteile der Hauptarmaturen des Speisewassersystems und eines Teils der Absperrarmaturen der abgehenden Leitungen berücksichtigt.

Für die druckumschliessenden Komponententeile werden verschiedene flächenhafte und rissbildende Korrosionsarten, Erosionskorrosion, Ermüdung durch Betriebstransienten und Temperaturschichtungen, thermische Versprödung von Austeniten als relevant identifiziert und näher betrachtet. Für bewegliche Teile von Armaturen und Stossbremsen kommen Adhäsion und Schädigung durch Verschmutzung als Alterungsmechanismen hinzu. Aufgrund der detaillierten Untersuchungen der Positionen und Schadensmechanismen kommt KKM zusammenfassend zum Schluss, dass es keine Hinweise gibt, die die Lebensdauer im Bereich 40 bis 60 Jahre beschränken würden. Das Alterungsüberwachungsprogramm besteht aus den Wiederholungsprüfungen, die für eine Position im Rohrleitungssystem ergänzt werden, aus der Wiederholungsdruckprobe, aus Temperaturaufzeichnungen und aus weiteren ergänzenden Massnahmen in Form von Wanddickenmessungen.

#### HSK-Beurteilung

Viele der im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen hatten den Zweck, das Speisewassersystem für höhere seismische Belastungen und für Rohrbrüche auch ausserhalb des Containments zu requalifizieren. Mit den Änderungen wurde das Projekt zur seismischen Requalifikation mechanischer Ausrüstungen (REQUA) abgeschlossen. Durch die Reparatur der Schweissnaht an einem

Speisewasserrückschlagventil konnte der Nachweis erbracht werden, dass die bei den Ultraschall-Herstellungsprüfungen festgestellten Anzeigen durch unbedenkliche Fehler verursacht worden waren.

Im Zusammenhang mit den oben genannten Änderungen wurden die erforderlichen Festigkeitsnachweise erstellt. Weitere Festigkeitsnachweise behandeln die Temperaturverteilung und die Auswirkungen von Temperaturschichtungen beim An- und Abfahren.

Die für die Requalifikationen erstellten Festigkeitsnachweise wurden von Experten der HSK ohne Beanstandung geprüft. Die Festigkeitsnachweise weisen nach, dass die Komponenten für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind.

Im Berichtszeitraum wurden die nach der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup> vorgeschriebenen Wiederholungsprüfungen und mechanisierte und manuelle Wanddickenmessungen mit Ultraschall durchgeführt.

Bei den Wiederholungsprüfungen wurden keine sicherheitsrelevanten Befunde festgestellt. Die eingesetzten Prüfverfahren entsprechen der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup> und dem Stand der Technik. Der geforderte Prüfumfang wurde erfüllt. Die zusätzlich zu den Wiederholungsprüfungen nach NE-14<sup>32</sup> durchgeführten Wanddickenmessungen sind geeignet, Wandschwächungen durch Erosion und Erosionskorrosion (relevante Alterungsmechanismen) zu erkennen.

Die im Alterungsüberwachungsprogramm für die Speisewasserleitungen vorgenommene Untersuchung der Alterungsmechanismen erfolgte sorgfältig und die Schlussfolgerungen erscheinen nachvollziehbar. Ergänzende Massnahmen zur bestehenden Alterungsüberwachung wurden definiert und zum Teil bereits umgesetzt. Die Behandlung der Alterungsüberwachung für die Armaturen ist im vorliegenden Konzept noch nicht vollständig, da Listen von Wiederholungs- und Funktionsprüfungen und Modifikationen gemäss Bericht in Überarbeitung sind.

Das Speisewassersystem entspricht dem heutigen Stand der Technik.

## **6.5 Containment und Containmentsysteme**

KKM hat wie alle schweizerischen Kernkraftwerke ein Doppel-Containment, bestehend aus einem Primär- und Sekundärcontainment. Weitere sicherheitsrelevante Systeme des Containments sind die Isolationssysteme, die Vakuumbrechsysteme, die Systeme zur Wasserstoffbeherrschung und das Notabluftsystem.

### **6.5.1 Primärcontainment**

Das Primärcontainment ist als Stahl Druckschale ausgeführt und besteht aus dem Drywell, dem Torus und 6 Überströmrohren („ventpipes“), die den Drywell mit dem Torus verbinden. Der Drywell ist während der Jahresabstellungen über die Personenschleuse und das Materialtor zugänglich.

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Primärcontainment hat die Aufgabe, das bei einem Leck im nuklearen Dampferzeugungssystem austretende Wasser-Dampfgemisch aufzufangen, den entstehenden Überdruck durch Kondensation in der Wasservorlage des Torus abzubauen bzw. zu begrenzen und freigesetzte radioaktive Stoffe zurückzuhalten. Die Wasservorlage im Torus dient ferner als Wärmesenke bei einer Frischdampfisolierung und als Wasserspeicher für die Kernnotkühlung. Um bei einem schweren Unfall mit Kernbe-

schädigung die Möglichkeit einer Wasserstoffverbrennung auszuschliessen, ist das Primärcontainment im Leistungsbetrieb mit Stickstoff inertiert. Zudem wird ein zu grosser Druck entweder gezielt (manuell) oder mit dem Ansprechen von Berstscheiben durch ein gefiltertes Druckentlastungssystem abgebaut.

### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die relevanten Dokumente für das Primärcontainment sind das Konzept und der Steckbrief für die Alterungsüberwachung.

KKM hat im Berichtszeitraum in Bezug auf mechanische Ausrüstungen des Primärcontainments folgende Änderungen ausgeführt:

- Ersatz der Torusringleitung<sup>2</sup> (1991)
- Installation des Systems CDS für die gefilterte Containment-Druckentlastung (Kap. 6.11.4, 1992) und des Drywell-Sprüh- und Flutsystems DSFS (Kap. 6.11.2, 1992)
- Ertüchtigung der Drywell-Durchführungen der Frischdampf- und Speisewasserleitungen (1995 bis 1997)
- Ersatz der ferritischen Torus-Durchdringungen und der Tauchrohre mit Flanschverbindung der CS-Testleitung, des TCS-, STCS- und RCIC-Systems durch entsprechende Leitungen aus austenitischem Material (1996 bis 1998)

Das Wiederholungsprüfprogramm enthält neben Dichtheitsprüfungen (Kap. 6.5.3) visuelle Prüfungen des Drywells, des Torus und der Durchdringungen. Wegen Leckagen des Reaktorbeckens (Kap. 6.8.4) wurde die äussere Oberfläche der Drywellschale durch eine in die Betonstruktur eingebrachte Kernbohrung visuell geprüft. Die Prüfung zeigte eine gleichmässig beginnende Korrosion. Eine ergänzende Wanddickenmessung mit Ultraschall ergab keine Hinweise auf signifikante Wandschwächungen.

Die Alterungsüberwachungsdokumente des Primärcontainments umfassen die Drywellschale, die Überströmleitungen und den Torus, sowie damit verbundene Leitungen, Durchführungen, Schleusen und Abstützungen. Mit einem Revisionsstand von 1999 ist der Berichtszeitraum weitgehend abgedeckt.

Für die metallischen Bestandteile des Primärcontainments werden in erster Linie verschiedene Arten der Korrosion als relevante Alterungsmechanismen identifiziert. Für Anstriche und Elastomere wird ebenfalls ein Potenzial für Alterung festgestellt. Die Untersuchung im Rahmen des AÜP kommt zu dem Schluss, dass die nichtkorrosiven Schädigungsmechanismen nur von untergeordneter Bedeutung sind oder durch das bestehende Wiederholungsprüfprogramm erfasst werden.

Als korrosive Alterungsmechanismen werden Lochkorrosion, Muldenkorrosion, Flächenkorrosion, mikrobiologisch induzierte Korrosion, Taupunktkorrosion und Spaltkorrosion im Detail für die betroffenen Bauteile diskutiert. Der Zustand der Komponenten, die korrosionsanfällig sein können, wird auf dem Stand von 1999 noch als gut beurteilt. Es gibt jedoch Hinweise auf aktive Korrosionsmechanismen an einzelnen Stellen. Insbesondere für das mikrobiell belastete Leckagewasser aus dem nicht vollständig abgedichteten Reaktorbecken wird eine jährliche chemisch-biologische Wiederholungsprüfung gefordert. Die bisherigen Untersuchungsergebnisse weisen auf eine zunehmende mikrobielle Besiedlung des Spaltbereichs zwischen Drywell und Betoneinbettung sowie im Sandbett hin. Die detaillierte Zustandsanalyse der Drywellschale ergibt, dass die Aussenseite einem Korrosionsangriff



durch sulfatreduzierende Mikroorganismen ausgesetzt ist, deren Angriffstiefe sich mit der verwendeten Ultraschallprüfung nicht exakt ermitteln lässt. Es liegen aber keine Anzeichen auf ein Schädigungsbild des Drywells vor, welches zu sofortigem Handeln Anlass geben würde.

Für die korrosionsbedingten Alterungsmechanismen wird generell ein Bedarf an weiteren Untersuchungen erkannt. Der vom Betreiber beauftragte Experte gibt eine Reihe von Empfehlungen für Untersuchungsmethoden und für mögliche Schutzmassnahmen zur langfristigen Sicherung der Strukturintegrität des Primärcontainments. Vom KKM werden je nach Bedarf und Verdacht weitere Kontrollen, wie an den Faltenbälgen von bestimmten Drywelldurchführungen, in kürzeren Abständen durchgeführt. Ferner konnte durch die durchgeführte Mannlochbohrung die Aussenwand des Drywells im Bereich der Sandeinbettung kontrolliert werden. Es wurde kein signifikanter Materialabtrag festgestellt. Zukünftige Prüfungen sollen diesen Zustand bestätigen bzw. eventuelle zusätzliche Massnahmen auslösen. Wanddickenmessungen im Bereich des Mannlochs 90° werden gemäss Wiederholungsprüfprogramm aufgeführt.

Zusammenfassend hält KKM fest, dass es bei den bis heute durchgeführten Prüfungen keine Ergebnisse gab, die auf Rissbildung oder andere gravierende Schäden deuten.

### **HSK-Beurteilung**

Durch den Einbau austenitischer Torusdurchdringungen und Tauchrohre sowie durch Instandhaltungsmassnahmen (Beschichtung bzw. Anstrich der Torusinnenfläche) und die Inertierung mit Stickstoff (ab 1988) wurde die Korrosionsgefährdung des Primärcontainments verringert. Ausserdem wurden mögliche Leckagepfade eliminiert, die die integrale Leckratenprüfung des Containments hätten beeinträchtigen können.

Die Wiederholungsprüfungen ergaben keine relevanten Befunde. Die Sicherheitsfunktion des Primärcontainments wird durch die am Drywell festgestellte Korrosion nicht beeinträchtigt. Durch regelmässige Wanddickenmessungen muss dieser Zustand auch in Zukunft bestätigt werden bzw. es müssen geeignete notwendige Massnahmen ergriffen werden.

Die Untersuchung der Alterungsmechanismen der mechanischen Teile des Primärcontainments erfolgte sehr sorgfältig und mit grossem Aufwand. Die Identifikation der durch Alterungsmechanismen gefährdeten Bereiche erscheint gut begründet und nachvollziehbar. Unklar ist jedoch, wie der Betreiber selbst den gegenwärtigen Zustand und die langfristige Entwicklung des Primärcontainments bezüglich Korrosion einschätzt. In diesem Punkt legt der Betreiber mit der eingereichten Dokumentation kein vorausschauendes Konzept für die zukünftige Alterungsüberwachung des Containments vor. Auch wenn kein Anlass zu sofortigem Handeln besteht, so ist doch sicherzustellen, dass für die angestrebte Betriebsdauer des KKM ein planmässiges Vorgehen zur Kontrolle und Behebung der erkannten Alterungsvorgänge am Primärcontainment festgelegt wird. Aus Sicht der HSK ist diesem Aspekt in der zukünftigen Bewertungsperiode die entsprechende Aufmerksamkeit zu widmen. *Die Alterungsüberwachung des Primärcontainments ist periodisch dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik gemäss zu prüfen und anzupassen, auch unter Berücksichtigung von Betriebserfahrungen und Erkenntnissen aus vergleichbaren Anlagen (internationaler Erfahrungsaustausch). Die erste Überprüfung und Anpassung ist bis Ende 2003 durchzuführen. (Pendenz)*

## 6.5.2 Sekundärcontainment (Reaktorgebäude)

Das Sekundärcontainment wird durch das Reaktorgebäude aus Stahlbeton gebildet. Die Wandstärke beträgt im zylindrischen Teil 60 cm, im Bereich der Kuppel zwischen 15 und 30 cm. Das Sekundärcontainment ist auf einen Überdruck von 340 mbar und auf einen Unterdruck von 100 mbar ausgelegt. Bei einem Überdruck von ca. 60 mbar im Sekundärcontainment öffnen sich selbsttätig Tauchrohre zum äusseren Torus, welcher eine Wasservorlage und einen Luftraum umfasst. Der Luftraum des äusseren Torus ist ohne Filtrierung mit dem Abluftkamin verbunden.

### Sicherheitstechnische Aufgaben

Das Sekundärcontainment bildet einen Schutz gegen äussere Einwirkungen und dient dem Auffangen allfälliger Leckagen von luftgetragenen radioaktiven Stoffen aus dem Primärcontainment. Diese werden anschliessend vom Notabluftsystem kontrolliert und filtriert über den Kamin abgegeben (Kap. 6.5.7). Ein störfallbedingter Druckanstieg im Sekundärcontainment wird durch Abblasen des Dampf-Luft-Gemischs in den äusseren Torus begrenzt. Dabei wird im Aussentorus ein Reinigungseffekt erzielt, der dem des Notabluftsystems ähnlich ist.

### Funktion und Schutzsysteme

Das Sekundärcontainment wird durch die Lüftungsanlagen als Teil der kontrollierten Zone auf einem Gebäudeunterdruck von 1.5 mbar gehalten. Bei Anzeichen eines Störfalls wird das Sekundärcontainment lüftungsmässig isoliert, und die Unterdruckhaltung wird vom Notabluftsystem übernommen.

Im Leistungsbetrieb sind der Dampftunnel und die Reaktorwasserreinigungsanlage aus Strahlenschutzgründen nur beschränkt zugänglich. Alle übrigen Räume des Sekundärcontainments sind auch während des Leistungsbetriebs zugänglich. Der Zugang zum Sekundärcontainment erfolgt auf Kote +8 m über die Personenschleuse, die über dem Dampftunnel liegt, bzw. über die Materialschleuse, die mit dem Aufbereitungsgebäude verbunden ist. Bei Bedarf kann das Sekundärcontainment auch über zwei Notschleusen auf Kote 0 m geräumt werden. Auf Kote 0 m führt ausserdem eine Notschleuse ins SUSAN-Gebäude. Diese kommt zum Einsatz, wenn der äussere Zugang zum SUSAN-Gebäude nicht benutzbar ist, so zum Beispiel bei externer Überflutung.

Beim Bruch einer Frischdampf- oder Speisewasserleitung im Dampftunnel des Reaktorgebäudes wird der Überdruck über 48 Tauchrohre mit je 500 mm Durchmesser in den äusseren Torus mit einer Wasservorlage von ca. 1000 m<sup>3</sup> abgebaut. Dadurch wird der Druckanstieg im Sekundärcontainment auf 300 mbar begrenzt. Die bei diesem Abblasevorgang auftretenden dynamischen Belastungen sind für die massive Stahlbetonstruktur des äusseren Torus vernachlässigbar.

Zum Schutz des Sekundärcontainments gegen zu grossen Unterdruck ist eine einzelne, mit dem Luftraum des äusseren Torus verbundene, druckabhängig gesteuerte Klappe vorhanden. Diese Vakuumbrecharmatur öffnet im Bedarfsfall automatisch, um damit den entstehenden Unterdruck zu begrenzen.

### HSK-Beurteilung

Die Beurteilung des Sekundärcontainments als Bauteil des Reaktorgebäudes erfolgt in den Kap. 5.5.3 und Kap. 6.2.3. Der Aussenzylinder und die Dachkuppel aus Stahlbeton sind seismisch qualifiziert. Der bauliche Zustand ist gut. Die Auslegungsanforderungen sind erfüllt.

Die Isolation des Sekundärcontainments wird in den Kap. 6.5.4 und Kap. 6.5.5 behandelt. Zur Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Sekundärcontainment in die Umgebung dienen

das Notabluftsystem (Kap. 6.5.7) sowie eine Druckentlastung in den äusseren Torus, wodurch eine teilweise Rückhaltung der radioaktiven Stoffe im Wasser des äusseren Torus erfolgt.

### **6.5.3 Isolationssystem des Primärcontainments**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Isolationssystem des Primärcontainments hat das Einzelfehlerkriterium zu erfüllen und besteht deshalb grundsätzlich aus je zwei Armaturen in Serie. Es hat verschiedene Aufgaben:

- Rückhaltung luftgetragener radioaktiver Stoffe
- Rückhaltung radioaktiver Abwässer
- Begrenzung des Reaktorkühlmittelverlusts bei Störfällen, insbesondere bei äusseren Einwirkungen
- Unterbrechung eines Kühlmittelverlusts aus dem Reaktorkühlsystem bei Rohrbruch ausserhalb des Primärcontainments
- Begrenzung der Auswirkungen eines Fehlöffnens von geschlossenen Ventilen, insbesondere bei äusseren Einwirkungen

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

KKM hat im Bewertungszeitraum am Isolationssystem des Primärcontainments folgende Änderungen durchgeführt:

- Ziehen der Antriebseinschübe der Isolationsventile für das Abfahrkühlsystem STCS und die RDB-Deckelsprühleitung während des Leistungsbetriebs (1991)
- Einbau einer zweiten Isolationsarmatur in die Entwässerungsleitung des Scramablassbehälters (1992)
- Einbau von 3 zusätzlichen Primärcontainment-Isolationsarmaturen im Drywell-Zwischenkühlwassersystem (1994)
- Ertüchtigung der 8 Frischdampf-Isolationsventile (1994 bis 1995)
- Einbau gedämpfter Speisewasser-Rückschlagventile (1995)
- Demontage der 4 Druckentlastungsleitungen vom Primärcontainment zum Aussentorus (1999)
- Stromlosschalten von zwei Drywell-Spülluftklappen des Lüftungssystems im Reaktorgebäude während des Leistungsbetriebs (1999)

Im Bewertungszeitraum wurden die vorgeschriebenen Funktions- und Wiederholungsprüfungen durchgeführt. Instandhaltungsarbeiten wurden an den Frischdampf-Isolationsarmaturen, den gedämpften Speisewasserrückschlagventilen und an anderen Isolationsarmaturen ausgeführt. Ca. 10% der Instandhaltungsmassnahmen waren durch Komponentenausfall, mit einem Schwerpunkt bei den gedämpften Speisewasserrückschlagventilen, bedingt.

Aufgrund der Änderungen an den Frischdampf-Isolationsarmaturen und deren Aufbauten sowie des Einbaus der gedämpften Speisewasserrückschlagventile wurden verschiedene Spannungsanalysen erstellt. Weitere Spannungsanalysen wurden zur Optimierung der Schliesscharakteristik der Speise-

wasserrückschlagventile, für die Absenkung der Speisewassertemperatur (auf 150°C) sowie für Brüche der Speisewasserleitung erstellt.

KKM kommt zum Schluss, dass das Isolationssystem des Primärcontainments unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen gegenwärtig alle sicherheitsrelevanten Anforderungen gemäss HSK-Richtlinie R-101<sup>4</sup> erfüllt. Im Bewertungszeitraum gab es keine Befunde, welche zur Nichterfüllung der Isolationsfunktion im Anforderungsfall geführt hätten. Gestützt auf diese Bewertung ist KKM der Ansicht, dass die Sicherheitsfunktion der Isolationsarmaturen des Primärcontainments auch für die nächsten Jahre sichergestellt ist.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK-Beurteilung des Isolationssystems des Primärcontainments erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen und der HSK-Richtlinie R-101<sup>4</sup>.

Die HSK befürwortet die im Bewertungszeitraum am Isolationssystem des Primärcontainments durchgeführten Änderungen. Damit wurden folgende Ziele erreicht:

- Das Ziehen der Antriebseinschübe der Isolationsventile für das Abfahrkühlsystem STCS und die RDB-Deckelsprühleitung ist ein Schutz gegen das brandbedingte Fehlöffnen dieser Ventile während des Leistungsbetriebs. Damit wurde die Zuverlässigkeit der Primärcontainment-Isolation und der Schutz der Niederdrucksysteme gegen Überdruck verbessert.
- Die Entwässerungsarmaturen am Scramablassbehälter werden bei Scram geschlossen. Die nachgerüstete redundante Entwässerungsarmatur hat eine Primärcontainment-Isolationsfunktion. Ihr Einbau drängte sich aus systemtechnischen Gründen auf, da sie einen ständigen Kühlmittelverlust ins Reaktorgebäude bei Berücksichtigung eines Einzelfehlers an der ursprünglich vorhandenen Entwässerungsarmatur verhindert.
- Das Drywell-Zwischenkühlwassersystem kann bei Rohrbruch Ursache einer Primärcontainment-Leckage sein. Durch den Einbau von 3 zusätzlichen Primärcontainment-Isolationsarmaturen wurde die Isolation des Drywell-Zwischenkühlwassersystems verbessert.
- Das Verhalten und die Dichtheit der 8 Frischdampf-Isolationsventile wurden durch ihre Ertüchtigung, insbesondere bei Erdbeben, verbessert.
- Mit dem Einbau der gedämpften Speisewasser-Rückschlagventile wird bei einem Speisewasserleitungsbruch ausserhalb des Primärcontainments das Versagen der ungedämpften Ventile verhindert und damit die Isolation des Reaktorkühlkreislaufs sichergestellt.
- Die Druckentlastungsleitungen vom Primärcontainment zum Aussentorus waren ursprünglich zur Durchführung von Accident Management-Massnahmen beim Überflutungsfall und bei Kernschmelzunfällen vorgesehen. Sie waren eine potenzielle Leckagequelle und wurden entfernt, da sie nach der Nachrüstung des SUSAN und des Containment-Druckentlastungssystems CDS nicht mehr benötigt werden.
- Durch das Stromlosschalten der zwei Drywell-Spülluftklappen des Lüftungssystems im Reaktorgebäude werden diese Klappen während des Leistungsbetriebs geschlossen gehalten. Damit gelten sie als passive Elemente und sind nicht mehr dem Einzelfehlerkriterium unterworfen. Dadurch wird ein Drywell/Torus-Bypass bei Kühlmittelverlust innerhalb des Primärcontainments verhindert und die Druckabbaufunktion des Torus sichergestellt.

Die Instandhaltungsarbeiten an den zahlreichen Isolationsarmaturen sind geeignet, die Funktion der Armaturen zu gewährleisten.

Die vom SVTI geprüften und akzeptierten Festigkeitsnachweise zeigen, dass die Frischdampf-Isolationsarmaturen und deren Aufbauten, die gedämpften Speisewasserrückschlagventile sowie die Durchdringungen des Drywells für die in der Auslegung spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass KKM die Zuverlässigkeit des Primärcontainment-Isolationssystems im Bewertungszeitraum laufend verbessert hat. Die Betriebserfahrungen sind gut und die durchgeführten Funktionsprüfungen haben keine Mängel gezeigt.

#### **6.5.4 Isolationssystem des Sekundärcontainments**

##### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Bei einem Anzeichen eines Störfalls muss das Sekundärcontainment mittels der redundanten Absperrungen der Zu- und Abluftleitungen des Reaktorgebäudes isoliert werden, damit die Unterdruckhaltung und die Abgabe der radioaktiven Stoffe vom Notabluftsystem SGTS (Kap. 6.5.7) übernommen werden kann. Eine Isolationsfunktion hat zudem die Vakuumbrechklappe zwischen Aussentorus und Reaktorgebäude.

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Am Isolationssystem des Sekundärcontainments wurden im Bewertungszeitraum keine Änderungen durchgeführt. Die Funktionsprüfungen wurden entsprechend den Anforderungen der Technischen Spezifikationen durchgeführt. Die Ergebnisse entsprachen den Vorgaben.

Aufgrund einer Forderung aus dem HSK-Gutachten<sup>2</sup> von 1991 wurde das Verhalten der Vakuumbrechklappe zwischen Aussentorus und Reaktorgebäude während des begrenzenden Störfalls rechnerisch überprüft.

KKM kommt zum Schluss, dass die zuverlässige Erfüllung der Sicherheitsfunktion der Isolationsarmaturen des Sekundärcontainments auch in den kommenden Betriebsjahren sichergestellt ist.

##### **HSK-Beurteilung**

Die HSK-Beurteilung des Isolationssystems des Sekundärcontainments erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen und der HSK-Richtlinie R-101<sup>4</sup>.

Die nicht-redundante Vakuumbrechklappe zwischen Aussentorus und Reaktorgebäude (Kap. 6.5.5) erfüllt das Einzelfehlerkriterium nicht. Deshalb müssen die bezüglich Öffnen und Schliessen limitierenden Anforderungsfälle auch ohne diese Vakuumbrechklappe beherrschbar sein. Die durchgeführte Überprüfung hat gezeigt, dass das Versagen der Vakuumbrecharmatur nicht zu einem Unterdruck führt, welcher die Integrität des Reaktorgebäudes in Frage stellt.

Die HSK stellt fest, dass das Isolationssystem des Sekundärcontainments die geforderten Sicherheitsfunktionen erfüllt. Die Betriebserfahrungen sind gut.

## 6.5.5 Vakuumbrechsysteme

### Sicherheitstechnische Aufgaben

Die installierten Vakuumbrechsysteme haben folgende sicherheitstechnische Aufgaben:

- 4 Vakuumbrechklappen vom Torus zum Drywell:  
Nach einem Kühlmittelverlust kondensiert Wasserdampf im Drywell. Die Vakuumbrechklappen ermöglichen das Rückströmen von Stickstoff aus dem Torus in den Drywell und verhindern damit eine Wasserrückströmung zum Drywell über die Überströmrohre.
- 12 Vakuumbrechklappen vom Drywell zu den 6 Abblaseleitungen der Sicherheits-/Abblaseventile (je 2 parallele Klappen pro Leitung):  
Nach einem Abblasen von Frischdampf in den Torus kondensiert Wasserdampf in den Abblaseleitungen. Die Vakuumbrechklappen ermöglichen das Rückströmen von Stickstoff aus dem Drywell und verhindern, dass Wasser aus dem Torus in die Abblaseleitungen hochgesaugt wird. Dies könnte bei einem erneuten Abblasevorgang zu hohen Lasten auf die Abblaseleitungen, die Lochrohrdüsen und den Torus führen.
- 1 motorisierte und gesteuerte Vakuumbrechklappe vom Aussentorus zum Reaktorgebäude:  
Sie begrenzt den Unterdruck bei einem Frischdampfleitungsbruch innerhalb des Reaktorgebäudes (Kap. 6.5.4).

Die Vakuumbrechklappen öffnen bei Erreichen des festgelegten Unterdrucks selbsttätig und nach dem Druckausgleich schliessen diese Klappen ebenfalls selbsttätig. Eine Ausnahme bildet die Vakuumbrechklappe „Aussentorus-zu-Reaktorgebäude“, die gesteuert ist.

### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Im Bewertungszeitraum wurden an den Vakuumbrechklappen folgende Änderungen durchgeführt:

- Die HSK hatte die zwei Vakuumbrechklappen vom Reaktorgebäude zum Torus aufgrund der im Gutachten<sup>2</sup> von 1991 dargelegten Überlegungen im Rahmen der Auslegungsbasis als nicht nötig beurteilt. Eine von KKM durchgeführte Untersuchung hat diese Beurteilung bestätigt. Zudem waren diese Vakuumbrechklappen während des bisherigen Betriebs nie angefordert worden. 1993 wurden deshalb die zwei Vakuumbrechklappen „Reaktorgebäude-zu-Torus“ ausgebaut und durch Abschlussdeckel ersetzt.
- Im Revisionsstillstand 2001 wurde der Mechanismus zum Testen der Vakuumbrecher „Torus-zu-Drywell“ während des Leistungsbetriebs ausgebaut.

Die Dichtheit und die Gängigkeit der Vakuumbrechklappen werden periodisch geprüft. Die Ergebnisse der Funktionsprüfungen entsprachen den Vorgaben.

Die Instandhaltungsarbeiten an den verschiedenen Vakuumbrechklappen wurden periodisch ohne Beeinträchtigung der Verfügbarkeit ausgeführt. Infolge einer im Jahr 2000 durchgeführten Dichtheitsprüfung mussten an 6 Vakuumbrechklappen „Drywell-zu-Abblaseleitungen“ Wartungsarbeiten ausgeführt werden. Deshalb wurde die bisherige, normalerweise in einem Abstand von 8 Jahren durchgeführte Instandhaltung durch eine zweijährliche Dichtheitsprüfungen ergänzt.

1999 erfolgte im KKM beim Ereignis „Scram durch Reaktordruck-hoch“ ein Abblasen von Dampf in den Torus, bei dem beide Vakuumbrecher der betroffenen Abblaseleitung undicht wurden. Die Leckage konnte anschliessend auf 1% des zulässigen Wertes reduziert werden. Bei Misserfolg wäre

eine Reparatur bei drucklosem Reaktorkühlsystem nötig gewesen. Die Reparatur wurde während des Revisionsstillstands 2000 vorgenommen.

KKM kommt zum Schluss, dass die Erfüllung der Funktionen der Vakuumbrechsysteme auch für die kommenden Betriebsjahre sichergestellt ist.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK-Beurteilung der Vakuumbrechsysteme erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen und der HSK-Richtlinien R-15<sup>15</sup> und R-101<sup>4</sup>.

Mit den im Bewertungszeitraum an den Vakuumbrechsystemen durchgeführten Änderungen wurden folgende Ziele erreicht:

- Durch den Ausbau des Vakuumbrechsystems vom Reaktorgebäude zum Torus wurden nicht benötigte Primärcontainment-Durchführungen entfernt und damit eine Möglichkeit für eine Primärcontainment-Leckage beseitigt.
- Gemäss den Erfahrungen aus anderen Anlagen war das Testen der Vakuumbrechklappen „Torus-zu-Drywell“ während des Leistungsbetriebs eine Fehlerquelle. Die nach dem jährlichen Test im Stillstand geschlossene Klappe bleibt jetzt während des Leistungsbetriebs geschlossen und wird durch den leicht erhöhten Drywelldruck zusätzlich angedrückt.

Eine Undichtheit einer Vakuumbrechklappe vom Drywell zu einer Abblaseleitung mit einer gleichzeitigen Undichtheit des zugehörigen Sicherheits-/Abblaseventils würde zu einem kleinen Kühlmittelverlust im Drywell führen. Die Erfahrungen zeigen, dass die Sicherheit infolge Öffnens der Vakuumbrechklappen „Drywell-zu-Abblaseleitungen“ nie beeinträchtigt wurde, sondern allenfalls der Betrieb.

Die HSK stellt fest, dass die Instandhaltung der Vakuumbrechklappen „Drywell-zu-Abblaseleitungen“ zur Vermeidung von Undichtheiten ergänzt wurde. Die Vakuumbrechsysteme erfüllen die geforderten Sicherheitsfunktionen.

### **6.5.6 Systeme zur Wasserstoffbeherrschung**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Zur Verhinderung einer Entzündung des Wasserstoff-Sauerstoffgemischs, das bei Störfällen durch Radiolyse des Reaktorkühlmittels oder infolge der Metall-Wasser-Reaktion an den Brennstab-Hüllrohren entstehen kann, wurden in den 80er Jahren die beiden folgenden Systeme nachgerüstet:

- Das Wasserstoff-Rekombinatorsystem: Die Kapazität des Systems reicht aus, um die H<sub>2</sub>-Konzentration infolge Radiolyse unterhalb der Zündgrenze<sup>72</sup> (4% H<sub>2</sub> und 5% O<sub>2</sub>) zu halten. Es arbeitet thermisch und ohne Katalysator.
- Das Inertierungssystem: Damit wird das Primärcontainment während des Leistungsbetriebs mit Stickstoff (N<sub>2</sub>) inertiert und der O<sub>2</sub>-Gehalt auf maximal 4% begrenzt.

Um die Bedeutung der beiden zur Wasserstoffbeherrschung vorhandenen Systeme darzulegen, werden die verschiedenen Phasen ihrer Inbetriebnahme kurz beschrieben:

- a) Ohne Systeme: Nach einem auslegungsgemässen LOCA mit nur geringer H<sub>2</sub>-Freisetzung infolge der Metall-Wasser-Reaktion der Brennstab-Hüllrohre müsste das Primärcontainment gespült werden, um langfristig ein brennbares Gemisch infolge Radiolyse von Wasser zu verhindern.

- b) Rekombinatorsystem vorhanden: Nach einem auslegungsgemässen LOCA könnte mit dem Rekombinator eine H<sub>2</sub>-Freisetzung infolge Radiolyse abgebaut und somit ein Spülen des Primärcontainments vermieden werden.
- c) Rekombinator- und Inertierungssystem vorhanden: Nach einem LOCA oder einem auslegungsüberschreitenden Störfall mit massiver H<sub>2</sub>-Produktion infolge Überhitzung der Brennstäbe kann ohne Spülen des Primärcontainments kurz- und langfristig ein brennbares Gasgemisch verhindert werden.

### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Im Bewertungszeitraum wurden am Wasserstoff-Rekombinatorsystem keine Änderungen durchgeführt. Die Komponenten des Rekombinatorsystems wurden regelmässig anhand von Checklisten kontrolliert und die sich daraus ergebenden Instandhaltungsmassnahmen wurden durchgeführt. Beim Inertierungssystem wurden geplante und durch Komponentenausfall bedingte Instandhaltungsmassnahmen vorgenommen.

KKM kommt zum Schluss, dass die Funktionstüchtigkeit des Rekombinator- und des Inertierungssystems auch für die weiteren Betriebsjahre gewährleistet ist.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK-Beurteilung der Systeme zur Wasserstoffbeherrschung erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung und der Technischen Spezifikationen.

Das System zur Inertierung des Primärcontainments mit Stickstoff ist die primäre Massnahme gegen H<sub>2</sub>-Verbrennung. Aufgrund des Mangels an O<sub>2</sub> ist eine Entzündung des Wasserstoff-Sauerstoffgemischs kurzfristig nach einem LOCA oder einem auslegungsüberschreitenden Störfall nicht möglich. Langfristig wird durch Radiolyse auch O<sub>2</sub> gebildet, so dass zur O<sub>2</sub>-Reduktion die Wasserstoff-Rekombinatoren zusätzlich zur Primärcontainment-Inertierung benötigt werden. Ein Rekombinator ist im KKM vorhanden. Ein zweiter kann vom KKL angefordert werden. Diese Lösung ist zulässig und häufig bei Rekombinatoren, die ausserhalb des Primärcontainments angeordnet sind.

Die durchgeführten Instandhaltungsarbeiten, bei denen es sich im wesentlichen um störungsbedingten Ersatz mechanischer und elektrischer Komponenten sowie geplante Revionsarbeiten an mechanischen Komponenten handelte, waren geeignet, die Funktionstüchtigkeit des Inertierungssystems zu gewährleisten.

Die HSK stellt fest, dass die Systeme zur Wasserstoffbeherrschung die geforderten Sicherheitsfunktionen und die Anforderungen der entsprechenden US-amerikanischen Vorschriften<sup>73</sup> erfüllen. Die Betriebserfahrungen sind gut.

### **6.5.7 Notablufsystem**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Notablufsystem SGTS (Standby Gas Treatment System) gelangt hauptsächlich bei Störfällen zum Einsatz. Dabei hat das System die sicherheitstechnische Aufgabe, einen Unterdruck im Sekundärcontainment zur gezielten Absaugung von Leckagen aufrecht zu erhalten, freigesetztes Jod und Aerosole zu filtern und radioaktive Stoffe kontrolliert über den Abluftkamin an die Atmosphäre abzugeben. Zudem kann das SGTS im Falle einer Kontamination zur Spülung des Primärcontainments oder spezieller Bereiche des Reaktorgebäudes herangezogen werden. Es besteht aus zwei



räumlich getrennten Strängen mit einer Kapazität von 2 x 100%, die im Aufbereitungsgebäude aufgestellt sind. Die Ventilatoren werden notstromversorgt und beide Stränge verfügen über Aktivkohlefilter.

### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Im Bewertungszeitraum wurden am Notabluftsystem folgende sicherheitstechnisch wichtigen Änderungen durchgeführt:

- 1992, 1993 und 2000 wurden Halterungen des Systems ertüchtigt.
- 1992 wurden an den Filtern des Notabluftsystems Abschirmungen montiert.
- 1999 wurde die Steuerung des Notabluftsystems ersetzt.

Die Funktionsprüfungen am Notabluftsystem wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen durchgeführt. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben keine wesentlichen Befunde und insbesondere kein gemäss HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> meldepflichtiges Vorkommnis.

Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten des Notabluftsystems durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Bei den wenigen ungeplanten Instandhaltungen war die Verfügbarkeit nicht betroffen bzw. im Rahmen der gemäss den Technischen Spezifikationen zulässigen Zeit.

Bei den Wiederholungsprüfungen an den mechanischen Komponenten des Notabluftsystems wurden ausser der vorerwähnten Instandhaltungsmassnahmen keine Befunde festgestellt.

Im Rahmen der Erdbebenrequalifikation von mechanischen Komponenten wurden im Bewertungszeitraum Untersuchungen über die Erdbebenfestigkeit der Notabluftleitungen und der Abstützung der Aktivkohlefilter durchgeführt und die entsprechenden Festigkeitsberechnungen erstellt. Ebenso wurden aufgrund von neu errechneten Antwortspektren für das Aufbereitungsgebäude Spannungsanalysen für die Notabluftleitungen durchgeführt.

KKM kommt zum Schluss, dass das Notabluftsystem unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen alle sicherheitsrelevanten Funktionen gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK-Beurteilung des Notabluftsystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen und der HSK-Richtlinien R-15<sup>15</sup> und R-101<sup>4</sup>.

Das Notabluftsystem verzeichnete seit der Inbetriebnahme der SUSAN-Nachrüstung im Jahre 1989 keine Änderung der Auslegungskriterien. Die im Bewertungszeitraum vorgenommenen sicherheitsrelevanten Systemänderungen hatten folgende Ziele:

- Die Ertüchtigung von Halterungen war das Ergebnis der Erdbebenrequalifikation des Notabluftsystems und stellt die Standfestigkeit der wichtigsten Komponenten bei einem SSE sicher. Allerdings ist die Sicherheitsfunktion des SGTS während eines SSE nicht gewährleistet, da das Aufbereitungsgebäude nur für das Betriebserdbeben OBE ausgelegt ist (Kap. 6.2.3).

- Die Nachrüstung der Abschirmung an den Filtern des SGTS dient dem Schutz des Personals, falls es im Anforderungsfall des SGTS im Aufbereitungsgebäude vor Ort Schalthandlungen an den Lüftungssystemen vornehmen muss. Diese Nachrüstung wurde von der HSK in ihrem Gutachten<sup>2</sup> von 1991 gefordert.
- Der Ersatz der Steuerung führte zu einer Verbesserung der Verfügbarkeit der Systemleittechnik.

Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Ertüchtigungen der Halterungen die Auslegung des Notabluftsystems verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Ergebnisse der Funktions- und Wiederholungsprüfungen erfüllt das Notabluftsystem seine Sicherheitsfunktion.

## 6.6 Sicherheitssysteme

### 6.6.1 Reaktorabschaltung

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Das Reaktorabschaltsystem hat die Aufgabe, den Reaktor aus jedem Betriebszustand und bei Störfällen in einen unterkritischen Zustand zu bringen, sofern dies für die Sicherheit der Anlage erforderlich ist. Die Reaktorabschaltung des KKM besteht aus den folgenden Funktionen:

- RPS-Reaktorschnellabschaltung in  $< 3$  s (RPS = Reactor Protection System). Diese dient u. a. dem Schutz vor schnellen Transienten mit Gefahr der Verletzung des CPR-Sicherheitsgrenzwerts (Critical Power Ratio) und damit der Integrität der Brennstab-Hüllrohre.
- ARSI-Reaktorabschaltung als Funktion der SUSAN-Sicherheitsleittechnik in  $< 10$  s bei äusseren Einwirkungen (ARSI = Alternate Reactor Scram and Isolation). Das Schutzziel der ARSI-Abschaltung ist, die Kernkühlung sicherzustellen, währenddem die Integrität der Hüllrohre nicht erhalten werden muss. Deshalb besitzt die Abschaltzeit eine untergeordnete Bedeutung.

Da in Siedewasserreaktoren die Steuerstäbe von unten in den Kern einfahren, benötigen diese für die Abschaltung eine Hilfsenergie, die in den Scram-Akkumulatoren (Druckspeichern) gespeichert ist. An das Abschaltssystem des Reaktorlieferanten bestehen folgende Anforderungen:

- ein individueller Akkumulator pro Steuerstab, der mit Stickstoff ( $N_2$ ) und Ladewasser geladen ist
- eine Verbindung vom Reaktordruckbehälter zur Kolbenunterseite der Steuerstabantriebe, so dass bei einem Reaktordruck über etwa 40 bar das schnelle Einfahren auch ohne Wasserakkumulatoren möglich ist (Einfahrzeit ca. 5 s).
- ein druckloses und leeres Scram-Ablasssystem
- eine Scram-Auslösung, die bezüglich elektrischer und pneumatischer Energie „fail safe“ erfolgt

Eine diversitäre Möglichkeit zur Abschaltung besteht, obwohl nicht gefordert, im betrieblichen Steuerstab-Fahrssystem, das dieselben Steuerstäbe benützt und ebenfalls hydraulisch arbeitet wie das Reaktorabschaltsystem. Das Steuerstab-Fahrssystem benützt aber andere Ventile und ist unabhängig von den Akkulatoren. Es benötigt dafür eine Steuerstab-Antriebspumpe, die dauernd in Betrieb steht. Zur Beherrschung von Transienten mit postuliertem Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS-Störfall, Kap. 7.2.8) dient das Vergiftungssystem, das von Hand ausgelöst wird.

## Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Im Bewertungszeitraum wurden an den Abschaltssystemen folgende sicherheitstechnisch wichtigen Änderungen durchgeführt:

- Einbau eines neuen Scramablassbehälters, bei dem der Auslegungsdruck erhöht, das Volumen vergrößert und der ferritische durch einen austenitischen Werkstoff ersetzt wurden (1991)
- Ersatz der Scram-Vorsteuerventile und Vergrößerung der Entlastungsleitungen, wodurch der RPS-Scram und insbesondere der ARSI-Scram beschleunigt wurden (1992)
- Einbau einer zweiten Isolationsarmatur in die Entwässerungsleitung des Scramablassbehälters (1992, Kap. 6.5.3)
- Nachrüstung des ARSI-Scram-Auslösesignals „Steuerluftdruck tief“ (1992)
- Verschiebung der Überwachung des Ladewasserdrucks von unmittelbar vor dem Ladewasserventil zu unmittelbar nach dem Ladewasserventil, wodurch nun auch die Stellung des Ladewasserventils überwacht wird (1992)
- Nachrüstung des ARSI-Scram-Auslösesignals „Niveau Scramablassbehälter hoch“ (1993)

Als Wiederholungsprüfungen wurden ohne Befund jährliche System- und Komponentenbegehungen bei betriebsähnlicher Belastung im SK1-Bereich, visuelle Prüfungen an Armaturen bei ihrer Demontage sowie die alle zehn Jahre durchzuführende Druckprüfungen des Scramablassbehälters durchgeführt. Die Instandhaltungsarbeiten wurden ohne Beeinträchtigung der Verfügbarkeit des Steuerstabantriebssystems ausgeführt.

Die im Zusammenhang mit den oben genannten Änderungen an mechanischen Komponenten erforderlichen Festigkeitsnachweise wurden vom SVTI geprüft.

Im Steuerstab-Fahrsystem traten im Bewertungszeitraum folgende Störungen auf:

- Nach einem Scram im Juli 1997 konnten die Steuerstäbe nur unter erheblichen Schwierigkeiten, mit erhöhtem Fahrwasserdruck, ausgefahren werden.
- Beim Ausfahren eines Steuerstabes bewegte sich dieser um einen Notch (= Schritt) zuviel. Dieser Fehler trat im Januar 1999 sowie im Januar und Oktober 2001 erneut auf.

KKM kommt zum Schluss, dass die Anforderungen an das RPS-Scramsystem im Bewertungszeitraum keine Veränderungen erfahren haben und das System unter Berücksichtigung der durchgeführten Nachrüstungen alle sicherheitsrelevanten Anforderungen gemäss Auslegung erfüllt. Die am SUSAN-ARSI-Abschaltssystem vorgenommenen Änderungen führten zur Erhöhung der Zuverlässigkeit des SUSAN-Scrams im Anforderungsfall. Während der Durchführung der Instandhaltung war die Sicherheitsfunktion des RPS-/ARSI-Abschaltssystems zu keiner Zeit beeinträchtigt. Die durchgeführten Funktionsprüfungen verzeichneten kein klassiertes, meldepflichtiges Ereignis. Gestützt auf diese Bewertung ist KKM der Ansicht, dass die Sicherheitsfunktionen des Reaktorabschaltssystems für die nächsten Betriebsjahre sichergestellt sind.

## HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Reaktorabschaltsystems erfolgt anhand der Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKM, der HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> und der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup>.

Bei den Wiederholungsprüfungen wurde der nach der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup> vorgeschriebene Prüfumfang erfüllt. Die Prüfverfahren entsprachen dem Stand der Technik. Es wurden keine Befunde festgestellt, die für die Sicherheit der Anlage von Bedeutung sind.

Die vom SVTI geprüften Festigkeitsnachweise zeigen, dass die geänderten Komponenten für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind.

Die am RPS- und ARSI-Abschaltsystem im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen dienten der Ertüchtigung und der besseren Überwachung der Scram-Funktion. Das ARSI-Scram-Signal „Steuerluft tief“ wurde nachgerüstet, um sicherzustellen, dass die Steuerstäbe im Falle eines Steuerluftdruckverlusts eingefahren werden, bevor der minimale Steuerdruckwert erreicht wird. Unterhalb dieses minimalen Wertes driften die Steuerstäbe unkontrolliert ein. Die Verschiebung der Überwachung des Ladewasserdrucks von unmittelbar vor dem Ladewasserventil zu unmittelbar nach dem Ladewasserventil wurde infolge einer Störung der Scram-Funktion im Kernkraftwerk Leibstadt<sup>2</sup> vorgenommen. Dadurch wird die Stellung des Ladewasserventils überwacht.

In den Technischen Spezifikationen des KKL wurden als Folge des KKL-Ereignisses Minimalwerte für den Gas- und den Ladewasserdruck in den Scram-Akkumulatoren festgelegt. In den Technischen Spezifikationen des KKM sind bisher keine entsprechenden Vorschriften vorhanden. Allerdings müssen die Scram-Akkumulatoren gemäss den Prüfvorschriften vom Betriebspersonal gasseitig auf 85 bar (Überdruck) aufgefüllt werden, sobald der Gasdruck unter 80 bar gefallen ist. Ein Gasdruck oberhalb des Ladewasserdrucks ist ebenfalls unzulässig, denn er drückt das Wasser aus dem Scram-Akkumulator heraus und macht diesen unwirksam. Wegen der sicherheitstechnischen Bedeutung korrekter Druckwerte in den Scram-Akkumulatoren sollen die erforderlichen Ladewasser- und Gasdruckwerte in den Technischen Spezifikationen festgehalten werden. *In den Technischen Spezifikationen ist deshalb bis Ende August 2003 der Minimalwert des Ladewasserdrucks sowie der Minimal- und Maximalwert des Gasdrucks der Steuerstab-Scram-Akkumulatoren aufzunehmen. (PSÜ-Pendenz)*

KKM besitzt einen Alarm zur Überwachung des Gasdrucks der Scram-Akkumulatoren, der seit Betriebsbeginn auf 67 bar eingestellt war. Beim Unterschreiten dieses Alarmwertes würden der Sammelalarm „minimaler Akkumulatordruck < 67 bar“ und die rote Lampe „Akkumulator“ am Steuerpult des betroffenen Stabes aufleuchten. Dieser Alarm spricht in folgenden Fällen an:

- Gasleck oder irrtümliches Entlasten eines Scram-Akkumulators
- Betrieb ohne Scram-Akkumulatoren bei Reaktordruck < 40 bar

Eine Erhöhung des Alarm-Auslösegrenzwerts für den Scram-Akkumulatordruck um einige bar über den Betriebsdruck wäre zur frühzeitigen Erkennung folgender Störfälle empfehlenswert:

- Frühere Alarmierung des Personals bei Gasleck oder bei irrtümlichem Entlasten der Scram-Akkumulatoren
- Schliessen des gemeinsamen Ladewasserventils
- Ausfall der Steuerstab-Antriebspumpen

- Irrtümliches Schliessen des stabzugehörigen Ladewasserventils
- Unterlassenes Öffnen des stabzugehörigen Ladewasserventils nach Einzelstab-Scramtest

Zudem könnte das Betriebspersonal durch eine Erhöhung des Alarm-Auslösegrenzwerts für den Scram-Akkumulatordruck vor dem möglicherweise falschen Schluss bewahrt werden, dass das Scramsystem in Ordnung ist, falls kein Alarm (bei 67 bar) ansteht. *Aus den erwähnten Gründen ist bis Ende August 2003 eine Erhöhung des Alarm-Auslösegrenzwerts für den minimalen Gasdruck der Scram-Akkumulatoren zu prüfen. (PSÜ-Pendenz)*

Die während des Bewertungszeitraums im KKM aufgetretenen Ereignisse, bei denen das Reaktorabschaltsystem beteiligt war, betrafen Störungen der Fahrfunktion des Reaktorabschaltsystems und wurden gemäss HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> nicht als klassierte Ereignisse eingestuft. Sie werden wie folgt beurteilt:

- Die Ursache für die Schwierigkeiten mit dem Ausfahren der Steuerstäbe nach dem Scram vom Juli 1997 waren Verunreinigungen an Dichtringen der Steuerstabantriebe. Die Verunreinigungen waren ein Jahr zuvor während den Revisionsarbeiten in den Reaktorkreislauf gelangt. Das Problem wurde durch die Reinigung aller 57 Stabantriebe behoben. Die Scram-Funktion war nicht betroffen, denn diese arbeitet ungedrosselt und mit vollem Druck von anfänglich 80 bar.
- Ein Überfahren der vorgesehenen Endposition beim Ausfahren eines Steuerstabes ist auch in anderen Anlagen des Reaktorlieferanten des KKM aufgetreten. Das Ausfahren der Steuerstäbe erfolgt mittels der Steuerstab-Handsteuerung RMCS (Rod Manual Control System), das auf die eingestellten Drosselungen und Verzögerungszeiten empfindlich ist. Das RMCS ist kein Sicherheitssystem, sondern ein sicherheitsbezogenes System der Sicherheitsklassen SK4 und 0E. Die Scram-Funktion war nicht betroffen, denn diese arbeitet ungedrosselt und ohne Verzögerung. Obwohl das Ereignis mehrmals aufgetreten ist, drängen sich aus sicherheitstechnischen Gründen keine Massnahmen auf.

Nachdem aufgrund der Ereignisse in Browns Ferry und Leibstadt entsprechende Gegenmassnahmen getroffen worden waren, ist die Reaktorabschaltfunktion in den Siedewasserkernkraftwerken des Reaktorlieferanten sichergestellt. Wegen der sicherheitstechnischen Bedeutung korrekter Druckwerte in den Scram-Akkumulatoren und zur Verbesserung der Überwachung der Scram-Funktion sind im KKM die oben erwähnten Massnahmen durchzuführen bzw. zu prüfen.

## 6.6.2 Sicherheitsleittechnik

### Sicherheitstechnische Aufgaben

Als Sicherheitsleittechnik wird die von der betrieblichen Steuerung der Anlage unabhängige Leittechnik bezeichnet, welche wichtige Reaktorparameter überwacht und beim Erreichen von Grenzwerten den Reaktor entweder automatisch schnell abschaltet oder einen Teileinwurf der Steuerstäbe auslöst sowie die Isolations- und Kernnotkühlsysteme aktiviert. Die Sicherheitsleittechnik umfasst die Messwertaufnahme- und Messwertverarbeitungseinrichtungen, den Logikteil sowie die Auslöseeinrichtungen. Diese Einrichtungen können über entsprechende rückwirkungsfreie Trennvorrichtungen auch Signale für betriebliche Zwecke zur Verfügung stellen. Der Sicherheitsleittechnik sind im KKM folgende Systeme zugeordnet:

- Das Reaktorschutzsystem RPS (Reactor Protection System), dessen wesentliche Aufgaben seit Betriebsbeginn unverändert gültig sind.
- Die SUSAN-Sicherheitsleittechnik mit u. a. der Auslösung des alternativen Reaktorabschalt- und Isolationssystems (ARSI), die bei der Errichtung des SUSAN zusätzlich eingebaut wurde und vom RPS unabhängig ist.
- Die Neutronenflussmessungen, welche das Weitbereichsmesssystem des Neutronenflusses für den Anfahr- und Übergangsbereich WRM (Wide Range Monitoring System), das Neutronenflussmesssystem für den Leistungsbereich PRNM (Power Range Neutron Monitoring System) und die gleitende Reaktorschneellabschaltung TOPPS (Tracking Overpower Protection System) umfassen.

## **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

### Reaktorschutzsystem RPS

Beim Reaktorschutzsystem RPS wurden im Bewertungszeitraum folgende Erneuerungen, Änderungen und Erweiterungen vorgenommen:

- Ersatz des ursprünglichen Reaktorschutzes in Relaietechnik durch eine EDM-Ausführung (Erweitertes Dynamisches Magnetkern-System) (1991)
- Einbindung der ARSI-Auslösung als zusätzliches Scram-Anregesignal ins RPS (1991)
- Nachrüstung des Scram-Anregesignals „Druck Maschinenhaus Max.“ (1991)
- Realisierung der Schutzlogik „Bruch Speisewasserleitung im Reaktorgebäude“ (Kap. 7.5.3, 1992)
- Erhöhung des Grenzwertes für die Reaktordruck-Scramauslösung auf 74,4 bar (1992)
- Änderung der Scram-Reset-Logik (1992)
- Erhöhung des Grenzwertes für die Isolation der Frischdampfleitungen durch das Signal „Durchfluss Frischdampfleitung Max.“ (1993)
- Ergänzung der Isolationslogik für das Zwischenkühlwassersystem im Reaktorgebäude (Kap. 6.7.1.4, 1994)
- Nachrüstung der Schutzlogik ADS-LEVEL zur Reaktordruckentlastung bei tiefem Reaktorniveau (Kap. 7.4.5, 1994)
- Nachrüstung einer Überwachung „Differenzdruck der Kernsprühverteiler“ (1994)
- Nachrüstung einer Auslösung des Umwälzpumpen-Runback bei Teilsram (1995)
- Einbindung des Scramsignals in die Reaktorniveauregelung (der Regler generiert neu einen Sollwertsprung bei einem Scram) (1995)
- Einbau des PRNM und des TOPPS (1996)
- Ausbau der bisherigen APRM-Trip-Set-Down-Logik, welche nach dem Einbau des TOPPS nicht mehr nötig ist (1996)
- Einbau der Meldeverknüpfung „Einzelsram“ für Scramzeitmessungen mit dem Stabwertbegrenzer RWM (1996)

- Einbau neuer Kondensattöpfe in der RPS/ARSI-Reaktorniveaumessung und Erhöhung der Anzahl der hydraulischen Redundanzen bei der Messwertaufnahme (1996)
- Ersatz der Temperaturfühler für die Leckageüberwachung der Frischdampfleitungen (1997)

Das ursprüngliche Reaktorschutzsystem in Relais-technik wurde 1991 wegen Veralterung und wegen Problemen bei der Beschaffung von Ersatzteilen durch eine moderne Ausführung in EDM-Technik ersetzt. Zudem wurden die binären Geber (wie z. B. Druckschalter) auf analoge Messtechnik umgestellt. Die neue Technik ermöglicht eine permanente Selbstprüfung und Fehlermeldung der Messwertnehmer mittels Vergleichern sowie des Logikteils. Dadurch werden die Systemzuverlässigkeit erhöht und der Wartungsaufwand reduziert. Das neue RPS ist durchgehend vierkanalig und nach Redundanzen getrennt.

Die Art und Periodizität der Prüfungen am RPS und dessen Komponenten sind in den Technischen Spezifikationen festgelegt. Im Bewertungszeitraum wurde bei den Prüfungen und Tests kein meldepflichtiger Befund festgestellt. Die folgenden, im Bewertungszeitraum aufgetretenen meldepflichtigen Ereignisse waren mit dem RPS verknüpft:

- Scram durch Drucktransiente in einem Kondensattopf der Reaktorniveaumessung (1993):  
Durch eine Verpuffung von Radiolysegasen in einem Kondensattopf der Reaktorniveaumessung gab es einen Druckschlag, durch den ein Messumformer zerstört wurde und drei weitere nachkalibriert werden mussten. Das Problem wurde durch den Einbau von Kondensattöpfen, in welchen sich keine Radiolysegase mehr ansammeln können, behoben.
- Defekter Grenzsignalgeber im RPS (1996):  
Aufgrund des Ansprechens von zwei Vergleichern von analogen Messwertnehmern wurde ein Grenzsignalgeber, welcher dies unberechtigt verursacht hatte, ausgetauscht. Eine nachträgliche Untersuchung der gestörten Komponente beim Lieferanten hat ergeben, dass eine Auslösung des Anregekanals im Anforderungsfall nicht erfolgt wäre. Da aber der Fehler signalisiert wurde, ist die Auslegungsgrundlage des EDM-Systems (jeder Fehler ist auslösegerichtet oder wird signalisiert) nicht verletzt. Die Scramfunktion des RPS war gewährleistet.

### SUSAN-Sicherheitsleittechnik

Bei der SUSAN-Sicherheitsleittechnik wurden im Bewertungszeitraum folgende Änderungen und Erweiterungen vorgenommen:

- Nachrüstung von Dichtkorrekturrechnern bei der Reaktorniveaumessung des SUSAN (1991)
- Einbau einer neuen Lichtwellenleiter-Verbindung von der SUSAN-Sicherheitsleittechnik zum RPS (1992)
- Einbau eines neuen ARSI-Scram-Signales „Druck Scram-Steuerluft Min.“ (1992)
- Verlegung der Messung „Niveau Scramablassbehälter“ vom RPS in die SUSAN-Sicherheitsleittechnik (1993)
- Einbindung des Signales „ARSI-Scram durch ADS-Verhinderungsschalter“ (Kap. 7.2.8, 1994)
- Erhöhung der oberen Grenze des Messbereichs der Torus-Temperaturmessung von 120°C auf 150°C (1999)
- Ersatz der Messumformer der Niveaumessung des Scramablassbehälters (2000)

Die Art und die Periodizität der Prüfungen der SUSAN-Sicherheitsleittechnik und ihrer Komponenten sind in den Technischen Spezifikationen festgelegt. Im Bewertungszeitraum wurde bei den Prüfungen und Tests kein meldepflichtiger Befund festgestellt. Ebenso gibt es im Bewertungszeitraum keine meldepflichtigen Vorkommnisse, welche durch die SUSAN-Sicherheitsleittechnik verursacht wurden.

### Neutronenflussmessungen

Die Funktionen der ursprünglichen Neutronenflussinstrumentierung im Anfahrbereich SRM (Source Range Monitoring System) und im Übergangsbereich IRM (Intermediate Range Neutron Monitoring System) wurden 1994 in einem Weitbereichsmesssystem WRM zusammengefasst. Das WRM wurde störfallfest ausgelegt und in der Bedienung stark vereinfacht. Im Jahr 1996 wurde das Neutronenflussmesssystem für den Leistungsbereich durch das moderne PRNM (Power Range Neutron Monitoring System) erneuert. Die lokale Neutronenflussmessung im Leistungsbereich LPRM (Local Power Range Monitor) wurde nicht geändert. Analog wie das Reaktorschutzsystem RPS sind diese Systeme neu vierkanalig aufgebaut und nach Redundanzen getrennt. Nach dem Ersatz dieser Systeme wurden noch folgende Änderungen vorgenommen:

- Modifikation der WRM-Verriegelung. Die Alarme „Hoch“ und „Max.“ und die Stabblockierung der SRM-Funktion des WRM werden nicht mehr unterdrückt, wenn der Betriebsartenschalter auf der Position „Aus“ steht (1995).
- Einbau der Schutzfunktion für langsame Transienten TOPPS (Tracking Overpower Protection System) ins PRNM (Kap. 7.2.6, 1996).
- Ergänzung der WRM-Neutronenflussmessung im Übergangsbereich. Bei Scram-Anregung erfolgt über das anstehende Scram-Signal eine automatische Teilbereichsumschaltung in den entsprechenden Teilbereich (1997).
- Der Grenzwert für den Alarm „TOPPS-Abweichung zu gross“ wurde von bisher 23,7% nach 15 Minuten auf 15,2% nach 5 Minuten eingestellt (1997).
- Auf Empfehlung des Systemlieferanten wurde ein elektronischer Schaltkreis des APRM (Average Power Range Monitor) ersetzt (2000).

Die Art und die Periodizität der Prüfungen an den Neutronenflussmesssystemen und deren Komponenten sind in der Technischen Spezifikation KKM festgelegt. Im Betrachtungszeitraum wurde bei den Prüfungen und Tests kein meldepflichtiger Befund festgestellt. Es gibt im Betrachtungszeitraum keine meldepflichtigen Vorkommnisse, welche durch die Neutronenflussmessungen verursacht wurden.

KKM kommt zum Schluss, dass die zuverlässige Funktion des Reaktorschutzsystem RPS, der SUSAN-Sicherheitsleittechnik und des Neutronenflussmesssystems aufgrund der vorgenommenen Erneuerungen und Änderungen sowie der durchgeführten Prüfungen auch in den kommenden Betriebsjahren sichergestellt ist.

### **HSK-Beurteilung**

Die Sicherheitsleittechnik im KKM wurde zu einem Teil kurz vor dem Bewertungszeitraum neu eingebaut (SUSAN-Sicherheitsleittechnik) und zum anderen Teil innerhalb des Bewertungszeitraumes vollständig ersetzt (Reaktorschutzsystem RPS und Neutronenflussmessungen WRM und PRNM).

Durch die Erneuerung des RPS und der Neutronenflussmessungen WRM und PRNM wurden diese Systeme auf den aktuellen Stand der Technik gebracht. Das erneuerte RPS nimmt eine dauernde



Selbstüberprüfung und Selbstmeldung der Messwertaufnehmer und des Logikteils vor, wodurch die Zuverlässigkeit und die Überwachung dieser Systeme wesentlich erhöht wurde. Zudem wurde die Redundanzentrennung des RPS verbessert.

Das Weitbereichsmesssystem des Neutronenflusses für den Anfahr- und Übergangsbereich WRM ist als Teil der Störfallinstrumentierung neu störfallfest ausgelegt. Mit seiner Einführung wurde auch die Teilbereichsumschaltung im Übergangsbereich teilweise automatisiert, wodurch die Wahrscheinlichkeit einer unbeabsichtigten Scramauslösung beim Anfahren verringert wurde. Das PNRM wurde im Zusammenhang mit der Einführung des gleitenden Leistungsscrams (TOPPS) eingebaut, mit dem eine Forderung aus dem HSK-Gutachten von 1991<sup>2</sup> erfüllt wurde.

Aufgrund der Auslegung der erneuerten Sicherheitsleittechnik, der im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen, der vorgenommenen Prüfungen und Reparaturen ergeben sich keine Anhaltspunkte für ein Nichterfüllen der Sicherheitsfunktionen der Sicherheitsleittechnik. Die HSK ist daher der Ansicht, dass die Sicherheitsleittechnik bei angemessener Instandhaltung auch in den nächsten Betriebsjahren seine Funktionen zuverlässig erfüllt.

### **6.6.3 Reaktordruckbegrenzung und -entlastung**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Zwei Sicherheitsventile SV (Safety Valve) und vier Sicherheits-/Abblaseventile SRV (Safety Relief Valve) schützen das nukleare Dampferzeugungssystem gegen Überdruck. Zur Milderung von Drucktransienten weisen die vier SRV zusätzlich eine gesteuerte Abblasefunktion auf. Diese dient auch der automatischen Druckentlastung mittels des ADS (Automatic Depressurization System), damit bei kleinen Rohrleitungsbrüchen oder -lecks die Niederdruck-Kernnotkühlsysteme einspeisen können. Die Aufgabe der zwei Druckentlastungsventile PRV (Pressure Relief Valve) besteht darin, bei äusseren Einwirkungen mit Isolation des Primärsystems den Reaktordruck nach 30 Minuten so weit zu reduzieren, dass die Kernkühlung vom RCIC durch das ALPS übernommen werden kann.

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

KKM hat eine Systembeschreibung über die Reaktordruckbegrenzung und -entlastung vorgelegt. Im Bewertungszeitraum erfolgten an den Systemen folgende sicherheitstechnisch wichtigen Nachrüstungen:

- Einbau der zusätzlichen Auslöselogik „ADS-Level“ (Kap. 7.4.5, 1994)
- Einbau der Logik zur „ADS-Verhinderung“ (Kap. 7.2.8, 1994)
- Verlegung der Ansteuerung eines der vier Sicherheits-/Abblaseventile SRV vom SUSAN (Stränge III und IV) ins Reaktorschutzsystem RPS (Stränge I und II) (1994)
- Ersatz von ferritischen Teilen der Abblaseleitungen durch austenitisches Material aufgrund von Korrosionserscheinungen im Bereich des Toruswassers (1998)

Der für diesen Ersatz an den Abblaseleitungen erforderliche Festigkeitsnachweis wurde erstellt, vom SVTI geprüft und akzeptiert.

Bei den nach der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup> vorgeschriebenen visuellen Prüfungen bzw. bei Oberflächenrissprüfungen der Sicherheits-/Abblaseventile SRV wurden an 2 Ventilen Risse im Ventilsitz festgestellt (1994 und 2000). Die betroffenen Ventile wurden ersetzt. Da eine Reparatur der Ventilsitze

sehr aufwendig ist, hat KKM neuwertige Ersatzventile beschafft, die bei Bedarf eingebaut werden können. Im Jahr 1998 wurden Risse in den Kegeln von zwei SRV festgestellt. Die Kegel wurden ersetzt. Die Instandhaltungsarbeiten konnten ohne Beeinträchtigung der Verfügbarkeit ausgeführt werden.

Im Bewertungszeitraum ereigneten sich drei Ereignisse, bei denen sich Sicherheits-/Abblaseventile SRV und/oder Druckentlastungsventile PRV öffneten:

- Scram durch Drucktransiente in einer Messleitung (1993)
- Scram durch hohe Toruswassertemperatur (1998)
- Scram durch hohen Reaktordruck (1999)

Die Sicherheitsventile SV und die Sicherheits-/Abblaseventile SRV werden gemäss den Vorgaben der Technischen Spezifikation jedes zweite Jahr überprüft (SV) oder durch geprüfte Ventile (SRV) ersetzt. Beim jährlichen Brennelementwechsel werden jeweils Funktionstests an den SRV und PRV einschliesslich der Auslöselogiken ADS-LOCA und ADS-Level ausgeführt.

KKM kommt zum Schluss, dass die zuverlässige Erfüllung der Funktion der Reaktordruckbegrenzung und -entlastung auch für die kommenden Betriebsjahre sichergestellt ist.

### **HSK-Beurteilung**

Mit der Verlegung der Ansteuerung eines der vier Sicherheits-/Abblaseventile SRV vom SUSAN ins Reaktorschutzsystem RPS wurde eine Druckentlastung aus allen 4 Strängen der Sicherheitssysteme mit mindestens einem SRV sichergestellt und damit die Redundanz erhöht. Durch den teilweisen Ersatz der Abblaseleitungen wurde ihre Funktionssicherheit verbessert.

Bei den zerstörungsfreien Wiederholungsprüfungen wurde der nach der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup> vorgeschriebene Prüfumfang erfüllt. Die Prüfverfahren entsprachen dem Stand der Technik. Bei den SV und den PRV ergaben sich keine Befunde, die für die Sicherheit der Anlage von Bedeutung sind. Aufgrund von Befunden, die im Bewertungszeitraum bei den Sicherheits-/Abblaseventilen SRV festgestellt wurden, ist der Möglichkeit der Rissbildung in den Ventilsitzen zukünftig besondere Aufmerksamkeit zu schenken.

Die Systeme zur Reaktordruckbegrenzung und -entlastung arbeiteten in den Anforderungsfällen auslegungsgemäss. Das Vorkommnis „Scram durch hohe Toruswassertemperatur“, bei dem ein SRV irrtümlich geöffnet wurde, führte zur Änderung des Kriteriums bei der manuellen Scramauslösung (Kap. 7.4.2).

Gemäss den durchgeführten Funktionsprüfungen erfüllen die Systeme zur Reaktordruckbegrenzung und -entlastung die Anforderungen an ihre Sicherheitsfunktionen.

### **6.6.4 Kernnotkühlung**

Die Kernnotkühlssysteme stellen bei Kühlmittelverluststörfällen unter verschiedenen Störfallbedingungen (Leckort und -grösse) die Kühlung des Reaktorkerns sicher. Zu diesen Systemen zählen im KKM das Niederdruck-Kernsprühsystem CS (Core Spray System), das alternative Niederdruck-Einspeisesystem ALPS (Alternate Low Pressure System), das Hochdruck-Notinspeisesystem RCIC (Reactor Core Isolation Cooling System), das automatische Druckentlastungssystem ADS (Automatic Depressurization System) und die Druckentlastungsventile PRV (Pressure Relief Valves).

### 6.6.4.1 Kernsprühsystem CS

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Das Kernsprühsystem CS hat die Aufgabe, bei Kühlmittelverluststörfällen aller Leckgrößen in Verbindung mit dem automatischen Druckentlastungssystem ADS die Kernkühlung sicherzustellen. Das CS ist ein zweisträngiges Niederdruck-Kernnotkühlssystem mit einer Kapazität von 2 x 100%.

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Im Bewertungszeitraum wurden am CS-System und den zugeordneten Technischen Spezifikationen folgende sicherheitstechnisch wichtigen Änderungen durchgeführt:

- 1993 wurden im Anschluss an ein Vorkommnis im schwedischen Siedewasserreaktor Barsebäck-2 die drei Ansaugsiebe der Kernnotkühlssysteme im Torus ausgetauscht, wobei die totale Durchflussfläche von 1,3 m<sup>2</sup> auf 40 m<sup>2</sup> vergrößert wurde.
- 1995 wurden die Testmengenleitungen teilweise ersetzt.
- 1996 wurden die Mindestmengenleitungen teilweise ersetzt.
- 1998 wurden die Torusschieber (Erstabsperrearmaturen) der Systeme CS, RCIC, TCS und STCS und die Leitungen von den Torusschiebern bis zu den Pumpen dieser Systeme ersetzt.
- 1999 wurde das CS-System zusätzlich in den Teil der Technischen Spezifikationen aufgenommen, in dem diejenigen Kernnotkühlssysteme aufgeführt sind, die im kalt-abgefahrenen Zustand mindestens betriebsbereit sein müssen.

Im Bewertungszeitraum wurden für das CS-System im Rahmen der Erdbeben-Requalifikation mechanischer Ausrüstungen (Kap. 6.1) Festigkeitsberechnungen der Rohrleitungen und Berechnungen der Rohrleitungshalterungen durchgeführt.

Die an den mechanischen Komponenten des CS-Systems durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Bei den drei durch Komponentenausfall bedingten Instandhaltungsmassnahmen war die Sicherheitsfunktion des Systems nicht beeinträchtigt. Bei Wiederholungsprüfungen wurden an Armaturen und Leitungen Flächenkorrosionen festgestellt, die jedoch die Wandstärke nicht beeinträchtigten. Gestützt auf diese Bewertung ist KKM der Ansicht, dass die Sicherheitsfunktion des CS-Systems gewährleistet ist und auch in den nächsten Jahren erfüllt werden kann.

#### HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des CS-Systems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKM, der HSK-Richtlinien R-15<sup>15</sup> und R-101<sup>4</sup> sowie der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup>.

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen am CS-System und in den zugeordneten Technischen Spezifikationen wurden die nachfolgend aufgeführten Verbesserungen erreicht.

Bei einem Vorkommnis in der schwedischen SWR-Anlage Barsebäck-2 im Jahr 1992 traten grössere Schäden an der Wärmeisolation von Rohrleitungen auf, die zu einer Verstopfung der Saugsiebe im Kondensationsbecken führten. Infolge dieses Vorkommnisses wurde im KKM die bisherige Auslegung der Saugsiebe im Torus überprüft (Kap. 5.3). Diese beruhte auf der Annahme, dass eine Verstopfung bis 50% der Siebflächen die Funktion der aus dem Torus ansaugenden Pumpen nicht

gefährdet. Aufgrund der Erfahrungen in Barsebäck wird jetzt gefordert, dass die Funktion der 2 CS-, 2 ALPS- und 2 TCS-Pumpen erhalten bleibt, auch wenn die gesamte Menge von beschädigtem Isolationsmaterial, die während eines Störfalls freigesetzt werden kann, gleichmässig auf den Saugsieben im Torus abgelagert wird. Aufgrund dieser Änderung in den Auslegungsanforderungen wurde die Durchströmungsfläche der Ansaugsiebe zur Torusingleitung wesentlich vergrössert. Damit kann aus Sicht der HSK eine unzulässige Verstopfung der Saugsiebe während eines Kühlmittelverluststörfalls im Drywell ausgeschlossen werden.

Die Test- und Mindestmengenleitungen wurden 1995 bzw. 1996 wegen Korrosion vorbeugend teilweise ersetzt. Die Mindestmengenleitungen wurden dabei in rostfreiem statt ferritischem Material ausgeführt.

Die Torusschieber der Systeme CS, RCIC, TCS und STCS mit Anschlussleitungen wurden 1998 wegen Korrosion und Verschlechterung der Flanschdichtflächen der Schiebergehäuse vorbeugend ersetzt. Hierbei wurden die Konstruktion der Flanschdichtung der Schiebergehäuse entsprechend dem Stand der Technik verbessert und die Wandstärken der wieder in ferritischem Material ausgeführten Anschlussleitungen leicht vergrössert. Da ausserdem seit 1988 das Containment mit Stickstoff inertiert wird, ist der Korrosionseinfluss verringert worden. Im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogrammes werden in Zukunft an den Leitungen periodisch Wandstärkenmessungen durchgeführt.

Die Ergänzung des CS-Systems in der Technischen Spezifikation für den kalt-abgefahrenen Zustand erhöht die Betriebsflexibilität, weil nun die Forderung leichter erfüllt werden kann, dass mindestens zwei Stränge der Kernnotkühlsysteme betriebsbereit sind.

Die Funktionsprüfungen für das CS-System wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen durchgeführt. Sie ergaben keine wesentlichen Befunde und insbesondere kein gemäss Richtlinie R-15<sup>15</sup> meldepflichtiges Vorkommnis. Bei der im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten des CS-Systems durchgeführten Instandhaltung war die Verfügbarkeit des Systems immer gewährleistet.

Bei den Wiederholungsprüfungen an den mechanischen Komponenten des CS-Systems wurde der nach der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup> vorgeschriebene Prüfumfang erfüllt. Die Prüfverfahren entsprechen dem Stand der Technik. Es wurden keine Befunde festgestellt, die für die Sicherheit der Anlage von Bedeutung sind. An Armaturen und Anschlussleitungen der SK2 wurde teilweise Flächenkorrosion festgestellt. Die zulässigen Mindestwandstärken wurden jedoch nicht unterschritten.

Der SVTI hat die für das CS-System erstellten Berechnungsberichte für die HSK geprüft. Rohrleitungen und ihre Halterungen, die im Bewertungszeitraum aufgrund der Erdbeben-Requalifikation der mechanischen Ausrüstungen innerhalb des Reaktorgebäudes (Kap. 6.1) ertüchtigt wurden, sind entsprechend den spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert.

Die HSK kommt zum Schluss, dass mit der Nachrüstung der Saugsiebe im Torus die Auslegung des CS-Systems verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltung und der Ergebnisse der Funktions- und Wiederholungsprüfungen erfüllt das CS-System seine Sicherheitsfunktion gemäss den Anforderungen der Richtlinie R-101<sup>4</sup>.

### 6.6.4.2 Kernisolationskühlsystem RCIC

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Das zweisträngig aufgebaute Kernisolationskühlsystem RCIC (Reactore Core Isolation Cooling System) hat die Aufgabe, bei Ausfall des Hauptspeisewassersystems oder bei kleinen Kühlmittelverluststörfällen (z. B. Leitungsbruch im Kernsprühsystem CS, offen gebliebenenes Sicherheits-/Abblasseventil SRV) allein oder zusammen mit anderen Kernnotkühlsystemen die Kernkühlung sicherzustellen.

Das RCIC ist ein redundant ausgelegtes Hochdruck-Not einspeisesystem, das zum Notstandssystem SUSAN gehört. Da die RCIC-Pumpen von Dampfturbinen angetrieben werden, kann das System nur oberhalb eines Primärsystemdruckes von 6 bar betrieben werden.

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Im Bewertungszeitraum erfolgten folgende Nachrüstungen:

- 1992 wurde in jedem Strang eine zusätzliche Rückschlagarmatur in die Druckleitungen der RCIC-Pumpen eingebaut.
- 1995 wurde in jedem Strang eine Rückschlagarmatur ersetzt.
- 1998 wurden die Torusschieber (Erststbsperrarmaturen) des RCIC und die Leitungen von den Torusschiebern bis zu den RCIC-Pumpen ersetzt (Kap. 6.6.4.1).

Die Funktion des RCIC wurde im Bewertungszeitraum gemäss den Anforderungen der Technischen Spezifikationen überprüft. Dabei waren folgende meldepflichtige Vorkommnisse zu verzeichnen:

- Schnellschluss einer RCIC-Turbine durch das Ansprechen der Druckdifferenzüberwachung an der Dampfleitung wegen falscher Einstellung eines Druckreduzierventils (1990)
- Dampfleckage an einem Schmutzfänger (1998)
- Dampfleckage an einem Druckreduzierventil (2000)

Bei diesen Vorkommnissen war jeweils die Verfügbarkeit des Systems betroffen, doch erfolgte die Störungsbehebung im Rahmen der Vorgaben der Technischen Spezifikationen.

Als Wiederholungsprüfungen wurden jährliche System- und Komponentenbegehungen bei betriebsähnlicher Belastung und visuelle Prüfungen an Abstützungen durchgeführt. Die RCIC-Turbinen, Pumpen und Armaturen wurden bei ihrer Demontage visuell geprüft.

Zu Beginn des Bewertungszeitraums wurden Festigkeitsnachweise für die Requalifizierung der RCIC-Rohrleitungen erstellt. Weitere Festigkeitsnachweise wurden im Zusammenhang mit dem Austausch von Komponenten, der Ertüchtigung von Abstützungen und zwecks Nachweis der Standsicherheit der RCIC-Pumpen erstellt.

KKM kommt zum Schluss, dass das RCIC-System unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen alle sicherheitsrelevanten Anforderungen gemäss Auslegung erfüllt. Während der Durchführung der Instandhaltung war die Sicherheitsfunktion des Systems zu keiner Zeit beeinträchtigt. Gestützt auf diese Bewertung ist KKM der Ansicht, dass die Sicherheitsfunktion des RCIC-Systems gewährleistet ist und auch in Zukunft erfüllt werden kann.

## HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des RCIC-Systems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKM, der HSK-Richtlinien R-15<sup>15</sup> und der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup>.

Mit den 1992 und 1995 durchgeführten Änderungen wurden Verbesserungen für den Schutz der RCIC-Niederdruck-Systemteile gegen Überdruck erreicht.

Die im Bewertungszeitraum durchgeführten periodischen Funktionsprüfungen und Instandhaltungsarbeiten waren geeignet, die Funktionsfähigkeit des RCIC zu gewährleisten. Bei Funktionsprüfungen traten drei gemäss HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> meldepflichtige Vorkommnisse auf. Die Störungen konnten aber innerhalb der in den Technischen Spezifikationen zulässigen Reparaturzeiten behoben werden. Die Wiederholungsprüfungen erfüllten die Vorgaben der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup>. Dabei wurden keine Befunde festgestellt, die für die Sicherheit der Anlage von Bedeutung sind.

Die vom SVTI geprüften Festigkeitsnachweise zeigen, dass die requalifizierten RCIC-Rohrleitungen, die geänderten Komponenten und die ertüchtigten Abstützungen für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind.

Die HSK stellt fest, dass das RCIC-System die Anforderungen an seine Sicherheitsfunktion erfüllt.

### 6.6.4.3 Alternatives Niederdruck-Einspeisesystem ALPS

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Das alternative Niederdruck-Einspeisesystem ALPS (Alternate Low Pressure System) hat die Aufgabe, bei kleinen Kühlmittelverluststörfällen (z. B. Leitungsbruch im Kernsprühsystem CS, offen gebliebenes Sicherheits-/Abblaseventil SRV) zusammen mit dem Kernisolationskühlsystem RCIC und dem automatischen Druckentlastungssystem ADS die Kernkühlung sicherzustellen.

Das ALPS ist ein zweisträngiges Kernnotkühlsystem mit einer Kapazität von 2 x 100%, das zum Notstandssystem SUSAN gehört. Obwohl das ALPS in die zum Reaktorbehälter führenden Leitungen des Kernsprühsystems CS einspeist, wirkt es wegen der geringeren Fördermenge (ca. 1/3 der Fördermenge des CS) nicht als Kernsprüh- sondern als Kernflutsystem.

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Im Bewertungszeitraum erfolgten am ALPS folgende Nachrüstungen:

- Zum Überdruckschutz des ALPS-Systems bei Funktionsprüfungen wurden 1992 in jedem Strang zwei Niederdruck-Absperrarmaturen untereinander verriegelt.
- Als eine Massnahme im Nachgang zum Ereignis in Barsebäck (Kap. 6.6.4.1) wurde 1994 die Möglichkeit zur alternativen Kernkühlung mit folgenden Änderungen nachgerüstet:
  - Einbau eines zusätzlichen Anschlusses in der Verbindungsleitung KAKO-ALPS zum Einspeisen von Kernnotkühlwasser aus dem Feuerlöschsystem oder direkt aus der Aare
  - Motorisierung des in jedem Strang zwischen dem ALPS dem KAKO vorhandenen Absperrschiebers zur Fernbedienung aus dem Hauptkommandoraum
  - Einbau eines zusätzlichen Rückschlagventils in jedem Strang zwischen ALPS und KAKO, um bei der Anwendung der alternativen Kernkühlung eine allfällige Rückströmung von Reaktorwasser aus dem Primärcontainment in Richtung KAKO zu verhindern

Die Funktion des ALPS wurde im Bewertungszeitraum gemäss den Anforderungen der Technischen Spezifikationen überprüft. Dabei wurden keine meldepflichtigen Vorkommnisse verzeichnet. Die Behebung von aufgetretenen Störungen erfolgte jeweils innerhalb der gemäss den Technischen Spezifikationen zulässigen Reparaturzeiten.

Als Wiederholungsprüfungen wurden ohne Beanstandungen jährliche System- und Komponentenbegehungen bei betriebsähnlicher Belastung (Testlauf der ALPS-Pumpen) sowie visuelle Prüfungen an Abstützungen sowie an Pumpen und Armaturen bei deren Demontage durchgeführt.

Festigkeitsnachweise wurden für die requalifizierten ALPS-Rohrleitungen und für die Ertüchtigung von Abstützungen erstellt.

KKM kommt zum Schluss, dass das ALPS-System unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen alle sicherheitsrelevanten Anforderungen gemäss Auslegung erfüllt und darüber hinaus Verbesserungen sowohl für die Auslegung als auch für auslegungsüberschreitende Störfälle aufweist. Während der Durchführung der Instandhaltung war die Sicherheitsfunktion des Systems zu keiner Zeit beeinträchtigt. Gestützt auf diese Bewertung ist KKM der Ansicht, dass die Sicherheitsfunktion des ALPS-Systems gewährleistet ist und auch in Zukunft erfüllt werden kann.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK-Beurteilung des ALPS erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKM, der HSK-Richtlinien R-15<sup>15</sup> und der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup>.

Mit den im Bewertungszeitraum am ALPS durchgeführten Änderungen wurden Verbesserungen hinsichtlich Überdruckschutz und alternativer Kernnotkühlung erreicht.

Die im Bewertungszeitraum durchgeführten periodischen Funktionsprüfungen und Instandhaltungsarbeiten waren geeignet, die Funktionsfähigkeit des ALPS zu gewährleisten. Bei den Funktionsprüfungen traten keine gemäss HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> meldepflichtigen Vorkommnisse auf. Die Wiederholungsprüfungen erfüllten die Vorgaben der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup>. Es wurden keine Befunde festgestellt, die für die Sicherheit der Anlage von Bedeutung sind.

Die durchgeführten Festigkeitsnachweise weisen nach, dass die requalifizierten ALPS-Rohrleitungen und die ertüchtigten Abstützungen für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind.

Die HSK stellt fest, dass das ALPS-System die Anforderungen an seine Sicherheitsfunktion erfüllt.

### **6.6.5 Nachwärmeabfuhr**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Nachwärmeabfuhrsysteme haben nach einem Störfall die Abfuhr der Nachwärme aus den bestrahlten Brennelementen sowie der im Reaktorkühlsystem und im Primärcontainment gespeicherten Energie an eine äussere Wärmesenke sicherzustellen. Bei Störfällen mit Verlust der Hauptwärmesenke erfolgt die Nachwärmeabfuhr über Zwischenspeicher. KKM verfügt mit dem Torus über einen aussergewöhnlich grossen Zwischenspeicher. Dementsprechend kann die Kapazität der Nachwärmeabfuhrsysteme (insgesamt ca. 1,3% der thermischen Reaktorleistung) relativ gering gehalten werden.

Bezogen auf die Wirksamkeit verfügt KKM über eine Kapazität der Nachwärmeabfuhr von 4 x 100%, nämlich 2 x 100% mit dem Toruskühlsystem TCS (Torus Cooling System) und 2 x 100% mit dem

Abfahr- und Toruskühlsystem STCS (Shutdown and Torus Cooling System). Auch der Festlegung der Reparaturzeiten für die Nachwärmeabfuhrsysteme TCS und STCS in den Technischen Spezifikationen ist eine 4 x 100%-Kapazität der Nachwärmeabfuhr zugrunde gelegt.

Der für die Erwärmung des Torus begrenzende Störfall ist der Notstandfall, für den bei Minimalbedingungen (Kapazität der Nachwärmeabfuhr von 1 x 100%) eine maximale Toruswassertemperatur von 77°C berechnet wurde, welche nach etwa 24 Stunden erreicht wird.

Das TCS besitzt einen für beide Stränge gemeinsamen Wärmetauscher. Dieser Wärmetauscher funktioniert beim Betrieb einer oder beider Pumpen, sei dies auf Seite des TCS oder auf Seite des dem TCS zugeordneten Kühlwassersystems CWS. Das TCS verfügt über kein Zwischenkühlwasser als Barriere gegen Aktivitätsaustritt. Bei Betrieb mit 2 CWS-Kühlwasserpumpen und Normaldruck im Containment ist eine Druckbarriere vorhanden, d. h. ein Übertritt radioaktiver Stoffe vom TCS ins CWS ist nicht möglich. Bei Ausfall einer CWS-Pumpe oder bei erhöhtem Druck im Containment (z. B. nach einem LOCA) ist diese Druckbarriere allerdings nicht mehr vorhanden. Für solche Fälle kann die Nachwärmeabfuhr über das STCS erfolgen. Im Notstandsfall, bei dem das STCS nicht verfügbar ist, muss auslegungsgemäss nicht mit einer Aktivitätsfreisetzung ins Primärcontainment (Drywell und Torus) gerechnet werden.

Das STCS wird nur von Hand (manuell) bedient und hat neben der Sicherheitsfunktion der Toruskühlung noch verschiedene betriebliche Funktionen. Aus den beiden Wärmetauschern des STCS wird die Nachwärme mittels des Hilfskühlwassersystems SWS an die Aare abgeführt. Als Barriere gegen Aktivitätsaustritt verfügt das STCS auf der Seite des SWS über Druckerhöhungspumpen, die eine positive Druckdifferenz zwischen SWS und STCS bewirken. Es ist deshalb für die Nachwärmeabfuhr bei Kühlmittelverluststörfällen geeignet.

#### **6.6.5.1 Toruskühlsystem TCS**

##### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Für das TCS wurden im Bewertungszeitraum Rohrleitungsabstützungen ertüchtigt. An einem Stutzen des Toruskühlers wurden 1995 durch Auftragsschweissungen Sanierungsarbeiten ausgeführt. 1998 wurden die Torusschieber (Erststabsperarmaturen) des TCS und die Leitungen von den Torusschiebern bis zu den TCS-Pumpen ersetzt (Kap. 6.6.4.1).

Bei den am TCS im Bewertungszeitraum durchgeführten Funktionsprüfungen und Testläufen wurde kein meldepflichtiges Vorkommnis verzeichnet. Die Behebung von aufgetretenen Störungen erfolgte jeweils innerhalb der gemäss den Technischen Spezifikationen zulässigen Reparaturzeiten. Die an den verschiedenen Komponenten durchgeführten Wiederholungsprüfungen ergaben keine relevanten Befunde.

Zu Beginn des Bewertungszeitraums wurden Festigkeitsnachweise für die Requalifizierung der TCS- und STCS-Rohrleitungssysteme (Kap. 6.6.5.2) einschliesslich deren Abstützungen durchgeführt. Weitere Festigkeitsnachweise wurden für Komponentenanschlüsse und die Torusstutzen sowie zwecks Nachweis der Standsicherheit der TCS- und STCS-Pumpen erstellt.

KKM kommt zum Schluss, dass das TCS seit der Inbetriebnahme keine Änderung der Auslegungskriterien verzeichnete und die zuverlässige Erfüllung der Funktion des Systems auch für die kommenden Betriebsjahre sichergestellt ist.



## HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des TCS erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKM, der HSK-Richtlinien R-15<sup>15</sup> und der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup>.

Die erfolgreich durchgeführten Funktionsprüfungen weisen auf einen guten Qualitätszustand des TCS hin. Die durchgeführten Wiederholungsprüfungen erfüllten die Anforderungen der NE-14<sup>32</sup>. Es wurden keine Befunde festgestellt, die für die Sicherheit der Anlage von Bedeutung sind.

Die für die Änderungen notwendigen Spannungsnachweise wurden erstellt und vom SVTI geprüft. Die Festigkeitsnachweise zeigen, dass die Spannungskriterien eingehalten und die betrachteten Komponenten für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind.

Die derzeitige Festlegung über die erforderliche Funktionstüchtigkeit der Kühlwassersysteme des TCS in den Technischen Spezifikationen lässt die Interpretation zu, dass das TCS bei Ausfall einer Pumpe des CWS oder ICWS noch ordnungsgemäss einsatzbereit ist und ein uneingeschränkter Weiterbetrieb der Anlage zulässig ist. Dabei hat sich aber der Redundanzgrad des TCS von 2 auf 1 verringert. Bei einem weiteren Fehler an den Pumpen des CWS oder ICWS wäre das TCS ausgefallen.

Die derzeitige Formulierung der Technischen Spezifikationen entspricht daher nicht derjenigen eines 2-strängigen Systems. Sie berücksichtigt nicht, dass der Festlegung der Reparaturzeiten für die Nachwärmeabfuhrsysteme TCS und STCS in den Technischen Spezifikationen eine 4 x 100% - Kapazität der Nachwärmeabfuhr zugrunde gelegt ist. Eine entsprechende Feststellung gilt auch für das STCS hinsichtlich der erforderlichen Funktionstüchtigkeit der Druckerhöhungspumpen des zugeordneten Kühlwassersystems SWS (Kap. 6.6.5.2). *Deshalb müssen die Technischen Spezifikationen für die Nachwärmeabfuhr mittels des TCS und des STCS bis Ende August 2003 so formuliert werden, dass der weitere Anlagenbetrieb bei einer Verminderung des Redundanzgrades in den zugeordneten Kühlwassersystemen zeitlich begrenzt wird. (Pendenz)*

### 6.6.5.2 Abfahr- und Toruskühlsystem STCS

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Für das STCS wurden im Bewertungszeitraum Rohrleitungsabstützungen ertüchtigt. An den beiden STCS-Kühlern mussten 1992 und 1993 betriebsbedingte Korrosions- bzw. Erosionsstellen durch Schweissen repariert werden. 1998 wurden die Torusschieber (Erstabsperrearmaturen) des STCS und die Leitungen von den Torusschiebern bis zu den STCS-Pumpen ersetzt (Kap. 6.6.4.1).

Am STCS wurden im Bewertungszeitraum Funktionsprüfungen durchgeführt. Während einer geplanten Instandhaltung eines STCS-Kühlers kam es wegen Unterlassung der vorgeschriebenen Testmassnahmen zu einem gemäss der HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> klassierten Vorkommnis der Kategorie B. Die Erfüllung der Systemfunktion war dadurch nicht beeinträchtigt. Bei den an den verschiedenen Komponenten durchgeführten Wiederholungsprüfungen wurden an einigen Armaturen leichte Korrosionsschäden, jedoch keine relevanten Befunde beobachtet. Aufgrund einer HSK-Forderung wurden austenitische Schweissnähte in der dünnwandigen, nicht absperzbaren RDB-Deckelsprühleitung ergänzend zur SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup> geprüft. Dabei wurden keine Spannungskorrosionsrisse festgestellt.

KKM kommt zum Schluss, dass das STCS seit der Inbetriebnahme keine Änderung der Auslegungskriterien verzeichnete und die zuverlässige Erfüllung der Funktion des Systems auch für die kommenden Betriebsjahre sichergestellt ist.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK-Beurteilung des STCS erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKM, der HSK-Richtlinien R-15<sup>15</sup> und der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup>.

Die erfolgreich durchgeführten Funktions- und Wiederholungsprüfungen weisen auf einen guten Qualitätszustand des STCS hin.

Die HSK hat festgestellt, dass die Festlegung der Technischen Spezifikationen über die erforderliche Funktionstüchtigkeit der Druckerhöhungspumpen des SWS, dem Kühlwassersystem des STCS, nicht einem 2-strängigen System entspricht. Eine diesbezügliche Massnahme wird in Kap. 6.6.5.1 gefordert.

## **6.6.6 Vergiftungssystem SLCS**

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Bei einem Teil- und Totalversagen der Reaktorschnellabschaltung (Scram) hat das Vergiftungssystem (Standby Liquid Control System, SLCS) die Aufgabe, den Reaktor durch Einspeisen von Bor (Borierung des Kühlmittels) in den kalt-unterkritischen Zustand zu bringen und in diesem Zustand zu halten.

### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Folgende periodischen Prüfungen wurden gemäss den Anforderungen der Technischen Spezifikationen durchgeführt:

- Messung der Borkonzentration
- Prüfung der Funktionstüchtigkeit der Kolbenpumpen des SLCS und Messung ihrer Fördermenge
- Einspeisen von Wasser vom Prüfbehälter in den Reaktordruckbehälter mit Auslösung der Explo-sionsventile

KKM kommt zum Schluss, dass die zuverlässige Erfüllung der Sicherheitsfunktion des Vergiftungssystems für die kommenden Betriebsjahre sichergestellt ist.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK-Beurteilung des SLCS erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKM und der HSK-Richtlinien R-15<sup>15</sup>.

Meldepflichtige Befunde oder Vorkommnisse mit Bezug zum Vergiftungssystem SLCS traten im Bewertungszeitraum nicht auf. Gemäss den durchgeführten Funktionsprüfungen erfüllt das Vergiftungssystem die Anforderungen an ihre Sicherheitsfunktionen.

## 6.6.7 Notstandsystem SUSAN

### Sicherheitstechnische Aufgaben

Das Spezielle Unabhängige System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme SUSAN, das 1989 in Betrieb genommen wurde, ist für sich allein in der Lage, auch bei Annahme eines beliebigen Einzelfehlers innerhalb des SUSAN, die nachfolgend spezifizierten äusseren Einwirkungen zu beherrschen:

- Einwirkungen Dritter:  
Bei Ausfall aller Nicht-SUSAN Systeme muss ein autarker und automatischer Betrieb der SUSAN-Systeme während 10 Stunden gewährleistet sein.
- Sicherheitserdbeben (SSE):  
Grundbeschleunigung von 0,15 g in horizontaler Richtung für eine Freifeldanregung am Fels, vertikale Grundbeschleunigung 0,10 g
- Externe Überflutung:
  - Annahme einer Bresche von 62 x 3 m im Wehrbereich der stromaufwärts liegenden Stau-mauer des Wohlensees
  - Gleichzeitiger Bruch der stromabwärts liegenden Saane-Staumauern am Schiffensee und am Lac de la Gruyère, resultierend in einer Überflutung von 6 m Höhe
- Niedrigwasser:  
Bruch des stromabwärts liegenden Stauwehrs Niederried kombiniert mit einem zeitweiligen Abflussunterbruch des stromaufwärts liegenden Wohlensees
- Blitzschlag:  
Auslegung auf die 3 Schweizer Normblitze
- Absturz von Flugzeugtrümmern:  
Mindestens gleicher Schutzgrad wie das Reaktorgebäude (Mindest-Betonwandstärke: 60 cm)

Zur Beherrschung dieser äusseren Einwirkungen gehören zum SUSAN folgende Einrichtungen:

- Reaktorgebäude und SUSAN-Gebäude (Kap. 6.2). Sie gehören zum geschützten Bereich und sind auf Erdbeben und Überflutung bis 6 m ausgelegt.
- Reaktorkühlsystem (Kap. 6.4) und Primärcontainment (Kap. 6.5.1). Sie sind auf Erdbeben ausgelegt.
- SUSAN-Sicherheitsleittechnik (Kap. 6.6.2) mit dem alternativen Reaktorabschalt- und Isolations-system ARSI (Kap. 6.6.1), das die Reaktorabschaltung und die Isolation des Reaktorkühlsystems sicherstellt.
- „Grosse“ Druckentlastungsventile (Kap. 6.6.3). Während 30 Minuten wird von der Funktion der Sicherheits-/Abblaseventile SRV Kredit genommen. Im Falle eines Versagens der Pneumatik arbeiten die SRV auch rein passiv als Sicherheitsventile. Zusätzlich gibt es 2 nicht steuerbare Sicherheitsventile SV.
- „Kleine“ Druckentlastungsventile PRV (Kap. 6.6.3)
- Kernisolationskühlsystem RCIC (Kap. 6.6.4.2)
- Niederdruck-Kernnotkühlsystem ALPS (Kap. 6.6.4.3)

- Toruskühlsystem TCS (Kap. 6.6.5.1) mit dem Kühlwassersystem CWS (Kap. 6.7.1.1) und dem Zwischenkühlwassersystem ICWS (Kap. 6.7.1.2)
- SUSAN-Notstromdiesel (Kap. 6.7.2)
- SUSAN-Leitstand (Kap. 6.7.6)

Zur Verhinderung einer Fehlanregung des automatischen Druckentlastungssystems ADS wurde die Leittechnik von 3 der 4 SRV ins SUSAN verlegt. Das fehlerhafte Öffnen der SRV wurde daher untersucht mit dem Resultat, dass die offenen SRV den Notstandsbetrieb nicht unzulässig beeinflussen.

### **HSK-Beurteilung**

Mit dem Bau des SUSAN mussten umfangreiche Nachqualifikationen auf das Sicherheitserdbeben (SSE) vorgenommen werden, denn dem SUSAN wurden zusätzlich zu den nachgerüsteten Sicherheitssystemen auch bereits vorhandene Systeme im Reaktorgebäude zugeordnet. Die Sicherheitssysteme sind nun vier Strängen zugeteilt, wobei eine Separation der dem SUSAN zugeordneten Sicherheitssysteme (Stränge 3 und 4) von bisherigen Sicherheitssystemen (Stränge 1 und 2) gemäss Punkt 2.4 der HSK-Richtlinie R-101<sup>4</sup> erreicht wurde. Damit werden ein Brand und eine interne Überflutung besser beherrscht. Durch den im SUSAN-Gebäude angeordneten SUSAN-Leitstand wurde eine Notsteuerstelle geschaffen, die das Abfahren der Anlage und die Kontrolle des Anlagenzustands bei Brand oder Zerstörung des Hauptkommandoraums erlaubt. Die externe Überflutung wird nun nicht mehr mit Accident-Management-Massnahmen, sondern automatisch durch überflutungssichere Sicherheitssysteme beherrscht. Weiter wurden Schwachstellen bezüglich Automatisierung gemäss Punkt 2.6 der HSK-Richtlinie R-101<sup>4</sup> behoben, z. B. in der Auslösung der Reaktorschnellabschaltung und bei der Nachwärmeabfuhr. Ergänzt wurde das SUSAN durch das Containment-Rückpumpsystem CRS (Kap. 6.11.1), das manuell ausgelöst wird und Leckagewasser aus dem Sumpf des Reaktorgebäudes in den Torus zurückfördert, um zu verhindern dass eine Überflutung des Reaktorgebäudes zu einem „common cause“-Versagen aller Kernnotkühlpumpen führt.

Die Systeme und Komponenten des SUSAN unterliegen den in den Technischen Spezifikationen vorgeschriebenen Prüfungen und dem Alterungs-Überwachungsprogramm. Betriebserfahrungen mit äusseren Einwirkungen gibt es keine.

Das SUSAN ist anlagespezifisch auf KKM und schweizerische Verhältnisse ausgelegt worden und hat die Sicherheit des KKM wesentlich verbessert. Es erfüllt auch aus heutiger Sicht seinen Zweck. Die Funktion der Teilsysteme des SUSAN wird in den oben erwähnten Kapiteln dieser Stellungnahme beurteilt.

## 6.7 Versorgungs- und Hilfssysteme

### 6.7.1 Nukleare Kühlwassersysteme

Die nuklearen Kühlwassersysteme haben die Wärmeabfuhr aus den Sicherheitssystemen an eine äussere Wärmesenke sicherzustellen. Zu den nuklearen Kühlwassersystemen gehören:

- Das Hilfskühlwassersystem (SWS) und das SUSAN-Kühlwassersystem (CWS), die das Kühlwasser der Aare entnehmen und wieder an diese abgeben, sowie das SUSAN-Zwischenkühlwassersystem (ICWS). Sie sind alle als Sicherheitssysteme klassiert.
- Die Zwischenkühlwassersysteme im Reaktorgebäude und Maschinenhaus. Sie bilden eine zweite Barriere gegen den Austritt radioaktiver Stoffe und sind nicht als Sicherheitssysteme klassiert.

Das SWS wurde bei der Erstellung der Anlage für die Versorgung sowohl von Sicherheits- als auch von Betriebsausrüstungen konzipiert und gemäss den damals gültigen Auslegungsgrundlagen nicht gegen äussere Einwirkungen ausgelegt. Dieses Defizit wurde durch die mit dem SUSAN-System nachgerüsteten Kühlwassersysteme CWS und ICWS behoben. Dadurch wurde eine Erhöhung der Verfügbarkeit der Kühlwasserversorgung bei Verlust der externen Stromversorgung, bei Erdbeben, externer Überflutung, Flugzeugabsturz, Blitzschlag und Einwirkungen Dritter erreicht.

#### 6.7.1.1 SUSAN-Kühlwassersystem (CWS)

##### Sicherheitstechnische Aufgaben

Das Kühlwassersystem CWS (Cooling Water System) versorgt den Wärmetauscher des Toruskühlsystems im Reaktorgebäude und den Wärmetauscher des Zwischenkühlsystems ICWS im SUSAN-Gebäude mit Aarewasser als Kühlwasser. Entsprechend den Anforderungen ist das CWS der Sicherheitsklasse SK3 zugeordnet und notstromversorgt. Beim ungestörten Reaktorbetrieb ist das CWS nicht in Betrieb.

##### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Das CWS verzeichnete seit der Inbetriebnahme der SUSAN-Nachrüstung im Jahre 1989 keine Änderung der Auslegungskriterien.

Die Funktionsprüfungen am CWS-System wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen durchgeführt. Sie ergaben keine wesentlichen Befunde und insbesondere kein gemäss der HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> meldepflichtiges Vorkommnis.

Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten des CWS durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Bei vier ungeplanten Instandhaltungen infolge von Stopfbuchsenleckagen am Kupplungsteil der Pumpen war die Verfügbarkeit nicht betroffen oder lag im Rahmen der gemäss Technischen Spezifikationen zulässigen Zeit.

Bei den Wiederholungsprüfungen an den mechanischen Komponenten des CWS wurden keine Befunde festgestellt. Erwähnenswert sind dabei die jährlichen Kühlwasserrohrproben, die dem System entnommen und zur Analyse an den Hersteller gesandt werden.

Das Alterungsüberwachungsprogramm Maschinentechnik für das CWS sieht die Erfassung ausgewählter Komponenten im Zusammenhang mit TCS, SUSAN-Diesel und STCS vor. Im Bewertungs-

zeitraum wurden keine anfälligen Komponenten identifiziert und es wurden keine Massnahmen notwendig.

KKM kommt zum Schluss, dass das SUSAN-Kühlwassersystem CWS alle sicherheitsrelevanten Funktionen gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK-Beurteilung des CWS-Systems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKM sowie der HSK-Richtlinien R-15<sup>15</sup> und R-101<sup>4</sup>.

Die HSK kommt zum Schluss, dass aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Ergebnisse der Funktions- und Wiederholungsprüfungen das CWS seine Sicherheitsfunktion erfüllt.

### **6.7.1.2 SUSAN-Zwischenkühlwassersystem (ICWS)**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Zwischenkühlwassersystem im SUSAN-Gebäude ICWS (Intermediate Cooling Water System) versorgt die Kühlstellen der beiden Notstromdiesel und der Lüftungsanlagen (Umluftanlagen der Diesel- und Schaltanlagenräume) mit Kühlwasser. Entsprechend den Anforderungen ist das SUSAN-Zwischenkühlwassersystem ICWS der Sicherheitsklasse SK3 zugeordnet und notstromversorgt. Das ICWS ist ein geschlossener Kreislauf mit zwei parallel geschalteten Umwälzpumpen. Die Wärme wird über einen Wärmetauscher ans CWS abgegeben.

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Im Bewertungszeitraum wurde am ICWS 1995 zur Verbesserung des Korrosionsverhaltens eine sicherheitstechnisch unklassierte Hydrazin-Dosierstation installiert.

Die Funktionsprüfungen am ICWS wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen durchgeführt. Sie ergaben keine wesentlichen Befunde und insbesondere kein gemäss Richtlinie R-15<sup>15</sup> meldepflichtiges Vorkommnis.

Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten des ICWS durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Bei einer ungeplanten Instandhaltung infolge von Ölleckagen an der Wellendichtung der Pumpe war die Verfügbarkeit im Rahmen der gemäss Technischen Spezifikationen zulässigen Zeit.

Bei den Wiederholungsprüfungen an den mechanischen Komponenten des ICWS wurden keine Befunde festgestellt.

KKM kommt zum Schluss, dass das SUSAN-Zwischenkühlwassersystem ICWS alle sicherheitsrelevanten Funktionen gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK-Beurteilung des ICWS-Systems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen sowie der HSK-Richtlinien R-15<sup>15</sup> und R-101<sup>4</sup>.

Mit der im Bewertungszeitraum nachgerüsteten Hydrazin-Dosierstation wurde eine Verbesserung des Korrosionsverhaltens des Systems und somit eine Verbesserung seiner Verfügbarkeit erreicht. Auf-

grund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Ergebnisse der Funktions- und Wiederholungsprüfungen erfüllt das ICWS seine Sicherheitsfunktion.

### 6.7.1.3 Hilfskühlwassersystem (SWS)

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Als sicherheitstechnische Aufgabe führt das Hilfskühlwassersystem SWS (Service Water System) die Wärme aus den beiden Wärmetauschern des Abfahr- und Toruskühlsystems (STCS) ab. Im Weiteren versorgt es die unklassierten Wärmetauscher der Zwischenkühlwassersysteme im Reaktorgebäude und im Maschinenhaus sowie verschiedene andere Betriebssysteme mit Kühlwasser. Die zwei redundanten, automatisch umschaltbaren Hilfskühlwasserpumpen sind zusammen mit den Hauptkühlwasserpumpen im Pumpenhaus am Aareufer aufgestellt. Als Barriere gegen Aktivitätsaustritt sorgen je eine (dem STCS zugeordnete) Druckerhöhungspumpe. Damit wird sichergestellt, dass der Druck im SWS stets höher ist als im STCS-Kreislauf. Für die Funktion des ständig in Betrieb stehende Hilfskühlwassersystems ist eine SWS-Pumpe ausreichend. Es wird periodisch zwischen den zwei Hilfskühlwasserpumpen umgeschaltet.

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Im Bewertungszeitraum wurden am SWS-System folgende sicherheitstechnisch wichtigen Änderungen durchgeführt und die erforderlichen Festigkeitsnachweise erstellt:

- 1991 wurde an der Hilfskühlwasserablaufleitung (stromabwärts der Abfahrkühler) ein Rohranschluss mit Armaturen der Sicherheitsklasse SK3 nachgerüstet mit dem Ziel, bei Störung des Hilfskühlwassersystems das zur Kühlung der Abfahrpumpe zugeführte Feuerlöschwasser in die Aare abzuleiten.
- 1993 wurde die Hilfskühlwasserleitung und deren Halterungen ertüchtigt.
- 1997 wurden das CWS und das Hilfskühlwassersystem SWS miteinander verbunden, um eine bessere Flexibilität und eine schnellere Umschaltungsmöglichkeit zwischen den beiden Systemen zu schaffen. Die Rohrleitungen wurden neu berechnet und die Verbindungsleitungen den Sicherheitsklassen SK3/EKI zugeordnet.

Im Bewertungszeitraum wurden die Rohrleitungen des Systems im Reaktorgebäude überprüft und ertüchtigt.

Am SWS-System sind keine Funktionsprüfungen gemäss den Technischen Spezifikationen erforderlich. Das System befindet sich dauernd in Betrieb, wobei periodisch zwischen den einzelnen Kühlwasserpumpen umgeschaltet wird. Damit werden die Pumpen auch periodisch auf ihre Funktion geprüft. Im Bewertungszeitraum hat es keine Befunde gegeben, die zur Nichtverfügbarkeit der Hilfskühlwasserfunktion im Anforderungsfall geführt haben.

Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten des SWS durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Bei ungeplanten Instandhaltungen infolge eines Lagerschadens einer Pumpe und defekter Armaturen war die Verfügbarkeit entweder nicht betroffen oder lag im Rahmen der gemäss den Technischen Spezifikationen zulässigen Zeit.

KKM kommt zum Schluss, dass das Hilfskühlwassersystem SWS, unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen, alle sicherheitsrelevanten Funktionen gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.

## HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des SWS-Systems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen, sowie der HSK-Richtlinien R-15<sup>15</sup> und R-101<sup>4</sup>. Eine umfassende Beurteilung des sicherheitsmässig als SK3 und Erdbebenklasse EK I eingestuftes Teiles des Hilfskühlwassersystems erfolgte im Rahmen der HSK-Begutachtung von 1991<sup>2</sup>. Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen am SWS wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Durch die Erstellung des Rohranschlusses an der Ablaufleitung wurde eine Accident Management Massnahme für die Kühlung der Abfahrpumpe (Pumpenkühlung mittels Feuerlöschwasser) ermöglicht.
- Durch die nachgerüstete Verbindungsleitung zwischen CWS und SWS im Reaktorgebäude kann der STCS-Wärmetauscher, insbesondere während der Jahresrevision, auch durch das CWS mit Kühlwasser versorgt werden. Damit wurde die Verfügbarkeit der Kühlwasserversorgung verbessert. Die vom SVTI geprüfte Festigkeitsberechnung zeigt, dass die Verbindungsleitung zwischen CWS und SWS für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert ist.
- Durch die Ertüchtigung der Hilfskühlwasserleitung und deren Rohrhalterungen erfüllen diese nun die Anforderungen an die Auslegung eines klassierten Sicherheitssystems.

Der SVTI hat die erstellten Festigkeitsberechnungen geprüft und ohne Beanstandungen oder Pen- denzen akzeptiert. Sie zeigen, dass die Komponenten für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind.

Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen die Auslegung des SWS-Systems verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Betriebsergebnisse erfüllt das SWS seine Sicherheitsfunktion.

### 6.7.1.4 Zwischenkühlwassersystem im Reaktorgebäude

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Das Zwischenkühlwassersystem im Reaktorgebäude dient zur Kühlung von Systemen, die ständig oder häufig radioaktive Stoffe enthalten. Die Wärme wird aus dem Zwischenkühlwassersystem durch das Hilfskühlwassersystem SWS an die Aare abgeführt. Durch den Zwischenkühlwasserkreislauf wird eine doppelte Barriere zwischen den aktivitätsführenden Systemen und dem Aarewasser hergestellt. Es ist kein Sicherheitssystem, da es mit Ausnahme des Brennelementbecken-Kühlsystems nur Betriebssysteme des Reaktors (z. B. die Umwälzpumpen, die Reaktorwasserreinigungsanlage und die Ventilationskühler) versorgt. Das System umfasst im Wesentlichen 3 Pumpen, zwei Zwischenkühler und einen Hochbehälter sowie die verschiedenen Verbraucher und ist vollständig im Reaktorgebäude untergebracht. Von den drei Zwischenkühlwasserpumpen sind zwei ständig in Betrieb und eine dient als Reserve. Die Isolationsarmaturen in den Drywell-Durchdringungsleitungen (als SK2 klassiert) schliessen im Falle eines erhöhten Drywelldrucks oder des Verlustes von Zwischenkühlwasser durch Leckage automatisch.



## Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Im Bewertungszeitraum wurden an den klassierten Containment-Isolationsarmaturen des Zwischenkühlwassersystems im Reaktorgebäude folgende sicherheitstechnisch wichtige Änderungen durchgeführt:

- 1994 wurden an den drei Zwischenkühlwasserleitungen zum Drywell je eine zusätzliche Isolationsarmatur installiert und die entsprechende Isolationslogik im Reaktorschutzsystem ergänzt.
- 2000 wurde der Stellantrieb einer Isolationsarmatur ersetzt, um die geforderte Schliesszeit (35 s) zu erfüllen.

Im nicht-klassierten Teil des Zwischenkühlwassersystems wurde im Jahr 1995 zur Verbesserung des Korrosionsverhaltens die sicherheitstechnisch unklassierte, Hydrazin-Dosierstation erneuert.

In der Technischen Spezifikation wurde 1999 nach Freigabe durch die HSK die Schliesszeit einer der Isolationsarmaturen des Zwischenkühlwassersystems vorübergehend von 35 s auf 50 s geändert, um dem festgestellten Istzustand Rechnung zu tragen. Nach dem Einbau eines neuen Stellantriebes wurde diese Schliesszeit im Jahre 2000 wieder auf den in den Technischen Spezifikationen ursprünglich geforderten Wert von 35 s festgelegt.

Im Bewertungszeitraum wurden im Rahmen der seismischen Requalifikation von mechanischen Ausrüstungen (Kap. 6.1) die Lasten an den Drywelldurchführungen bestimmt und die Spannungsanalyse durchgeführt.

Die Containment-Isolationsarmaturen des Zwischenkühlwassersystems wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben keine Befunde und insbesondere kein gemäss der HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> meldepflichtiges Vorkommnis.

Am Zwischenkühlwassersystem sind keine Funktionsprüfungen gemäss den Technischen Spezifikationen erforderlich. Das System befindet sich dauernd in Betrieb, wobei periodisch zwischen den einzelnen Kühlwasserpumpen umgeschaltet wird. Damit werden die Pumpen auch periodisch auf ihre Funktion geprüft. Im Bewertungszeitraum hat es keine Befunde gegeben, die zur Nichtverfügbarkeit der Zwischenkühlwasserfunktion geführt haben.

Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten des Zwischenkühlwassersystems durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Bei einer ungeplanten Instandhaltung infolge eines Motordefekts einer Pumpe war die Verfügbarkeit nicht betroffen.

KKM kommt zum Schluss, dass das Zwischenkühlwassersystem im Reaktorgebäude, unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen, alle sicherheitsrelevanten Funktionen gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.

## HSK-Beurteilung

Die HSK-Beurteilung des Zwischenkühlwassersystems im Reaktorgebäude erfolgt für die sicherheitstechnisch klassierten Isolationsarmaturen anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen sowie der HSK-Richtlinien R-15<sup>15</sup> und R-101<sup>4</sup>.

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen am Zwischenkühlwassersystem im Reaktorgebäude wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Durch den Einbau von zusätzlichen, automatischen Containment-Isolationsarmaturen und die Ergänzung der Isolationslogik wird bei einem unterstellten Bruch der Zwischenkühlwasserleitungen infolge eines Erdbebens oder eines LOCA die Containmentfunktion aufrechterhalten. Diese Nachrüstung wurde als Alternative zu einer mechanischen Ertüchtigung des seismisch nicht ausreichend ausgelegten Zwischenkühlwassersystems gewählt.
- Durch den Austausch des Stellantriebes einer der Containment-Isolationsarmaturen wurde ein kurz zuvor entdeckter Auslegungsfehler bezüglich der Schliesszeit der Armatur eliminiert. Die HSK war mit der vorübergehenden Erhöhung der Schliesszeit einverstanden, da dadurch eine allfällige Aktivitätsfreisetzung nur unwesentlich verändert worden wäre.
- Mit der nachgerüsteten Hydrazin-Dosierstation wurde eine Verbesserung des Korrosionsverhaltens des Systems und somit eine Verbesserung seiner Verfügbarkeit erreicht.

Der SVTI hat die erstellten Berechnungen für die HSK geprüft und freigegeben. Es sind keine Beanstandungen oder Pendenzen offen.

Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen die Auslegung des Zwischenkühlwassersystems im Reaktorgebäude verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Ergebnisse der Funktionsprüfungen sowie auch der Betriebsergebnisse erfüllt das System seine Sicherheitsfunktion.

### **6.7.2 Stromversorgung**

Die elektrische Energieversorgung des KKM wird durch interne und externe Stromquellen abgedeckt. Bei Ausfall der Turbogeneratoren und der externen Netzanbindungen erfolgt die Stromversorgung der sicherheitsrelevanten Verbraucher kurz- und langfristig durch die Notstromversorgung und die Notstand-Notstromversorgung. Hierzu gehören die Gleichstrom- und die unterbrechungslosen Wechselstrom-Versorgungssysteme, die 1,8-MVA-Dieselanlage, die beiden 16-kV-Einspeisungen aus dem Wasserkraftwerk Mühleberg sowie die beiden 0,8-MVA-Notstandsdieselanlagen.

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Notstromversorgung stellt die notwendige elektrische Energieversorgung der Sicherheitssysteme der Stränge I und II bei Störfällen sicher, sofern diese Aufgabe durch die normalen Block- und Eigenbedarfs-Versorgungsanlagen nicht mehr erfüllt werden kann.

Die Notstand-Notstromversorgung stellt die notwendige Energieversorgung der Sicherheitssysteme der Stränge III und IV nach einem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung bei externen Ereignissen (z. B. Erdbeben, Blitzschlag, Überflutung) und nicht-naturbedingten äusseren Einwirkungen (z. B. Explosion, Grossbrand, Einwirkungen Dritter) sicher.

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

KKM hat für die Beurteilung der elektrischen Energieversorgung Systembeschreibungen für die Notstromdieselanlage, die Notstromdieselanlage des SUSAN, die Eigenbedarfsanlage und den Eigenbedarf des SUSAN eingereicht und darin auf das Instandhaltungsprogramm, Wiederholungsprüflisten und Betriebsvorschriften hingewiesen.

Im Bewertungszeitraum wurden an den sicherheitsrelevanten elektrischen Versorgungssystemen folgende Änderungen vorgenommen:

- Infolge Erreichens der Lebensdauer wurden verschiedene Batterien der Notstromversorgung und der Notstand-Notstromversorgung ersetzt.
- Im Rahmen des Ersatzes des Reaktorschutzsystems wurden je zwei divisionsgetrennte Schaltschränke zur Stromversorgung sicherheitsrelevanter Ausrüstungen installiert. Ein Schaltschrank enthält die Umformersteuerungs-, Überwachungs- und Spannungsregelungsgeräte, der andere die Umschalteinrichtung, den Einspeisetransformator, den Transformator zur Erzeugung der 220-V-Wechselspannung sowie die Sicherungsabgänge zur Versorgung der 115-V- und 220-V-Wechselstrom-Verbraucher des RPS (1991).
- Zur Vereinheitlichung und Modernisierung der Stromversorgung aber auch wegen der Problematik mit der Ersatzteilbeschaffung wurden der 125-V-Gleichrichter und die zugehörigen Schaltanlagen in den Gleichstromversorgungssystemen P1 und P21 strangweise erneuert. Ebenso wurden die rotierenden Umformer zur unterbrechungsfreien Versorgung der sicheren Schienen S1/S2 durch statische Wechselrichter ersetzt (1992 und 1993).
- An der Notstromdiesel-Generatoranlage wurden die elektro- und leittechnischen Einrichtungen erneuert (1993).
- Die Umformergruppe und die unterbrechungslose Stromversorgungsanlage (USV) für die elektrische Versorgung der Computer TRA und RTAD und die zugehörigen Verbraucher wurden durch zwei moderne USV-Anlagen ersetzt (1997).
- Im Rahmen des Leittechnikersatzes für das Notabluftsystem wurden im Aufbereitungsgebäude pro Notabluftstrang eine neue 125-V/24-V-Gleichstromverteilung und je zwei neue 400-V-Drehstrom-Unterverteilungen eingebaut (1999).
- Zur Angleichung an den Stand der Technik wurden die Wechselrichter der beiden Notstand-Notstromversorgungsstränge ersetzt (2000).

Im Bewertungszeitraum waren fünf meldepflichtige Vorkommnisse zu verzeichnen, deren Ursache direkt auf Komponentenstörungen in den elektrischen Eigenbedarfs- und Notstromversorgungssystemen zurückgeführt werden konnte. Bei diesen Vorkommnissen wurde die Verfügbarkeit der Notstromverteilung und der Notstand-Notstromverteilung nicht beeinträchtigt.

Die im Rahmen der Instandhaltung von Komponenten der elektrischen Energieversorgungssysteme vorgenommenen Reparaturmassnahmen hätten im Anforderungsfall die Verfügbarkeit der Sicherheitsfunktionen nicht beeinträchtigt.

Innerhalb des Bewertungszeitraumes wurden im Bereiche der elektrischen Energieversorgungssysteme die geforderten Funktionsprüfungen durchgeführt. Auf die dabei festgestellten Befunde wird in der nachfolgenden HSK-Beurteilung eingegangen.

KKM hält fest, dass die sicherheitstechnischen Anforderungen an die elektrischen Versorgungen im betrachteten Zeitraum keine Änderung erfahren haben. Deshalb und aufgrund der zahlreich getätigten Änderungen, der durchgeführten Instandhaltungsarbeiten und der Betriebserfahrung ist KKM überzeugt, dass die elektrische Energieversorgung der Anlage in den kommenden Jahren zuverlässig und sicher aufrecht erhalten wird.

## HSK-Beurteilung

Die HSK stützt sich bei der Beurteilung der Zuverlässigkeit und des Qualitätszustands der Stromversorgungsanlagen auf die systemspezifische Betriebserfahrung (Änderungen, meldepflichtige Vorkommnisse und die KKM-Berichterstattung über die Betriebsergebnisse), die Technischen Spezifikationen des KKM, HSK-Richtlinien<sup>15,4</sup> und die Ergebnisse von HSK-Inspektionen ab.

Mit den durchgeführten Änderungen wurden folgende Verbesserungen erreicht:

- Der Austausch der gesamten Einrichtungen der 125-V-DC-Versorgungsstränge, der Schaltanlagen zur Versorgung von Verbrauchern des Notabluftsystems, der Wechselrichter zur Versorgung von sicheren Schienen der Stränge I bis IV und von sicherheitsbezogenen Verbrauchern (z. B. Anlagencomputer) diente vorwiegend der Modernisierung der Systeme.
- Mit dem Ersatz der elektrischen und leittechnischen Einrichtungen der Notstromdieselanlage und des Notabluftsystems wurden wesentliche Verbesserungen hinsichtlich Bedienbarkeit, Separierung und Erdbebenfestigkeit der Einrichtungen erzielt.
- Nach der Erneuerung der elektrischen Einrichtungen der Notstromdieselanlage befinden sich die Schalt- und Leittechnikschränke mitsamt einem örtlichen Leitstand sowie die neuen Messwandler-, Erreger- und Schutzschränke in einem neu geschaffenen Raum neben dem bestehenden Notstromdiesel-Aggregaterraum. Die Steuerung wurde jenem der Notstand-Notstromanlage angepasst und in die Bereiche Sicherheitsleittechnik und betriebliche Leittechnik unterteilt. Somit erfolgt die Ansteuerung aus dem Reaktorschutzsystem vorrangig aus der Sicherheitsleittechnik. Entsprechend den einschlägigen Regelwerken wurden auch die vorrangigen Schutzkriterien für den Anforderungsfall neu in einer 2-von-2-Auswahlschaltung gebildet. Bei den neu eingesetzten, sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten wurde auf die erdbebensichere Auslegung, insbesondere bei der Aufstellung der Schränke, den Einsatz eignungsgeprüfter Geräte und die Verwendung von halogenarmem, schwerentflammbarem Kabelmaterial geachtet.

Mit den durchgeführten Änderungen verfolgte KKM die Strategie, die Komponenten der Stromversorgungssysteme, wo notwendig, dem Stand der Technik anzupassen und die Ersatzteilbeschaffung längerfristig sicherzustellen. Als weitere Ziele wurden die Verbesserung in der Separierung redundanter Stränge und eine nachvollziehbare Nachweisführung zur Komponentenqualifikation, wo notwendig und möglich, erreicht. Letzteres betrifft insbesondere die Nachweisführung zur Festigkeit der elektrischen Ausrüstungen bei den durch das Sicherheitserdbeben induzierten Erschütterungen.

Im Bewertungszeitraum sind im KKM 14 meldepflichtige Vorkommnisse eingetreten, welche die Stromversorgungsanlagen tangierten. Davon wurden 5 Vorkommnisse direkt auf Komponentstörungen resp. Defekte innerhalb verschiedener elektrischer Ausrüstungen der Stromversorgungssysteme zurückgeführt. Da die Vorkommnisse keine oder nur eine geringe sicherheitstechnische Bedeutung aufwiesen, wurden von der HSK 8 Vorkommnisse der Kategorie „U“ (unklassiert) und 6 Vorkommnisse der Kategorie „B“ zugeordnet. Bei 2 Vorkommnissen der Kategorie „B“, welche die Notstromdieselanlage infolge Dieselmotorschaden und den Ausfall der Hydroeinspeisungen C1/C2 infolge Kurzschluss an den Sammelschienen I und II im Wasserkraftwerk Mühleberg betrafen, resultierte eine Einschränkung in der Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen. Die Unverfügbarkeiten der in diesen beiden Fällen betroffenen Einrichtungen zur Versorgung der Notstromschienen lagen innerhalb der in den Technischen Spezifikationen erlaubten Reparaturzeiten. Festzuhalten ist aber, dass bei keinem der 14 Vorkommnisse eine Unverfügbarkeit in der Versorgung der notstrombe-

rechtigten Verbraucher verzeichnet wurde. Keines der meldepflichtigen Vorkommnisse weist auf eine latente Schwachstelle in der Auslegung der Stromversorgung hin.

Erwähnenswert ist das Vorkommnis vom Juni 1999 der Kategorie „U“, mit dem, unfreiwillig, die störungsfreie Beherrschung eines Vollastabwurfes auf Eigenbedarf demonstriert wurde. Dabei führte der Bruch eines Abspannisolators an der Verbindungsleitung beider 220-kV-Unterstationen Ost und West zur Auslösung des Sammelschienenschutzes beider 220-kV-Sammelschienensysteme. Der Lastabwurf wurde von beiden Turbogeneratorsätzen beherrscht und die Eigenbedarfsversorgung auslegungsgemäss über die 6-kV-Blockschienen D und F sichergestellt.

Die in den Technischen Spezifikationen geforderten Funktionsprüfungen werden anhand von Check- und Wiederholungsprüflisten durchgeführt. Planmässige Kontrollen und Revisionen der Komponenten erfolgen im Rahmen des Instandhaltungsprogrammes für elektrische Einrichtungen. Sie werden ergänzt durch die bei den täglichen Rundgängen im Bereich der Stromversorgungsanlagen durchgeführten visuellen Kontrollen. Von den 14 meldepflichtigen Vorkommnissen ereigneten sich 6 bei der Durchführung von Funktionsprüfungen. Davon waren zwei auf Störungen elektrischer Überwachungsrelais des Notstromdiesel-Generators bzw. des Gleichrichters des Notstandstranges IV zurückzuführen. Ausser bei der nachfolgend dargelegten Havarie des Notstromdiesels kam es bei Funktionsprüfungen nicht zu Einschränkungen in der Verfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen. Die Ergebnisse oder Befunde der Funktionsprüfungen geben den guten Zustand der elektrischen Energieversorgungsanlagen und der zugehörigen Leittechnikeinrichtungen wieder. Diese Aussage wird auch durch die geringe Störanfälligkeit dieser Ausrüstungen bestätigt.

Der im September 1997 beim monatlichen Testlauf des Notstromdiesels durch einen „Kolbenfresser“ verursachte Dieselmotorschaden grösseren Ausmasses führte zu einer Unverfügbarkeit der Notstromdiesel-Generatoranlage. KKM konnte einen bau- und typengleichen sowie werksqualifizierten Ersatzmotor aus einer Zivilschutzanlage beschaffen. Diese Notstromgruppe wurde ins KKM transportiert. Der Dieselmotor wurde anstelle des havarierten Diesels auf dessen Fundament aufgestellt und die KKM-eigenen, zugehörigen Komponenten vom KKM-Diesel an den Ersatzmotor montiert. Für die Steuerung wurde die bestehende Leittechnik verwendet. Die funktionstüchtige Ersatz-Notstromdieselanlage konnte unter Einhaltung der in den Technischen Spezifikationen geforderten Reparaturzeit eingerichtet werden. Seit diesem Vorkommnis verfügt KKM vertraglich über die Erlaubnis, bei Bedarf auf die Notstromdieselanlage dieser Zivilschutzanlage zurückgreifen zu können.

Bei den innerhalb des Bewertungszeitraumes im Bereich der elektrischen Versorgungsanlagen durchgeführten Instandhaltungstätigkeiten wurden keine Befunde festgestellt, welche zu einem Ausfall von Sicherheitsfunktionen im Anforderungsfall geführt hätten. Dies gilt insbesondere für die ungeplanten Tätigkeiten welche Störungsbehebungen, Reparaturen oder den Ersatz von Komponenten erforderten. Dank der konsequenten Überwachung der elektrischen Ausrüstungen innerhalb des Instandhaltungsprogrammes wirkt KKM Störungen oder Schäden an Komponenten durch rechtzeitige Planung und Ausführung von Instandhaltungsmassnahmen vorbeugend entgegen und kann damit den qualitativ guten Zustand der Einrichtungen erhalten. Die notwendigen Instandhaltungsmassnahmen wurden so durchgeführt, dass sich einmal aufgetretene Störungsursachen nicht mehr wiederholten.

Die durch die IAEA im November 2000 durchgeführte OSART-Überprüfung kommt zum Schluss, dass die Instandhaltung der elektrischen Ausrüstungen bezüglich Planung, Ausführung und Dokumentation professionell und strukturiert abgehandelt wird und dass sich das Material in einem sehr guten Zustand befindet.

Innerhalb des Bewertungszeitraums führte die HSK im Rahmen der erteilten Freigaben von Erneuerungsprojekten und bei der Durchführung von Funktionsprüfungen und Instandhaltungsarbeiten Inspektionen durch. Die durchgeführten HSK-Inspektionen ergaben weder beim Stromversorgungskonzept noch hinsichtlich der Funktionstüchtigkeit und Zustand der Ausrüstungen negative Feststellungen und es wurden keine wesentlichen Schwachstellen gefunden.

Zusammenfassend stellt die HSK fest, dass die Zuverlässigkeit der Stromversorgung hoch ist. Auch bei Störungen in den Eigenbedarfsanlagen wird eine sichere und ausreichende Versorgung der Anlage mit elektrischer Energie gewährleistet.

### **6.7.3 Lüftungsanlagen**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Lüftungsanlagen dienen zur Aufrechterhaltung geeigneter Raumlufzustände und zur Führung bzw. Rückhaltung eventuell freigesetzter radioaktiver Stoffe. Zum Schutz der Bevölkerung vor ionisierender Strahlung wird die Fortluft auf Radioaktivität überwacht und wo notwendig über entsprechende Filteranlagen geleitet, bevor sie an die Umgebung abgegeben wird. Die Lüftungsanlagen im KKM bestehen aus:

- den Zuluftanlagen für Reaktor-, Aufbereitungs-, Betriebs- und SUSAN-Gebäude sowie für das Maschinenhaus und den Maschinenhaus Anbau Süd
- den Abluftanlagen für Reaktor-, Aufbereitungs-, Betriebsgebäude und den Maschinenhaus Anbau Süd (über Filter) sowie für das SUSAN-Gebäude und das Maschinenhaus (ohne Filter)
- der Umluftkühlanlage im Drywell

Die Zu- und Abluftanlagen des Reaktor-, des Aufbereitungs- und des Betriebsgebäudes sowie des Maschinenhauses und die Umluftkühlanlage im Drywell erfüllen betriebliche Aufgaben und sind nicht in eine Sicherheitsklasse eingestuft.

Die Lüftungsanlage des SUSAN-Gebäudes bleibt im Anforderungsfall des Notstandsystems in Betrieb und erfüllt daher eine Sicherheitsfunktion.

Das Notabluftsystem für Störfälle wird in Kap. 6.5.7 beurteilt.

#### **6.7.3.1 Lüftungsanlage Reaktor- und Aufbereitungsgebäude**

##### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Reaktorgebäude und das Aufbereitungsgebäude werden als Teil der kontrollierten Zone durch ihre Lüftungsanlage ständig auf einem Gebäudeunterdruck gehalten. Damit wird eine gerichtete Luftströmung von aussen nach innen sichergestellt und radioaktive Stoffe können nicht in die Umgebung gelangen.

Zur Begrenzung des Unterdruckes im Sekundärcontainment ist eine klassierte Vakuumbrecharmatur zwischen dem Reaktorgebäude und dem äusseren Torus angeordnet (Kap. 6.5.4).

## **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

An der nicht-klassierten Lüftungsanlage der Reaktor- und Aufbereitungsgebäude wurden folgende Änderungen durchgeführt:

- 1991 wurden die Absolutfilter der Abluftanlage durch neue Hochfestfilter ersetzt.
- 1995 wurden die Anschlüsse für das Verfestigungssystem CVRS erstellt.
- 1996 wurde ein Rauch- und Wärmeabzug für das Reaktorgebäude und einige Klappen mit pneumatischen Antrieben nachgerüstet.
- 1996 wurde neben der Vorortbedienung eine Bedienung im Kommandoraum realisiert.
- 1997 wurde das Ausschalten der Lüftung der Reaktor- und Aufbereitungsgebäude beim Ansprechen von 2 Rauchmeldern implementiert.

Das System befindet sich dauernd in Betrieb. Damit werden die Ventilatoren auf ihre Funktion geprüft. Im Bewertungszeitraum hat es keine Befunde gegeben, die zur Nichtverfügbarkeit der Lüftungsfunktion geführt hätten.

Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten der Lüftungsanlage durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Bei den ungeplanten Instandhaltungen war die Verfügbarkeit nicht betroffen.

KKM kommt zum Schluss, dass die Lüftungsanlage für das Reaktor- und Aufbereitungsgebäude, unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen, alle sicherheitsrelevanten Funktionen gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.

## **HSK-Beurteilung**

Die HSK-Beurteilung der Lüftungsanlage des Reaktor und Aufbereitungsgebäudes erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung. Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen an der Lüftungsanlage des Reaktor- und Aufbereitungsbäudes wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Mit dem Ersatz der Absolutfilter durch neue Hochfestfilter können Filterbrüche verhindert werden.
- Durch die Installation des Rauch- und Wärmeabzuges für das Reaktorgebäude wurde die Nutzung der Lüftungsanlage im Brandfall wesentlich verbessert.

Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen die Auslegung der Lüftungsanlage des Reaktor- und Aufbereitungsgebäudes verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Ergebnisse der Funktionsprüfungen sowie der Betriebsergebnisse erfüllt das System seine Funktion.

### **6.7.3.2 Lüftungsanlage Maschinenhaus inkl. Anbau Süd**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Da das Maschinenhaus der kontrollierten Zone angehört, ist durch ihre Lüftungsanlage ein spezifizierter Gebäudeunterdruck aufrechtzuerhalten, um eine gerichtete Luftströmung von aussen nach innen sicherzustellen.

## **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

An der Lüftungsanlage des Maschinenhauses inkl. Anbau Süd wurden folgende Änderungen vorgenommen:

- 1995 wurden bei den Zu- und Abluftventilatoren sogenannte Sanftstarter eingebaut.
- 1996 wurde die Lüftungsanlage des Anbaus Süd integriert.
- 1998 wurde die brandschutztechnische Anregung der Lüftung des Anbaus Süd angepasst.
- 1999 wurde für die Maschinenhauslüftung neben der Vorortbedienung eine Bedienung im Kommandoraum realisiert.

Die im Bewertungszeitraum an den mechanischen Komponenten der Lüftungsanlage durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Bei den ungeplanten Instandhaltungen war die Verfügbarkeit nicht betroffen.

KKM kommt zum Schluss, dass die Lüftungsanlage des Maschinenhauses, unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen, ihre Funktion gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.

## **HSK-Beurteilung**

Die HSK-Beurteilung der Lüftungsanlage des Maschinenhauses inkl. Anbau Süd erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung. Mit dem im Bewertungszeitraum durchgeführten Einbau von „Sanftstartern“ bei den Ventilatoren wurde die Beanspruchung der Motoren und der Ventilatoren reduziert.

Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen die Auslegung der Lüftungsanlage des Maschinenhauses verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Ergebnisse der Funktionsprüfungen sowie auch der Betriebsergebnisse erfüllt das System seine Funktion.

### **6.7.3.3 Drywell-Umluftanlage**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Drywell-Umluftanlage dient der Kühlung der bei Leistungsbetrieb vorhandenen Stickstoffatmosphäre im Primärcontainment. Sie führt die anfallende Wärme an das Zwischenkühlwassersystem des Reaktorgebäudes ab. Bei Ausfall der Drywell-Umluftanlage muss der Reaktor abgefahren werden.

## **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Im Bewertungszeitraum wurden an der Drywell-Umluftanlage folgende wichtige Änderungen durchgeführt:

- 1991 wurden im Kanalsystem der Drywellumluft verschiedene Verbesserungen zur Optimierung der Luftverteilung vorgenommen. Im zweiten Abluftkanal vom Drywelldeckel wurde eine neue Temperaturmessung eingebaut.
- 2000 wurde die Steuerung der Drywellumluftventilatoren in die neue Steuerung der Notabluft integriert. Die Umluftventilatoren können nun vom Hauptkommandoraum oder von der Vorortsteuerstelle aus bedient werden.



An der nicht-klassierten Drywell-Umluftanlage sind keine Funktionsprüfungen gemäss den Technischen Spezifikationen erforderlich. Drei von vier Ventilatoren des Systems befinden sich ständig in Betrieb. Sie werden regelmässig umgeschaltet, womit die Ventilatoren auf ihre Funktion geprüft werden. Im Bewertungszeitraum hat es keine Störungen oder Befunde gegeben, die zur Nichtverfügbarkeit der Lüftungsfunktion geführt hätten.

Die im Bewertungszeitraum an den Komponenten der Drywell-Umluftanlage durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant.

KKM kommt zum Schluss, dass die Drywell-Umluftanlage, unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Verbesserungen, ihre Funktion gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK-Beurteilung der Drywell-Umluftanlage erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung. Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen an der Drywell-Umluftanlage wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Durch die Änderungen am Kanalsystem wurde eine Verbesserung der Luftverteilung, mit dem Ergebnis von tieferen Temperaturen im oberen Teil des Drywells, erreicht.
- Durch die Integration der Steuerung der Umluftventilatoren in die neue Steuerung der Notabluft wurde die Leittechnik modernisiert und dem aktuellen Stand der Technik angepasst. Darüber hinaus können die Umluftventilatoren nun sowohl von Hauptkommandoraum als auch von der Vorortsteuerstelle aus betätigt werden.

Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen die Auslegung der Drywell-Umluftanlage verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen und der Betriebsergebnisse erfüllt das System seine Funktion.

### **6.7.3.4 Lüftungsanlage SUSAN**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Im SUSAN-Gebäude ist eine Frischluftzufuhr mit Filtern vorhanden, mit der ein Überdruck gegenüber der Umgebung gehalten wird. Damit wird sichergestellt, dass im Störfall keine radioaktiven Stoffe von aussen ins SUSAN-Gebäude eindringen können. Jeder der beiden Gebäudeteile ist mit einer eigenen unabhängigen Lüftungsanlage ausgestattet. Die für die beiden Stränge gemeinsamen Räume, wie SUSAN-Kommandoraum, ICWS-Anlageraum und Vorraum, können von beiden Lüftungsanlagen versorgt werden. Die Lüftungsanlage ist während des Leistungsbetriebs in Funktion und unterstützt die Einsatzbereitschaft des SUSAN. Sie ist daher der Sicherheitsklasse SK3, EK I zugeordnet. Die SUSAN-Lüftung wird leittechnisch über elektrische 1E-Ausrüstungen angesteuert. Im Notstandsfall bleibt sie in Betrieb. Bei Aussenbrand wird die Lüftung automatisch isoliert.

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Im Bewertungszeitraum wurden an der Lüftungsanlage SUSAN folgende sicherheitstechnisch relevanten Änderungen durchgeführt:

- 1992 wurde die Logik der Teilsteuerung von Jalousieklappen modifiziert.
- 1993 wurde der Messbereich der Volumenmessung erweitert.

- 1994 wurde die SUSAN-Lüftung um eine Aktivkohlefilterung für Störfälle mit Aktivitätsfreisetzung im Areal erweitert.
- 1998 wurden die Grenzwerte der Volumenstrommessung aufgrund ungleichmässiger Strömungsverteilung der Luft reduziert.

Die SUSAN-Lüftungsanlage wurde während des Bewertungszeitraums gemäss den Vorgaben der Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben keine Befunde und insbesondere kein gemäss Richtlinie R-15<sup>15</sup> meldepflichtiges Vorkommnis. Das System befindet sich dauernd in Betrieb. Im Bewertungszeitraum hat es keine Befunde gegeben, die zur Nichtverfügbarkeit der Lüftung ausserhalb der Vorgaben der Technischen Spezifikationen geführt hätten.

Die im Bewertungszeitraum an den Komponenten der Lüftungsanlage SUSAN durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren zum grössten Teil vorbeugend geplant. Bei den ungeplanten Instandhaltungen handelte es sich um die Reparatur von Verschleisserscheinungen an den Fortluftventilatoren. Dabei war die Verfügbarkeit des Systems zwar betroffen, lag aber innerhalb der Vorgaben der Technischen Spezifikationen.

KKM kommt zum Schluss, dass die Lüftungsanlage SUSAN, unter Berücksichtigung der im Bewertungszeitraum durchgeführten Nachrüstungen, alle sicherheitsrelevanten Funktionen gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK-Beurteilung der sicherheitstechnisch klassierten Lüftungsanlage des SUSAN-Gebäudes erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen des KKM sowie der HSK-Richtlinien R-15<sup>15</sup> und R-101<sup>4</sup>.

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Änderungen an der SUSAN-Lüftung wurden die nachstehend aufgeführten Verbesserungen erreicht:

- Mit dem Einbau der Aktivkohlefilterung für die Zuluft wird zur Überdruckhaltung im Falle einer Aktivitätsfreisetzung im Areal ein Aktivitätseintritt in die SUSAN-Räumlichkeiten ausgeschlossen.
- Die übrigen kleinen Änderungen dienten der Optimierung der damals neuen Anlage.

Die HSK kommt zum Schluss, dass mit den vorgenommenen Nachrüstungen die Auslegung der Lüftungsanlage des SUSAN-Gebäudes verbessert wurde. Aufgrund der durchgeführten Verbesserungen und Instandhaltungsarbeiten, der Ergebnisse der Funktionsprüfungen sowie der Betriebsergebnisse erfüllt das System seine Sicherheitsfunktion.

### **6.7.4 Steuerluft**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Aufgabe des nicht-klassierten Steuerluftsystems ist die Versorgung der druckluftbetätigten Komponenten mit ölfreier, trockener Druckluft. Damit die sicherheitsrelevanten Druckluftverbraucher auch nach einem Druckluftausfall ihre Funktion erfüllen können, verfügen sie entweder über eigene, entsprechend klassierte Druckluft-Akkumulatoren (Frischdampfisolationsventile MSIV und Sicherheits-/Abblaseventile SRV) oder sie weisen ein „fail-safe“-Verhalten (z. B. Steuerstabantriebssystem) auf. Deshalb führt ein Ausfall der Steuerluft zu einer Reaktorschnellabschaltung. Seit der Inbetriebnahme des Containment-Inertisierungssystems (Kap. 6.5.6) werden die Steuerluft-Verbraucher im

Drywell (MSIV und SRV) nicht mehr mit Luft, sondern mit Stickstoff versorgt. Die Steuerluft ist damit für die MSIV und SRV zur Reserveeinspeisung geworden.

### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die MSIV und SRV mit den dazugehörigen Steuerluft-Komponenten (Vorsteuerventile und Akkumulatoren) wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen geprüft. Die durchgeführten Funktionsprüfungen ergaben keine Befunde und insbesondere kein gemäss Richtlinie R-15<sup>15</sup> meldepflichtiges Vorkommnis.

Das nicht-klassierte Steuerluftsystem befindet sich dauernd in Betrieb, wobei periodisch zwischen den einzelnen Kompressoren umgeschaltet wird. Damit werden die Kompressoren auch periodisch auf ihre Funktion geprüft. Im Bewertungszeitraum hat es keine Befunde gegeben, die zur Nichtverfügbarkeit der Steuerluft geführt hätten.

Bei den im Bewertungszeitraum an den mechanischen und elektrischen Komponenten des Steuerluftsystems durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen war die Verfügbarkeit der Steuerluftversorgung nicht betroffen.

KKM kommt zum Schluss, dass das Steuerluftsystem alle sicherheitsrelevanten Funktionen gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren erfüllt.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK-Beurteilung des Steuerluftsystems erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung, der Technischen Spezifikationen und der HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup>.

Aufgrund der Betriebsergebnisse der durchgeführten Instandhaltungsarbeiten und der Ergebnisse der Funktionsprüfungen kommt die HSK zum Schluss, dass das Steuerluftsystem seine Sicherheitsfunktion erfüllt.

## **6.7.5 Leckageüberwachung**

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Aufgabe der mechanisch nicht-klassierten Leckageüberwachung ist die Früherkennung, Ortung und gegebenenfalls Absperrung einer Leckagestelle. Die Überwachung erstreckt sich vor allem auf den Drywell, das Reaktorgebäude und das SUSAN-Gebäude. Die normalen, technisch bedingten Komponentenleckagen (z. B. von Stopfbüchsen) werden in ein Apparateentwässerungssystem geführt. Die übrigen Leckagen werden durch Bodenentwässerungen gesammelt und den Gebäudesümpfen zugeführt.

Zur Leckageüberwachung werden folgende Messungen durchgeführt:

- Ständige Niveauanzeige in den Entwässerungsbehältern und Sümpfen
- Betriebsintervallmessung der Entwässerungspumpen
- Druck- und Temperaturmessung in Rohrleitungen
- Raumtemperatur- und Feuchtigkeitsmessung
- Aerosolaktivitätsmessung im Drywell, Reaktorgebäude und Maschinenhaus.

Im Normalbetrieb kontrolliert das Betriebspersonal den Wasseranfall in den Apparateentwässerungsbehältern und Bodensümpfen. Das Niveau wird kontinuierlich mit Schreibern registriert.

Die Leckageüberwachung im Drywell besteht vor allem in der Überwachung der Raumtemperatur, der Feuchte, dem Sumpfniveau und der Aerosolaktivität. Die kontrollierten Leckagen der Umwälzpumpendichtungen, der Armaturspindeln u. ä. werden zum Drywell-Apparateentwässerungsbehälter geführt.

Die Leckageüberwachung im Reaktorgebäude beinhaltet die Überwachung des Wasserniveaus in einem Apparateentwässerungsbehälter und zwei Bodensümpfen sowie die Überwachung von Temperaturen (Dampftunnel, RWCU-Räume und RCIC-Leitungen) und des Frischdampfdurchflusses.

### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die Leckageüberwachung enthält keine systemeigenen Komponenten, sondern beruht auf der Überwachung verschiedener Messstellen (Niveau, Temperatur, Feuchtigkeit), welche den überwachten Systemen zugeordnet sind, und auf administrativen Abläufen. Letztere schliessen tägliche Rundgänge der begehbaren Anlagenteile durch das Schicht- und das Strahlenschutzpersonal ein. In Bereichen mit hoher Dosisleistung (RWCU-Räume) erfolgt die Überwachung durch Videokameras.

Im Bewertungszeitraum wurden an den zur Leckageüberwachung gehörenden Messungen und administrativen Massnahmen sowie an den Ausrüstungen des Apparate-Entwässerungssystem keine Änderungen vorgenommen. Am Gebäude-Entwässerungssystem wurde 1999 eine Leckageüberwachung der Reaktorgebäude-Sumpfwanne nachgerüstet.

KKM kommt zum Schluss, dass die Leckageüberwachung zweckmässig ist. Der Betrieb und die Instandhaltung ihrer Ausrüstungen wird ergänzt durch administrative Abläufe (Rundgänge). Das Vorgehen erfüllt alle Anforderungen an die sicherheitsrelevante Funktion der Leckageüberwachung gegenwärtig sowie auch in den kommenden Betriebsjahren.

### **HSK-Beurteilung**

Die Beurteilung Leckageüberwachung erfolgt anhand der systemspezifischen Betriebserfahrung. Das System zur Leckageüberwachung im KKM, bestehend aus den erforderlichen Messstellen und den festgelegten administrativen Abläufen, ist zweckmässig und hat sich bewährt. Die HSK kommt zum Schluss, dass die Leckageüberwachung die an sie gestellten Anforderungen zur Früherkennung und Ortung einer Leckagestelle erfüllt.

## **6.7.6 Leitstände**

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Leitstände sind Bindeglieder zwischen Mensch und Anlage und damit zentrale Nahtstellen zur Steuerung und Überwachung des Kraftwerkprozesses. Um die Betriebsführung und Überwachung der Anlage sicherzustellen, verfügt KKM über verschiedene Leitstände mit den entsprechenden Einrichtungen. Es sind dies der Hauptkommandoraum, der SUSAN-Kommandoraum und verschiedene lokale Steuerstellen. Im Hauptkommandoraum befinden sich Einrichtungen zur Systemsteuerung und -überwachung sowie die Kommunikationsmittel für den Normalbetrieb und für Störfälle. Bei Ausfall des Hauptkommandoraumes ist der SUSAN-Kommandoraum als Notsteuerstelle zum sicheren Abfahren der Anlage vorgesehen.

## **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

In den eingereichten PSÜ-Dokumenten beschreibt KKM den Hauptkommandoraum und dessen im Jahr 1991 realisiertes Konzept für die einzelnen Funktionsbereiche. Neben den direkt anlagenbezogenen Arbeitsplätzen (Schichtchef, Reaktoroperator, Turbinenoperator und Pickettingenieur) werden auch das Kommunikations- und das Absicherungspult sowie deren Ausrüstung betrachtet. Für den SUSAN-Kommandoraum und die lokalen Steuerstellen werden die während des Berichtszeitraums durchgeführten Änderungen, die aufgetretenen Störungen und die vorgenommenen Instandhaltungsmassnahmen erwähnt.

An den Leitständen wurden im Berichtszeitraum folgende wichtige Änderungen durchgeführt:

### Hauptkommandoraum

- Neuordnung der Funktionsbereiche und Neumöblierung (1991)
- Einbau einer neuen Decke mit Erneuerung der Lüftung und Beleuchtung sowie Erneuerung der Bildschirme des Anlageninformationssystems (1994)
- Einbau einer gefilterten Überdruckanlage (1995)
- Ersatz der Reaktorhandsteuerung RMCS (Rod Manual Control System) und der Steuerstab-Positionsanzeige RPIS (Rod Position Information System) durch ein programmierbares Leittechniksystem (1997)
- Durchführung ergonomischer Verbesserungen im Hauptkommandoraum zur Vermeidung eines irrtümlichen Öffnens von Sicherheits-/Abblaseventilen aufgrund eines Ereignisses (1999, Kap. 5.2.1 und Kap. 7.4.2).
- Ergänzung der Bedienung des Notabluftsystems (1999)
- Neuordnung der Leitfelder für die Turbinenregelung und -steuerung (1999 bis 2000)
- Ersatz des bisherigen Anlageninformationssystems durch das Prozess-Visualisierungs-System PVS (2000)

### SUSAN-Kommandoraum

- Einbau der Steuerung für das Containment-Druckentlastungssystem (1992)
- Einbau einer gefilterten Überdruckhaltung (1995)
- Abschluss der Erweiterung der Störfallinstrumentierung (1999)
- Durchführung ergonomischer Verbesserungen im SUSAN-Kommandoraum zur Vermeidung eines irrtümlichen Öffnens von Sicherheits-/Abblaseventilen aufgrund eines Ereignisses (1999, Kap. 5.2.1 und Kap. 7.4.2).

### Lokale Steuerstellen

- Inbetriebnahme der CVRS-Steuerstelle im Zusammenhang mit dem Einbau der Verfestigungsanlage im Aufbereitungsgebäude (1995)
- Aufhebung der im Aufbereitungsgebäude vorhandenen lokalen Leitstellen der Lüftungsanlagen für das Aufbereitungsgebäude, das Reaktorgebäude und das Maschinenhaus und Überführung dieser Leitstellen in den Hauptkommandoraum (1996)

KKM kommt zum Schluss, dass die bisherigen Erfahrungen mit den Leitständen und Einrichtungen des Hauptkommandoraums, des SUSAN-Kommandoraums und der lokalen Steuerstellen gut sind. Die im Hauptkommandoraum vorgenommenen Änderungen wurden vom Schichtpersonal positiv bewertet. Die Anordnung und die Ausrüstung der Arbeitsplätze haben sich sowohl im Normalbetrieb als auch bei Betriebsstörungen bewährt. KKM ist überzeugt, dass die Leitstände auch für die Zukunft geeignet sind, um eine den Anforderungen entsprechende Bedienung und Überwachung der Anlage sicherzustellen.

Die OSART-Empfehlung, die Leuchtkraft der Anzeigelampen zu verstärken, wurde von KKM erfüllt. Eine OSART-Anregung bezüglich Reihenfolge in der Betätigung der Freigabe-/Bedienungsknöpfe und bezüglich Schlüsselschalterkonzept hat KKM vertieft untersucht und entsprechende Regelungen festgelegt. Damit ist diese Anregung aus Sicht der OSART erfüllt.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK ist der Ansicht, dass der Hauptkommandoraum im Berichtszeitraum durch die Neuordnung der Funktionsbereiche und den Ersatz der Decke ergonomisch verbessert wurde. Beim Ersatz oder bei Änderungen von Systemen wurden die Bedienpulte entsprechend angepasst. Das neue Prozess-Visualisierungssystem PVS mit seiner verdichteten Anlageninformationsdarstellung liefert ein prägnantes Bild über den Betriebs- und Sicherheitszustand der Anlage. Um eine Wiederholung der aufgeführten Fehlbetätigung der SRV zu vermeiden, wurden 1999 an den SUSAN-Pulten und am Reaktorpult im Hauptkommandoraum ergonomische Verbesserungen vorgenommen.

Mit dem Einbau der gefilterten Überdruckhaltung im Hauptkommandoraum und im SUSAN-Kommandoraum ist die Voraussetzung geschaffen, dass ein Aufenthalt in den Kommandoräumen auch bei Radioaktivität in der Aussenatmosphäre möglich ist. Mit der im Berichtszeitraum abgeschlossenen Erweiterung entspricht die Störfallinstrumentierung der Kommandoräume nun den Anforderungen der Empfehlung HSK-E-04<sup>9</sup> an die Instrumentierung der Leitstände für die Durchführung von Accident Management Massnahmen.

Insgesamt hat sich die HSK davon überzeugt, dass die Leitstände auch in den kommenden Betriebsjahren unter guten ergonomischen Bedingungen eine geeignete Bedienung und Überwachung der Anlage erlauben.

### **6.7.7 Seismische Anlageninstrumentierung**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die seismische Instrumentierung soll gemäss HSK-Richtlinie R-16<sup>74</sup> folgender Zielsetzung genügen:

- Festhalten der Erdbebencharakteristik im Frequenz-, Amplituden- und Phasenwinkelbereich
- Vergleich eines aufgetretenen Erdbebens mit dem Auslegungserdbeben SSE bzw. OBE

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

KKM hat die von der HSK mit ihrem Gutachten 1991<sup>2</sup> geforderte Ergänzung der seismischen Instrumentierung mit einem zusätzlichen Freifeldinstrument im Jahre 1994 vorgenommen. Es erwies sich dabei als zweckmässig, die Installation dieses Freifeldinstruments mit einer Erneuerung der gesamten Instrumentierung zu verbinden. In diesem Zusammenhang sind auch die Vergleichsspektren aufgrund der neu berechneten Etagenspektren bereinigt worden.

Die erste und bisher einzige Aufzeichnung der neuen Instrumentierung erfolgte am 14. Februar 1999. Damals verursachte das Erdbeben von Marly bei Fribourg mit der Magnitude von 4.3 (Richter-Skala) beim Freifeldinstrument ein Überschreiten der Registrierschwelle. Bei den drei Sensoren im Reaktorgebäude und beim Sensor im SUSAN-Gebäude wurden die Registrierschwellen nicht überschritten.

### **HSK-Beurteilung**

KKM hat die HSK-Forderung von 1991 erfüllt. Die HSK hat darauf hingewiesen, dass die Stabilität der neuen Sensoren in der Zukunft genau beobachtet werden soll, weil noch keine Langzeiterfahrungen vorliegen.

Die seismische Instrumentierung erlaubt, die an das System gestellten Anforderungen zu erfüllen. Die moderne Auswertesoftware gewährleistet zudem eine rasche Beurteilung des aufgezeichneten Ereignisses. Innerhalb weniger Stunden kann die Aufzeichnung mit den Spektren der Erdbebenauslegung verglichen und als Entscheidungsgrundlage für das weitere Vorgehen benutzt werden.

## **6.8 Wichtige Betriebssysteme**

### **6.8.1 Ausgewählte Regelsysteme**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Als Teil des mehrstufigen Sicherheitskonzeptes (defence-in-depth-Konzept) unterstützen die Regelsysteme eine schonende Betriebsweise. Bei geringfügigeren Abweichungen von den betrieblichen Sollwerten greifen sie korrigierend ein. Damit soll auch ein unnötiges Ansprechen von Schutzvorkehrungen vermieden werden. Sie werden daher als sicherheitsbezogen eingestuft. Wichtige Regelsysteme sind die hier beurteilten Speisewasser-, Reaktorkühlmittel-Umwälz- und Turbinen-Vordruckregelungen.

Die Speisewasserregelung hat die Speisewassermenge im Reaktordruckbehälter während des stabilen Leistungsbetriebes, beim An- und Abfahren der Anlage sowie bei Anlagetransienten so zu kontrollieren, dass das Reaktorniveau auf dem vorgewählten Sollwert gehalten wird.

Zusammen mit dem Steuerstabantriebssystem bildet die Reaktorkühlmittel-Umwälzregelung das eigentliche Regelsystem für die Reaktorleistung. Diese wird bestimmt von der Stellung der Steuerstäbe, die von Hand eingestellt wird, und der Kühlmittelumwälzmenge, deren Sollwert ebenfalls von Hand vorgegeben wird.

Die Turbinen-Vordruckregelung dient dem stabilen Anlagenbetrieb, indem der Frischdampfdruck vor den Turbinenhauptabschliessungen mit Hilfe des Turbinen-Bypasssystems auf einen konstanten Wert geregelt wird.

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Im Bewertungszeitraum wurden an den erwähnten Regelsystemen folgende Änderungen vorgenommen:

- 1992 und 1993 wurden an den Bypassventilen die Diffusoren ausgetauscht, um auch nach der Leistungserhöhung die erforderliche Bypasskapazität zu gewährleisten.
- 1995 erfolgte innerhalb des Projektes „Austausch der Reaktorregelungen“ der Ersatz der Speisewasser- und der Reaktorkühlmittel-Umwälzregelung durch ein digitales Leittechniksystem. Dabei

blieben die Betriebsweise und Bedienung der Systeme im Wesentlichen unverändert. In die Speisewasserregelung wurde neu die automatische Reaktorniveau-Sollwertabsenkung auf 60 cm nach einem Scram integriert.

- 1996 wurde die automatische Reaktorniveau-Sollwertabsenkung auf 90 cm nach einem Teilscram (SRI) nachgerüstet.
- Ebenfalls 1996 wurde die Verstellung der Hotwell-Niveauregelventile aus dem Hauptkommando-raum ermöglicht, die Speisewassertrimmung eliminiert und die Begrenzung des Drehzahlsollwerts der Umwälzpumpen eingeführt.
- Seit August 1999 erfolgt die Stellungsmessung der Turbinen- und Bypassventile mittels linearer Stellungsgeber.
- 1999 - 2000 erfolgte der Ersatz des Turbinenregelung und -steuerung.

KKM hat 3 meldepflichtige Vorkommnisse im Bereich der Speisewasserregelung auf Komponentstörungen (an Verarbeitungsgeräten und an einem Speisewasserregelventil) zurückgeführt. Zwei dieser Ereignisse, bei denen ein Scram ausgelöst wurde, führten zu einer kurzzeitigen Beeinträchtigung der Anlagenverfügbarkeit.

KKM hält fest, dass die im Rahmen der Instandhaltung durchgeführten Tests keine relevanten negativen Befunde ergeben haben. Die sicherheitsrelevanten Anforderungen an die Regelsysteme erfuhren im betrachteten Zeitraum keine Änderung. Deshalb und aufgrund der getätigten umfangreichen Änderungen sowie der guten Betriebserfahrung ist KKM überzeugt, dass die Zuverlässigkeit der Regeleinrichtungen der Anlage unter Berücksichtigung einer angemessenen Instandhaltung auch weiterhin sicher aufrecht erhalten werden kann.

### **HSK-Beurteilung**

Bei der Beurteilung der Zuverlässigkeit und des Qualitätszustands der Regelsysteme stützt sich die HSK auf die systemspezifische Betriebserfahrung und auf die Ergebnisse ihrer Inspektionen ab.

Mit den durchgeführten Änderungen verfolgte KKM die Strategie, die Regeleinrichtungen, wo notwendig, dem Stande der Technik anzupassen und Probleme bei der Ersatzteilbeschaffung zu umgehen bzw. die Ersatzteilbeschaffung längerfristig sicherzustellen. Als weitere Ziele wurden die Vereinheitlichung der Regelungen mittels moderner Leittechnik, der redundante Aufbau der Regelkreise (Verarbeitungsgerät), die strangweise Trennung und die örtliche Separierung der den beiden Strängen A und B zugeordneten Schränke erreicht. Aus den durchgeführten Änderungen geht hervor, dass KKM bestrebt ist, die Zuverlässigkeit der Regelsysteme und die entsprechende Ersatzteilhaltung zu gewährleisten.

Im Bewertungszeitraum sind im Bereich der Speisewasser-, Umwälz- und Turbinensysteme lediglich 11 meldepflichtige Vorkommnisse eingetreten, welche die Funktion der Regelsysteme zwangsweise tangierten. Da den Vorkommnissen keine oder nur eine geringe sicherheitstechnische Bedeutung zugemessen werden konnte, wurden 5 dieser Vorkommnisse der Kategorie „U“ (unklassiert) und 6 Vorkommnisse der Kategorie „B“ gemäss HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> zugeordnet. Hiervon waren 3 Vorkommnisse ursächlich den Regelungen zuzuschreiben, was unter Berücksichtigung der Vielfältigkeit und Komplexität der Regelkreise die gute Zuverlässigkeit dieser Ausrüstungen aufzeigt. Keines der meldepflichtigen Vorkommnisse weist auf eine Schwachstelle in der Auslegung hin. Die notwendigen Verbesserungsmaßnahmen wurden so durchgeführt, dass sich einmal aufgetretene Störungsursachen nicht mehr wiederholten.



Die Funktionsprüfungen der Regeleinrichtungen wurden vorwiegend während der jährlichen Revisionsabstellungen durchgeführt. Neben den Funktionsprüfungen wurden innerhalb des Bewertungszeitraumes während der Jahresrevisionen, insbesondere nach umfangreicheren Änderungen, spezielle Tests erfolgreich durchgeführt. Die 1996 implementierte Reaktorniveau-Sollwertabsenkung auf 90 cm im Falle einer Teilscremauslösung erlaubte es, die gleichzeitige Teilscrem- und Umwälzpumpen-Runbackauslösung einzuführen. Das korrekte Anlageverhalten konnte anhand einer durchgeführten Turbinentripauslösung bestätigt werden. In ähnlicher Weise erfolgten in den Jahren 1999 und 2000 Lastabwurfversuche nach dem Austausch der jeweiligen Turbinensteuerung und -regelung. Diese Versuche zeigten, dass Lastabwurftransienten durch die neue Leittechnik beherrscht werden.

Die Instandhaltung der leittechnischen Ausrüstungen bezüglich Planung, Ausführung und Dokumentation wird professionell und strukturiert gehandhabt. Aus den eingereichten Unterlagen und den Ergebnissen der HSK-Inspektionen geht hervor, dass sich das Material in einem sehr guten Zustand befindet.

Die HSK kommt zum Schluss, dass die sicherheitsrelevanten Regeleinrichtungen einem bewährten Konzept entsprechen und ihre Funktionstüchtigkeit durch die durchgeführten Funktionsprüfungen und die praktizierte Instandhaltung zuverlässig aufrecht erhalten wird.

## **6.8.2 Turbinen-Bypasssystem**

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Turbinen-Bypasssystem schützt den Reaktordruckbehälter bei Lastabwürfen einer oder beider Turbogruppen vor dem Aufbau eines Überdrucks. Bei Lastabwürfen wird der vom Reaktor erzeugte Frischdampf über Bypassventile in den Kondensator geleitet. Die Kapazität des Turbinen-Bypasssystems ist für 110% des Nennwerts der Frischdampfmenge ausgelegt.

### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die im Bewertungszeitraum an den Turbinen-Bypassventilen durchgeführten Änderungen sind in Kap. 6.8.1 behandelt.

Im Turbinen-Bypasssystem gab es im Bewertungszeitraum keine Störungen. Die Funktions- und Wiederholungsprüfungen haben keine nennenswerten Befunde ergeben.

Auf Grund der Betriebserfahrung sowie der an der Turbinen-Vordruckregelung und an den Turbinen-Bypassventilen durchgeführten Instandhaltungsarbeiten kommt KKM zum Schluss, dass sich das Turbinen-Bypasssystem in einem guten Zustand befindet und ohne Probleme in den kommenden Jahren weiter betrieben werden kann.

### **HSK-Beurteilung**

Die durchgeführten Instandhaltungsarbeiten waren geeignet, die Funktionstüchtigkeit des Turbinen-Bypasssystems zu gewährleisten. Die Betriebserfahrungen sind gut. Das Turbinen-Bypasssystem erfüllt die geforderten Funktionen.

### 6.8.3 Kondensatsystem und Speisewassersystem

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Das Kondensatsystem und das Speisewassersystem sind Betriebssysteme, die den Reaktor ausreichend mit gereinigtem Kondensat bzw. Speisewasser versorgen. Die Funktion der Systeme ist für den stabilen Leistungsbetrieb erforderlich. Der Bereich der SK1- und SK2-Komponenten des Speisewassersystems wird im Kap. 6.4.5 behandelt.

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Im Berichtszeitraum wurden am Kondensatsystem aus betrieblichen Gründen folgende Änderungen ausgeführt:

- Einbau von doppelflutigen Laufrädern in die erste Stufe der Kondensatpumpen im Jahr 1991. Die Massnahme wurde im Hinblick auf die Leistungserhöhung ausgeführt und hatte den Zweck, eine grössere Kondensatmenge fördern zu können.
- Installation eines direkten Reinigungskreislaufs im Jahr 1995. Mit dieser Änderung kann der Reinigungskreislauf während der Jahresabstellungen unter Umgehung der Hauptkondensatoren und der Kondensatpumpen betrieben werden.
- Neuberohrung der Hauptkondensatoren mit Titanrohren, Demontage der nicht mehr erforderlichen Eisensulfatdosierung und Installation eines Systems zur Zinkdosierung in den Jahren 1998/1999. Durch den Ausbau der alten Messingrohre wird ein Eintrag von Kupfer in das Speisewasser vermieden, was eine wichtige Voraussetzung für den Erfolg der Wasserstoff-Edelmetall-Einspeisung ist (Kap. 6.4.2.1).

Im Jahr 2001 wurde die Verfügbarkeit der Speisewasserpumpen durch neue Rechner mit redundantem Aufbau erhöht.

Im Speisewassersystem sind der mehrfache Ausfall von Motoren der Speisewasserpumpen als Folge defekter Rechner bzw. defekter elektrischer oder elektronischer Komponenten und der Ausfall des Analogrechners zur Speisewassermengenmessung im Jahr 1996 erwähnenswert (meldepflichtiges Vorkommnis, Kap. 5.2).

Die Funktions- und Wiederholungsprüfungen des Kondensatsystems und des Speisewassersystems haben keine nennenswerten Befunde ergeben.

KKM kommt aufgrund der Betriebserfahrungen und der durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen zum Schluss, dass sich das Kondensat- und das Speisewassersystem in einem guten Zustand befinden und auch in den kommenden Jahren zuverlässig weiter betrieben werden können.

#### HSK-Beurteilung

Die am Kondensat- und am Speisewassersystem ausgeführten Änderungen hatten betriebliche und keine sicherheitstechnische Bedeutung. Durch den Ersatz von Rechnern wurde die Verfügbarkeit der Speisewasserpumpen verbessert.

Die durchgeführten Instandhaltungsarbeiten waren geeignet, die Funktionstüchtigkeit des Kondensat- und des Speisewassersystems zu gewährleisten. Die Betriebserfahrungen sind gut. Das Kondensat- und das Speisewassersystem erfüllen die geforderten Funktionen.

## 6.8.4 Brennelementlagerung und -handhabung

### Sicherheitstechnische Aufgaben

Neue Brennelemente werden vor ihrem Einsatz im Reaktorkern im Trockenlager für neue Brennelemente gelagert. Aus dem Reaktorkern entladene Brennelemente werden im Brennelementbecken unter Wasser gelagert. Die Geometrie und Materialien der Brennelement-Lagergestelle des Trocken- und des Nasslagers müssen so beschaffen sein, dass eine Kritikalität mit Sicherheit vermieden wird.

Mittels zweier Brennelementkasten-Abstreifvorrichtungen, der Brennelementkasten-Messvorrichtung und der Sippingvorrichtung werden im Brennelementbecken die Inspektion und Vermessung von Brennstabbüdeln, Brennstäben und Brennelementkästen, das Abstreifen der Brennelementkästen sowie die Dichtheitsprüfung der Brennelemente durchgeführt (Kap. 6.3.4).

Das zweisträngige Brennelementbecken-Kühlsystem muss die Nachzerfallswärme der gelagerten Brennelemente derart über das Zwischen- und das Hilfskühlwassersystem an die Aare abführen, dass die Beckenwassertemperatur 52°C nicht übersteigt: Zur Beckenkühlung sind je nach Beckenbeladung ein Strang des Brennelementbecken-Kühlsystems oder zusätzlich noch ein Strang des Abfahr- und Toruskühlsystem STCS notwendig. Das Brennelementbecken-Kühlsystem stellt auch die ausreichende Wasserüberdeckung der Brennelemente sicher.

### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

KKM hat in den eingereichten PSÜ-Dokumenten die Betriebserfahrungen mit den Systemen Brennelementladebühne, Brennelementbecken-Kastenmesseinrichtung und -Lagergestelle, Brennelementbecken-Kühl- und -Reinigungssystem sowie Hebezeuge dargelegt.

Während des Bewertungszeitraums wurden an den Einrichtungen zur Brennelementlagerung und -handhabung folgende Änderungen durchgeführt:

- Reaktorgebäudekran: Nachrüstung der Kupplung zwischen Motor und Getriebe sowie einer Sicherheitsbremse nach KTA-Regel 3902<sup>75</sup> (1991)
- Reaktorgebäudekran: Umbau der Steuerung mit Requalifikation nach KTA-Regel 3902<sup>75</sup> (1994)
- Reaktorgebäudekran: Requalifikation des Hilfshubs (9,25t) und des Lasthakens nach KTA 3902<sup>75</sup> (1996/1997)
- Brennelement-Kastenmessvorrichtung: Ersatz des mechanischen Antriebs, der Messplatte, der Führungen und der Elektronik (2000)
- Brennelementbecken-Kühlsystem: Einbau von Spülstützen in den Rohrleitungen, um die Dosisleistung durch Spülen zu reduzieren (1993, 1996). Die Aufgaben und die Auslegung des Systems blieben unverändert.
- Reaktorbecken: Teilsanierung zur Verminderung der vorhandenen Leckage und zur Reduktion von Korrosion auf der äusseren Oberfläche des Drywells im Sandbettbereich. Im Jahr 1997 wurden etwa die Hälfte der Schweissnähte der Auskleidung des Reaktorbeckens mit Epoxidharz und austenitischen Blechen beschichtet und an den Rändern mit zwei Dekontanstrichen versehen.

Die Brennelement-Wechselmaschine und der Kran im Reaktorgebäude werden im Rahmen des Instandhaltungsprogramms jährlich revidiert und überprüft. Die vorgeschriebenen Wiederholungsprüfungen an den Brennelementbecken-Filterbehältern ergaben keine Befunde.

Wegen der Einführung neuer Brennelementtypen (Kap. 6.3.3) wurde die Kritikalitätssicherheit des Lagerbeckens für abgebrannte Brennelemente neu analysiert.

KKM kommt zum Schluss, dass die jährlichen Revisionen und Seilprüfungen den guten Zustand der Hebezeuge bestätigen und diese alle Forderungen erfüllen, die aus ihrer Nutzung hervorgehen. Das Brennelementbecken-Kühl- und -Reinigungssystem ist aufgrund der durchgeführten Instandhaltungsarbeiten in einem guten Zustand und sein sicherer Betrieb ist auch für die weiteren Betriebsjahre gewährleistet. Durch die regelmässigen Instandhaltungsmassnahmen ist auch ein sicherer Betrieb der Brennelement-Kastenmessvorrichtungen sichergestellt.

### **HSK-Beurteilung**

Der Kran im Reaktorgebäude entspricht aufgrund der ausgeführten Änderungen und der vorgenommenen Requalifikation in wesentlichen Punkten der KTA 3902<sup>75</sup>. Damit erfüllte KKM eine Forderung des HSK-Gutachtens von 1991<sup>2</sup>. Die durchgeführten mechanischen Instandhaltungs- und Überwachungsmassnahmen an Hebezeugen (z. B. Last- und Seilprüfungen) waren zweckmässig und bestätigen den guten Zustand dieser Einrichtungen.

Durch die in Rohrleitungen des Brennelementbecken-Kühlsystems eingebauten Spülstutzen wurde die Dekontaminationsmöglichkeit verbessert.

Die Teilsanierung des Reaktorbeckens hatte eine Reduktion der Leckage um einen Faktor 10 zur Folge. Wegen einer möglichen Schädigung des Drywells ist die Problematik der Leckage des Reaktorbeckens auch zukünftig zu beachten (Kap. 6.5.1).

Die an mechanischen Komponenten des Brennelementbecken-Kühl- und -Reinigungssystems durchgeführten Instandhaltungsmassnahmen waren vorbeugend geplant. Die Verfügbarkeit lag immer innerhalb der Technischen Spezifikation.

Die gemäss den Anforderungen der US-NRC<sup>76</sup> durchgeführten Kritikalitätsanalysen zeigen, dass im Normalbetrieb und unter Störfallbedingungen (z. B. Temperaturerhöhung des Beckenwassers, Verschiebung von Brennelementen während eines Erdbebens) eine ausreichende Kritikalitätssicherheit für das Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente besteht, sofern der abbrandabhängige, maximale Reaktivitätswert der eingelagerten Brennelemente beschränkt bleibt. Die Einhaltung des entsprechenden Grenzwerts ( $k$ -unendlich bei  $20\text{ °C} < 1,36$ ) wird bei der Einlagerung von Brennelementen überprüft.

## **6.9 Brandschutz**

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Aufgaben des Brandschutzes sind<sup>77</sup>:

- das Entstehen von Bränden zu verhindern,
- entstandene Brände zu erkennen, rasch zu löschen und damit den Schaden zu begrenzen,
- die Ausbreitung von Bränden, die nicht gelöscht werden konnten, zu verhindern und damit ihre Auswirkungen auf die sicherheitsrelevanten Anlagefunktionen in zulässigen Grenzen zu halten.

Diese Zielsetzungen sollen durch aufeinander abgestimmte bauliche, technische und betriebliche Brandschutzmassnahmen erreicht werden.

## Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Im Bewertungszeitraum hat KKM ein Brandschutzkonzept und die Betriebsvorschrift der Brandschutzanlagen eingereicht. Im Brandschutzkonzept werden die Unterteilung der Gebäude in Brandabschnitte mit den darin vorhandenen Brandlasten und die betrieblichen (organisatorischen) Brandschutzmassnahmen angegeben. In der Betriebsvorschrift der Brandschutzanlagen werden die technischen Brandschutzmassnahmen (Brandmeldeanlage und Löschanlagen) beschrieben.

Als bauliche Massnahme hat KKM im Bewertungszeitraum in den sicherheitsrelevanten Gebäuden zusätzliche Brandabschnitte realisiert, welche die Brandausbreitung verhindern. Die Unterteilung erfolgte nach den anlagen- und brandtechnischen Gegebenheiten (Redundanzentrennung bzw. Brandlasten). Entsprechende Anpassungen wurden auch bei den technischen Brandschutzmassnahmen vorgenommen.

Im Bewertungszeitraum wurden gemäss den Wiederholungsprüflisten Funktionsprüfungen und Wiederholungsprüfungen an Komponenten der Brandmeldeanlage und der Löschanlagen durchgeführt. Die Resultate entsprachen den Vorgaben und es waren keine signifikanten Abweichungen zu verzeichnen.

Im Bewertungszeitraum gibt es zwei meldepflichtige Ereignisse, welche die Brandschutzsysteme betrafen:

- Am 7. September 1999 erfolgte eine Reaktorschnellabschaltung infolge Auslösens des Brandschutzventils der Turbogruppe A (Kap. 5.2). Die Fehlauflösung des Brandschutzventils erfolgte, weil ein Brandmelder fälschlicherweise durch eine Dampfleckage angeregt wurde und sich der zweite Anregekreis der „UND“-Verknüpfung durch ein unerkannt falsch eingestelltes Umschaltventil im Auslösekreis bereits im angeregten Zustand befand.
- Am 15. November 1999 löste die Schaumlöschanlage im SUSAN-Dieselraum A wegen eines Druckstosses in der Wasserversorgung fehlerhaft aus (Befund in Kap. 5.2.3). Dadurch war der SUSAN-Diesel A während einiger Stunden nicht verfügbar.

KKM kommt zum Schluss, dass nach der Realisierung gezielter Brandschutzmassnahmen die IAEA-Brandschutzempfehlung<sup>77</sup> für alle sicherheitstechnisch relevanten Gebäude eingehalten wird und eine unzulässige Aktivitätsfreisetzung infolge von Bränden ausgeschlossen werden kann.

## HSK-Beurteilung

Im Bewertungszeitraum wurden die Brandschutzmassnahmen im Reaktorgebäude untersucht und verbessert. Um die Brandsicherheit im Bereich -11 m sicherzustellen, wurden die Brandlasten minimiert und ein Rauch- und Wärmeabzug eingerichtet. Für das Löschwassernetz wurde der Nachweis der Erdbebensicherheit erbracht.

Aufgrund einer Auflage aus dem HSK-Gutachten von 1991<sup>2</sup> hat KKM ein Brandschutzkonzept und die Betriebsvorschrift der Brandschutzanlagen erarbeitet, welche nach Ansicht der HSK geeignet sind, die eingangs dargelegten Zielsetzungen des Brandschutzes gemäss IAEA-Empfehlung<sup>77</sup> zu erfüllen. Die getroffenen technischen und betrieblichen Brandschutzmassnahmen erfüllen die Zielsetzungen des Brandschutzes. Bei den baulichen Vorkehrungen sind noch Anpassungen des Brandschutzkonzepts an die Gegebenheiten der Anlage notwendig. Diese Anpassungen und deren Umsetzung sollen gemäss Angabe von KKM bis Ende 2003 durchgeführt werden. *Das Konzept zur Brandabschnittsbildung und dessen Umsetzung in den sicherheitsrelevanten Gebäuden ist deshalb bis Ende 2003 abzuschliessen. (Pendenz)*

## 6.10 Blitzschutz

### Sicherheitstechnische Aufgaben

Ein Blitzeinschlag ist durch die örtliche Einprägung eines grossen Stromimpulses charakterisiert, wobei sowohl Einschlagort als auch die Grösse der Blitzstromparameter Zufallsdaten sind. Die äusseren Blitzschutzmassnahmen haben die Aufgabe, den Blitzstrom an der Oberfläche des zu schützenden Objektes aufzufangen und gefahrlos in die Erde abzuleiten. Durch die inneren Blitzschutzmassnahmen müssen Blitzüberspannungen innerhalb der Gebäude auf einen Wert unterhalb der nachgewiesenen Spannungsfestigkeit der eingesetzten Elektro- und Leittechnikgeräte begrenzt werden.

Bei einem Blitzeinschlag sind neben dem Personen- und Gebäudeschutz auch die Funktionen der Sicherheitseinrichtungen zu gewährleisten. Um sicherzustellen, dass die Anlage sicher abgestellt, gekühlt und drucklos gefahren werden kann, genügt es, die SUSAN-Systeme, die sich im Reaktorgebäude und im SUSAN-Gebäude befinden, gegen die Folgen eines Blitzeinschlages zu schützen.

### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

KKM hat einen Bericht vorgelegt, welcher die blitzschutztechnischen Anforderungen, die Auslegung der Blitzschutzanlagen und die getroffenen Massnahmen darlegt. Im Weiteren enthält der Bericht die im Bewertungszeitraum erfolgten Instandhaltungs- und Nachrüstmassnahmen. Auch werden zwei im Beobachtungszeitraum erkannte Blitzeinschläge mit blitzbedingten Störungen beschrieben (Kap. 7.6.2).

KKM hat 1990 und 1991 Blitzsimulationsmessungen durchgeführt. Aufgrund der Erkenntnisse aus diesen Messungen hat KKM gezeigt, dass der Nachweis der ausreichenden Wirksamkeit des Blitzschutzes auf die Bestätigung der korrekten Ausführung der vorgesehenen Blitzschutzmassnahmen bei den SUSAN-Ausrüstungen zurückgeführt werden kann. Die im Bewertungszeitraum vorgenommenen Blitzschutz-Nachrüstmassnahmen dienen der Korrektur von Mängeln in der Ausführung der Blitzschutzmassnahmen, die bei den Blitzsimulationsmessungen und bei Inspektionen erkannt wurden.

KKM kommt im Bericht zum Schluss, dass mit den getroffenen Blitzschutzvorkehrungen, zusammen mit der vorgesehenen Instandhaltung, der Schutz der Anlage gegen die Auswirkungen eines Blitzeinschlages auch für die kommenden Jahre gewährleistet ist.

### HSK-Beurteilung

Im Gutachten von 1991<sup>2</sup> hatte die HSK die Forderung gestellt, dass ein Nachweis der ausreichenden Wirksamkeit des Blitzschutzes noch zu erbringen ist. Die im Bewertungszeitraum vorgenommenen Blitzschutz-Nachrüstmassnahmen dienen der Korrektur von bei den Blitzsimulationsmessungen und bei Inspektionen erkannten Mängeln in der Ausführung (Abweichungen vom Konzept). Die von KKM verwendeten Auslegungsgrundlagen (Referenzblitze) entsprechen den von der HSK festgelegten Anforderungen. Der Nachweis der ausreichenden Wirksamkeit des Blitzschutzes erfolgte aufgrund von Blitzsimulationsberechnungen und -messungen sowie der Übereinstimmung der getroffenen Blitzschutzmassnahmen mit den einschlägigen Vorschriften und Richtlinien.

Die HSK hat die durchgeführten Blitzschutzmassnahmen abschliessend überprüft und betrachtet den Nachweis ihrer ausreichenden Wirksamkeit als erbracht. Damit ist die entsprechende Forderung des HSK-Gutachtens von 1991<sup>2</sup> erfüllt.

## **6.11 Technische und administrative Massnahmen gegen auslegungsüberschreitende Störfälle**

### **6.11.1 Containment-Rückpumpsystem**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Bei Leckagen im Reaktorgebäude, die bei auslegungsüberschreitenden Störfällen auftreten könnten, hat das zweisträngige Containment-Rückpumpsystem CRS (Containment Refill System) die Aufgabe, die Überflutung der Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrpumpen zu verhindern, indem es Wasser aus dem Sumpf des Reaktorgebäudes in den Torus zurückfördert. Dem CRS wird deshalb eine Accident-Management-Funktion zugewiesen. Seine Inbetriebnahme wird manuell vom Hauptkommandoraum oder vom SUSAN-Kommandoraum aus eingeleitet.

Das CRS wurde 1989 nachgerüstet, weil die Separation der Pumpen der Kernnotkühlssysteme auf der Kote -11 m im Reaktorgebäude nur bis zu einer Leckagemenge von etwa 500 m<sup>3</sup> ausreicht. Die möglichen Wasserquellen für Leckagen sind der Torus und die daran angeschlossenen Rohrleitungen bis zur ersten Absperrarmatur. Eine Schutzlogik verhindert eine Überflutung der Notkühlpumpen bei Lecks oder Brüchen am Speisewassersystem im Reaktorgebäude (Kap. 7.5.3).

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Im Bewertungszeitraum gab es am CRS keine sicherheitsrelevanten Systemänderungen. Ein Leckagepfad, der während des integralen Containment-Leckratentests von 1995 im CRS festgestellt wurde, wurde behoben. Die Funktionsprüfungen ergaben kein gemäss HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> meldepflichtiges Vorkommnis. Als Wiederholungsprüfungen wurden System- und Komponentenbegehungen sowie visuelle Prüfungen an Pumpen und Armaturen nach deren Demontage durchgeführt. Instandhaltungsarbeiten wurden an den CRS-Pumpen und verschiedenen Armaturen ohne Beeinträchtigung der Systemverfügbarkeit ausgeführt.

KKM kommt zu dem Ergebnis, dass die Sicherheitsfunktion des CRS gewährleistet ist und auch in den nächsten Jahren erfüllt werden kann.

#### **HSK-Beurteilung**

Der Torus und seine Anschlussleitungen bis zur ersten Absperrarmatur sind Teil des Primärcontainments, dessen Integrität im Normalbetrieb und bei Auslegungsstörfällen nachgewiesen ist. Mit einem Versagen des Torus und der daran angeschlossenen Rohrleitungen bis zur ersten Absperrarmatur wird im Rahmen der Auslegung auch nicht gerechnet. Das CRS ist deshalb nicht auf die Beherrschung von Rohrbrüchen ausgelegt, sondern auf die Beherrschung von Leckagen, die bei auslegungsüberschreitenden Störfällen auftreten könnten. Dazu ist die Rückpumpkapazität des CRS von insgesamt 100 m<sup>3</sup>/h (bei drucklosem Primärcontainment) ausreichend.

Die Wiederholungsprüfungen erfüllten die Vorgaben der SVTI-Festlegung NE-14<sup>32</sup>. Es wurden keine Befunde festgestellt, die für die Sicherheit der Anlage von Bedeutung sind.

Die am Containment-Rückpumpsystem durchgeführten Funktionsprüfungen haben keine Mängel in der Bedienung und Steuerung des Systems gezeigt. Es gibt keine neuen Erkenntnisse, welche eine Änderung des Systems als notwendig erscheinen lassen.

### **6.11.2 Drywell-Sprüh- und -Flutsystem**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das Drywell-Sprüh- und -Flutsystem (DSFS) soll bei einem Kernschmelzunfall die Atmosphäre des Primärcontainments kühlen und die Dampfproduktion unterbinden, um so die Containmentintegrität zu erhalten. Zudem soll es auch den geschmolzenen Kern kühlen. Damit bei einem Störfall das Betreten des Reaktorgebäudes nicht notwendig ist, wird das DSFS über zwei an der Aussenseite des SUSAN-Gebäudes angeordnete Wassereinspeisungen versorgt.

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die vorgeschriebenen Funktionsprüfungen und Kontrollen des DSFS wurden seit der Inbetriebnahme (1992) durchgeführt. Dabei wurde kein meldepflichtiger Befund festgestellt. Aufgrund von durchgeführten Funktionsprüfungen wurden gegen Ende des Bewertungszeitraums Abstützungen von Rohrleitungen des Systems ertüchtigt. KKM ist der Ansicht, dass die Sicherheitsfunktion des DSFS gewährleistet ist und auch in den nächsten Jahren erfüllt werden kann.

#### **HSK-Beurteilung**

Risikostudien für Kernkraftwerke in den USA haben für kleine Containments des Typs Mark-I eine besondere Gefährdung durch einen geschmolzenen Kern errechnet, so dass ein Drywell-Sprüh- und -Flutsystem für diesen Containmenttyp besonders wichtig ist. KKM verfügt allerdings über einen grossen Drywellsumpf, der den geschmolzenen Kern aufnehmen kann, so dass die Ergebnisse dieser Risikostudien nicht direkt auf KKM übertragbar sind.

Gemäss den durchgeführten Studien tritt ein Kernschmelzen vor allem beim Ausfall aller Stromversorgungen auf. Deshalb basiert das DSFS auf externen Wasserquellen (vom Hochreservoir über das Feuerlöschnetz mit Schlauchverbindung und von der Aare mit einer mobilen Motorpumpe der Feuerwehr und Schlauchverbindung) und benötigt damit keine Stromversorgung.

Das im Bewertungszeitraum nachgerüstete Drywell-Sprüh- und -Flutsystem erfüllt die Forderungen der HSK-Richtlinie R-103<sup>8</sup> hinsichtlich Flutung des geschmolzenen Kerns und - zusammen mit dem Torussprühsystem (Kap. 6.11.5) - hinsichtlich Begrenzung des Druckaufbaus in der Primärcontainment-Atmosphäre als Accident-Management-Massnahme bei schweren Unfällen. Es gibt keine neuen Erkenntnisse, welche eine Änderung des DSFS als notwendig erscheinen lassen. Die Betriebs Erfahrung ist gut.

### **6.11.3 Hochreservoireinspeisung in den Reaktordruckbehälter**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Einspeisung von Wasser vom Hochreservoir Runtigenrain in eine RCIC-Druckleitung und von dort in den Reaktordruckbehälter dient bei einem auslegungsüberschreitenden Störfall als Accident-Management-Massnahme zur langfristigen Kernflutung und Nachwärmeabfuhr. Das Hochreservoir Runtigenrain wird vom Trinkwassernetz angespiesen und dient auch als Löschwasserquelle. Die Öffnung der Ventile erfolgt von Hand vom Hauptkommandoraum aus. Dazu wird nur Gleichstrom (nicht vom SUSAN) benötigt.

Die Hochreservoireinspeisung in den Reaktordruckbehälter war seit der Inbetriebnahme des KKM vorhanden und war ursprünglich für den Fall einer langsamen Überflutung infolge Bruchs der Saanedämme vorgesehen.



## **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

KKM hat in den eingereichten PSÜ-Dokumenten die im Bewertungszeitraum an der Hochreservoir-einspeisung durchgeführten mechanischen und elektrischen Instandhaltungsmassnahmen beschrieben. Dabei war die Verfügbarkeit des Systems nicht betroffen. An der Hochreservoireinspeisung werden monatlich Funktionsprüfungen durchgeführt, welche die Ventilbewegungen umfassen. KKM kommt zum Schluss, dass ein einwandfreier Zustand des Systems auch in den kommenden Jahren gewährleistet ist.

## **HSK-Beurteilung**

Infolge der Nachrüstung des SUSAN ist die Hochreservoireinspeisung in den Reaktordruckbehälter für die langsame Überflutung infolge Bruchs der Saanedämme nicht mehr nötig. Sie kann aber als Accident-Management-Massnahme nach wie vor eingesetzt werden. Die im Hochreservoir gespeicherte Wassermenge reicht zur langfristigen Kernflutung und Nachwärmeabfuhr aus.

Die HSK stellt fest, dass es keine neuen Erkenntnisse gibt, welche die Auslegung der Hochreservoir-einspeisung in den Reaktordruckbehälter als mangelhaft erscheinen lassen. Die durchgeführten Funktionsprüfungen haben keine Mängel gezeigt.

### **6.11.4 Gefilterte Druckentlastung des Primärcontainments**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Das übergeordnete Ziel der gefilterten Druckentlastung des Primärcontainments ist die Verhinderung einer unkontrollierten Freisetzung radioaktiver Stoffe als Folge eines Überdruckversagens des Primärcontainments bei schweren Unfällen mit langsamem Druckaufbau.

Aus dieser Zielsetzung ergeben sich folgende Anforderungen an das Containment-Druckentlastungs-System (CDS):

- Begrenzung und Absenkung des Containment-Drucks durch aktive Massnahmen (manuelles Öffnen von Ventilen; im KKM bei einem Überdruck von 5 bar) und passive Massnahmen (automatisches Öffnen der Berstscheibe; im KKM bei einem Überdruck von 6 bar).
- Bestmögliche Filterung des abgelassenen Dampf-Gasgemisches von Aerosolen und elementarem Iod. Auslegungsgemäss wird ein Rückhaltefaktor von 100 für Iod und von 1000 für Aerosole verlangt.
- Langzeitige chemische Bindung des Iod.
- Passive Ableitung des gefilterten Gasgemisches über den Kamin an die Atmosphäre.

Die durch das CDS maximal abgeführte Wärmeleistung beträgt 1% der Nennleistung, was der Nachwärmeleistung nach etwa 3 Stunden entspricht.

## Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Am CDS wurde seit seiner Inbetriebnahme im Jahre 1992 keine wichtigen Systemänderungen vorgenommen. Aufgrund von durchgeführten Funktionsprüfungen wurden gegen Ende des Bewertungszeitraums Abstützungen von Rohrleitungen des Systems ertüchtigt. Die Funktionsprüfungen der Isolationsarmaturen ergaben kein gemäss HSK-Richtlinie R-15<sup>15</sup> meldepflichtiges Vorkommnis. 1999 wurde das Primärcontainment nach dem Containment-Leckratentest über das CDS druckentlastet. Dabei wurde die Funktionstüchtigkeit des Systems bestätigt.

Gestützt auf diese Bewertung ist KKM der Ansicht, dass die Sicherheitsfunktion des CDS gewährleistet ist und auch in den nächsten Jahren erfüllt werden kann.

## HSK-Beurteilung

Die HSK hat die Anforderungen an die Auslegung des CDS definiert und den Bau begleitet. Später wurden die Anforderungen an die gefilterte Druckentlastung in der HSK-Richtlinie R-40<sup>78</sup> festgeschrieben. Betriebserfahrungen gibt es bis auf den oben erwähnten Containment-Leckratentest keine, da das System mit Ausnahme der Isolationsarmaturen keine aktiven Komponenten besitzt und nur bei erhöhtem Containmentdruck geprüft werden kann.

Die HSK stellt fest, dass das im Bewertungszeitraum nachgerüstete Containment-Druckentlastungssystem die Forderungen der HSK-Richtlinien R-40<sup>78</sup> und R-103<sup>8</sup> hinsichtlich Containment-Druckentlastung als Massnahme gegen schwere Unfälle erfüllt. Neue Erkenntnisse, dass die Auslegung des CDS mangelhaft sei, gibt es nicht. Die durchgeführten Funktionsprüfungen, die beim CDS nur in beschränktem Masse möglich sind, haben keine wesentlichen Mängel gezeigt.

### 6.11.5 Torussprühsystem

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Bei einem Kühlmittelverluststörfall (LOCA) oder im Falle eines offenen Abblaseventils lassen sich mit dem Torussprühsystem Leckagen zwischen Drywell und Gasraum des Torus besser beherrschen, indem Dampf im Torusgasraum kondensiert und damit der Druck abgebaut wird.

Im Rahmen der Auslegung wird davon ausgegangen, dass im Normalbetrieb und bei Auslegungstörfällen keine Leckagen zwischen Drywell und Torusgasraum auftreten. Drywell/Torusgasraum-Leckagen könnten aber durch einen Störfall selber ausgelöst werden. Ein solcher Störfall wird als auslegungsüberschreitend klassiert. Deshalb ist die Torussprühfunktion eine Accident-Management-Massnahme. Die Inbetriebnahme der Torussprühfunktion erfolgt von Hand durch Öffnen des Torussprühventils in der TCS- bzw. der STCS-Sprühleitung.

In den USA wird allerdings dem Torussprühsystem auch eine Sicherheitsfunktion zur Beherrschung von Auslegungstörfällen zugeordnet<sup>79</sup>. Dies wird dadurch begründet, dass bei einer Druckentlastung des Reaktordruckbehälters über die Sicherheits-/Abblaseventile eine unvollständige Dampfkondensation im Toruswasser und damit eine Dampfzunahme im Torusgasraum anzunehmen ist. Zudem können bei Auslegungstörfällen Drywell/Torusgasraum-Leckagen nicht gänzlich ausgeschlossen werden.

## **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die Inbetriebnahme der Torussprühfunktion des TCS und STCS ist in Betriebs- und Störfallvorschriften beschrieben. Die Betätigung des Torussprühventils des TCS wurde gemäss den Technischen Spezifikationen einmal pro Jahr durchgeführt. Diese Funktionsprüfungen ergaben keine Befunde. Im Bewertungszeitraum sind am Torussprühsystem keine Störungen aufgetreten und es mussten keine Reparaturen durchgeführt werden.

## **HSK-Beurteilung**

Das Torussprühsystem ist ein Teilsystem sowohl des Toruskühlsystems TCS (Kap. 6.6.5.1) als auch des Abfahr- und Toruskühlsystems STCS (Kap. 6.6.5.2). Die Torussprühfunktion ist im TCS und STCS jeweils einsträngig, also insgesamt zweisträngig, ausgeführt.

Die HSK stellt fest, dass die durchgeführten Funktionsprüfungen des Torussprühventils des TCS keine Befunde gezeigt haben.

In den Standard Technischen Spezifikationen der USA für General Electric BWR/4-Reaktoren ist das zweisträngige Torussprühsystem als Sicherheitssystem mit entsprechenden begrenzenden Betriebsbedingungen und Prüfanforderungen aufgeführt<sup>79</sup>. Bisher werden im KKM keine Integraltests der Torussprühfunktionen des TCS und STCS mit Durchfluss durchgeführt. Aufgrund der sicherheitstechnischen Bedeutung des Torussprühsystems verlangt die HSK die Aufnahme des Systems in die Technischen Spezifikationen des KKM. *Deshalb sind bis Ende August 2003 die begrenzenden Betriebsbedingungen und wiederkehrenden Prüfungen des Torussprühsystems in den Technischen Spezifikationen festzulegen. (PSÜ-Pendenz)*

### **6.11.6 Alternative Kernkühlung**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Unter alternativer Kernkühlung versteht man das direkte Einspeisen von Wasser in den Reaktor-druckbehälter zur Kernkühlung ohne Ansaugung vom Torus (z. B. mit Ansaugung vom KAKO mittels der ALPS- oder der CS-Pumpen).

## **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die Inbetriebnahme der alternativen Kernkühlung ist in einer Accident-Management-Vorschrift beschrieben. Die Einspeisung mit dem ALPS oder dem CS zum Reaktor mit Ansaugung vom KAKO wird jährlich während der Revisionsabstellung geprüft. Bisher wurden keine Befunde festgestellt.

Im Jahre 1994 wurden in der Verbindungsleitung zwischen dem KAKO und den ALPS-Pumpen zwei Armaturen mit einem Antrieb versehen und zwei zusätzliche Rückschlagklappen eingebaut. Aufgrund dieser Nachrüstung kann die alternative Kernkühlung jetzt aus dem Hauptkommandoraum und ohne Gefahr einer Rückströmung vom Reaktor oder vom Torus zum KAKO durchgeführt werden.

Festigkeitsnachweise wurden für die Verbindungsleitung KAKO-ALPS, den Einbau von zusätzlichen Rückschlagklappen und die Ertüchtigung der Abstützungen von Rohrleitungen erstellt.

## **HSK-Beurteilung**

Die alternative Kernkühlung ohne Ansaugung vom Torus unter Umgehung der Saugsiebe des Torus wurde nach dem Störfall in Barsebäck (1992, Kap. 6.6.4.1) aktuell und am KKM vor allem durch Vorort-Bedienung von Handarmaturen trainiert. Sie bietet sich bei Kühlmittelverlust für Anlagen mit

internen Strahlpumpen an, denn diese bilden zusammen mit dem Kernmantel und dem Boden des RDB einen Behälter, der den Reaktorkern bei einem Leck in einer Rohrleitung des Umwälzsystems bis zur Höhe der Jetpumpen (auf 2/3 der Kernhöhe) mit Wasser bedeckt hält. Das oberste Kerndrittel wird durch Verdampfung gekühlt. Dazu genügt eine kleine Einspeisemenge. Im Falle KKM reicht dazu das ALPS.

Die erstellten Festigkeitsnachweise zeigen, dass die Spannungskriterien eingehalten und die betrachteten Komponenten für die spezifizierten Belastungen ausreichend dimensioniert sind.

Es gibt keine neuen Erkenntnisse, welche eine Änderung der Auslegung der „Alternativen Kernkühlung“ als notwendig erachten lassen.

### **6.11.7 Vorgehensweise bei schweren Unfällen**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Im vergangenen Jahrzehnt wurden vor allem in den USA technische Entscheidungshilfen (sogenannte „Severe Accident Management Guidance“, SAMG) entwickelt, die das bestehende System von Stör- und Notfallvorschriften systematisch auf Unfälle mit einem stark beschädigten Kern erweitern. SAMG soll den Betreiber in die Lage versetzen, auch im Falle eines (massiven) Kernschadens zu jeder Zeit eine nach Stand von Wissenschaft und Technik optimale Strategie verfolgen zu können, die zu einer Bewältigung des schweren Unfalls oder mindestens zu einer Milderung der Auswirkungen führt.

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Im Rahmen der PSÜ wurden keine Dokumente zur Vorgehensweise bei schweren Unfällen eingereicht.

Als Teil der umfangreichen Stör- und Notfallanweisungen stehen KKM momentan einzelne Accident-Management-Vorschriften zur Bewältigung von schweren Unfällen zur Verfügung. Darin finden sich beispielsweise Hinweise zur Druckentlastung des Drywells oder zur Einrichtung einer alternativen Kernkühlung mit Aare- oder Feuerlöschwasser oder zur Flutung des Primärcontainments.

#### **HSK-Beurteilung**

KKM verfügt über einzelne Accident-Management-Vorschriften zur Bewältigung von schweren Unfällen. Diese stellen jedoch keine systematische Entscheidungshilfe im Sinne von SAMG dar. Der HSK liegt ein Terminplan zur SAMG-Einführung vor, dem zu entnehmen ist, dass die werkspezifischen KKM-SAMG bis Ende 2003 fertig gestellt sein sollten und sich an den generischen „Emergency Procedure Guidelines“ (EPGs) der Boiling Water Reactor Owners Group (BWROG) orientieren werden.

Die HSK akzeptiert den Terminplan und die geplante Vorgehensweise. Insbesondere begrüsst die HSK die von KKM geplante Prüfung der generischen BWROG auf ihre werkspezifische Übertragbarkeit. Die Entwicklung der KKM-SAMG anhand der EPGs stellt nach Ansicht der HSK eine gute Möglichkeit dar, den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu berücksichtigen.

Ein Severe Accident Management Guidance (SAMG) ist daher nach folgendem Zeitplan bei KKM einzuführen (Pendenz):

- Die technischen Grundlagen zum Verhalten des KKM bei schweren Unfällen sind bis Ende 2002 zu dokumentieren.
- Strategien und schriftliche Entscheidungshilfen für die Bewältigung von schweren Unfällen sind bis Ende Juni 2003 zu entwickeln und zu verifizieren. SAMG ist dabei auf die bestehende KKM-Notfallorganisation abzustimmen.
- SAMG ist bis Ende Juni 2004 im Rahmen einer Notfallübung zu validieren.
- Ein Konzept für die Aufrechterhaltung von SAMG ist bis Ende 2003 zu erstellen.

### 6.11.8 Schutz des Betriebspersonal

Die Erfahrungen aus den schweren Unfällen in Kernkraftwerken (Three Mile Island und Tschernobyl) zeigten, dass in solchen Fällen eine erhebliche Strahlenexposition des Betriebspersonals möglich ist. Die HSK verlangte von den Betreibern den Nachweis, dass die effektive Dosis für das Betriebspersonal in den Kommandoräumen und Notsteuerstellen sowie auf Arbeitsplätzen in der Anlage 100 mSv bei schweren Störfällen möglichst nicht übersteigt.

Zur Strahlenexposition des Personals tragen in diesen Fällen bei:

1. Die Direktstrahlung von freigesetzten Spalt- und Aktivierungsprodukten, die in der Anlage oder aber in einzelnen Systemen vorgefunden werden können.
2. Die Inhalation von luftgetragenen radioaktiven Stoffen, die während des Störfalles in die Umgebung gelangt sind und über die Lüftungssysteme in die geschützten Betriebsräume gefördert werden.

### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

KKM hat für die beiden oben erwähnten Expositionspfade die Situation in der Anlage darlegt. Es hat festgehalten, dass die Personendosis der Direktstrahlung im Hauptkommandoraum (MCR), im SUSAN Kommandoraum (SCR) und in der Sicherungszentrale (SIZ) als Folge eines schweren Unfalles deutlich unter 5 mSv in 30 Tagen betragen wird. Eine Begehung von weiteren Anlageteilen für Vor-Ort-Massnahmen ist von KKM bei schweren Unfällen nicht vorgesehen, denn das Reaktorgebäude ist aufgrund des zu erwartenden Strahlenpegels nicht mehr zugänglich. Ferner hat in solchen Fällen die Integrität des Containments Priorität.

KKM hat im Rahmen der von der HSK verlangten Massnahmen gegen schwere Unfälle die Zuluftsysteme für den MCR und den SCR mit Aktivkohlefiltern und Dosisleistungsüberwachungssystemen ausgerüstet. Diese Nachrüstungen wurden im Falle des MCR im Jahre 1992 und im Falle des SCR 1994 durchgeführt. Die SIZ ist nicht mit einem entsprechenden Zuluftsystem ausgerüstet.

Für den MCR konnte nachgewiesen werden, dass mit der gefilterten Lüftung ein ausreichender Überdruck garantiert werden kann, so dass das Eindringen von luftgetragenen radioaktiven Stoffen von aussen verhindert wird. Treten in der Aussenluft radioaktive Edelgase, die nicht herausgefiltert werden, verstärkt auf (zum Beispiel beim Venting), so wird die Lüftung vorübergehend abgeschaltet. Eine ausreichende Dichtigkeit gegen das Eindringen von Radioaktivität aus der Umgebung auch bei abgeschalteter Lüftung konnte nachgewiesen werden.

Beim SCR konnte dieser Nachweis nicht erbracht werden. KKM hat aber in einer Abschätzung dargelegt, dass die Dosen für das Personal im SCR infolge Inkorporation von radioaktivem Iod weniger als 1 mSv betragen werden.

Bei der SIZ wird im Falle einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung die Lüftung auf Umluftbetrieb gestellt. Ferner ist die Überwachung mit einem Strahlenmessgerät vorgesehen. Bei einer schwerwiegenden Gefährdung und wenn es die Erfordernisse erlauben, wird die SIZ aufgegeben. In diesem Fall würden die Sicherungstüren bei Bedarf mit Schlüsseln geöffnet. Zudem sind die wichtigsten Kommunikationsmittel nach aussen auch im SCR installiert.

KKM sieht vor, den MCR mit Strahlenmessgeräten zu überwachen und bei erhöhten Strahlenpegeln, sofern keine sinnvollen Massnahmen zur Eindämmung und Linderung der Schäden mehr möglich sind, den MCR in Richtung SCR evakuieren zu lassen. Der Dosisleistungs-Richtwert als Entscheidungskriterium für den Verbleib im MCR wurde auf 0.1 mSv/h festgelegt.

Seit 1997 steht im Simulator des Mehrzweckgebäudes ein voll ausgerüsteter und mit allen Kommunikations- und Systemüberwachungsmassnahmen ausgerüsteter Notfallraum zur Verfügung.

KKM kommt zum Schluss, dass das Personal auch bei auslegungsüberschreitenden Störfällen genügend geschützt ist.

### **HSK-Beurteilung**

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die HSK-Empfehlung E-04<sup>9</sup>.

Die von KKM zur Dosis des Betriebspersonal durch Direktstrahlung vorgelegten Berechnungen wurden von der HSK überprüft. Es kann festgestellt werden, dass sowohl im SCR wie auch im MCR durch Direktstrahlung keine Dosen über 5 mSv in 30 Tagen auftreten werden. Weitere Interventionen und Vor-Ort-Handlungen, die zu signifikanten Dosen führen können, sind mit Ausnahme der Bedienung des PASS, gemäss KKM nicht nötig. Die HSK schätzte die Personendosis für eine Probenahme mit dem PASS mit ungefähr 1 bis 5 mSv ab.

Die von KKM anlässlich der Nachrüstung des MCR-Lüftung der HSK vorgelegten Nachweise wurden geprüft und akzeptiert. Demnach ist im MCR ein ausreichender Schutz vor luftgetragener Aktivität gegeben.

Bei der Überprüfung der Dosisabschätzung von KKM für den Aktivitätseintrag in den SCR hat die HSK festgestellt, dass im Falle des Szenarios „Kernbeschädigung ohne Venting“ die Möglichkeit besteht, dass das Personal im SCR erhebliche Mengen von radioaktivem Iod mit Folgedosen deutlich über 100 mSv inkorporieren könnte. Gegen hohe Dosen durch Iodinkorporationen kann man sich aber mit der Einnahme von Kaliumiodid effektiv schützen.

Die von KKM vorgesehene Strategie, MCR und SIZ in Abhängigkeit des herrschenden Strahlenpegels und der technischen Interventionsmöglichkeiten räumen zu lassen, ist praktikabel. Der oben angegebene Dosisleistungs-Richtwert von 0.1 mSv/h ist vernünftig angesetzt.

KKM benutzt seit 1997 den Simulatorraum im Mehrzweckgebäude als Notfallraum. Dieses Gebäude ist nicht mit einer gefilterten Überdückhaltung ausgerüstet. Wird der Notfallraum unbewohnbar, erfolgt eine Verlegung des Notfallstabes in den MCR. Bei Verlust des MCR kann der Notfallstab und die restliche Betriebsmannschaft in den SCR evakuiert werden. Die Vorgaben der HSK-Empfehlung E-04 sind sinngemäss erfüllt.

Die HSK kommt zum Schluss, dass gesamthaft bei auslegungsüberschreitenden Störfällen ein hinreichender Schutz des Personals möglich ist. Allerdings ist das Vorgehen zum Schutz des Personals im Notfallraum (Simulatorraum im Mehrzweckgebäude) und die Iodüberwachung der Atemluft und Schilddrüsenblockade im SUSAN-Kommandoraum nicht in internen Vorschriften geregelt. *Deshalb sind in internen Vorschriften, zum Beispiel in den SAMG-Prozeduren, bis Ende 2003 folgende Punkte aufzunehmen (PSÜ-Pendenz):*

- a) *Das Vorgehen zum Schutz des Personals im Notfallraum (Simulatorraum im Mehrzweckgebäude).*
- b) *Die Iod-Überwachung der Atemluft im SUSAN-Kommandoraum. Insbesondere ist beim Überschreiten einer bestimmten Iod-Konzentration die Schilddrüsenblockade entsprechend dem medizinischen Notfallplan oder andere geeignete Schutzmassnahmen vorzusehen und das dazu benötigte Material bereitzuhalten.*

## **6.12 Wasserchemie und Systeme zur Behandlung von Wasser und Abgas**

Zur Sicherstellung eines störungsfreien Anlagebetriebes sind die Eigenschaften des Wassers sowie das Verhalten der Wasserinhaltsstoffe zu beachten, wobei Kreisläufe mit geeigneten Filtern, Probenentnahmestellen und Einspeisepunkte für chemische Hilfsstoffe eingerichtet sind. Die Behandlung von Wasser führt einerseits zu Reinstwasser (Deionat) und andererseits zu Abwasser sowie Reststoffen (Schlämme, beladene Harze und Filterkerzen). Das aus dem Primärkühlmittel ausgetretene Gas wird gesammelt und als Abgas verzögert und gefiltert an die Aussenluft abgegeben.

### **6.12.1 Chemie und Radiochemie**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Aufgabe der Kernkraftwerkschemie besteht in der Gewährleistung eines sicheren, störungsfreien und umweltschonenden Betriebes der Anlage, der notwendigen Wasseraufbereitung und dem auslegungsgerechten Funktionieren des Wasserdampfkreislaufes und seiner Komponenten. Die Wasserinhaltsstoffe werden täglich registriert, um ungünstige Entwicklungen frühzeitig zu erkennen und Gegenmassnahmen zu ergreifen. Ausserdem ist die Aktivität der Wasserinhaltsstoffe zu erfassen, um zum einen den Aktivitätsaufbau der Korrosionsprodukte an den Oberflächen der Komponenten zu kontrollieren und die damit verbundenen Dosisleistungen zu reduzieren und zum anderen ein umweltschonendes Abwassersystem zu gewährleisten.

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Die Beurteilung des KKM stützt sich auf die KTA 3603<sup>80</sup>, die DIN 25476<sup>81</sup>, die DIN 25416<sup>82</sup> und die IAEA Technical Reports Series No. 274<sup>83</sup>.

Folgende grössere anlagespezifischen Änderungen, welche die Wasserchemie beeinflussen, werden betrachtet:

- Im Jahre 1990 wurde der Reaktorwasser-Clean-Up-Durchfluss von 12 auf 24t/h erhöht, damit die löslichen Verunreinigungen schneller entfernt werden.
- Im Zeitraum von 1991 bis 1998 erfolgte die Dosierung von Eisen-III-Oxalat ins Speisewasser. Dadurch wurde die Co-60-Aktivität und die damit verbundene Dosisleistung verringert.

- Im Zeitraum von 1989 bis 1994 wurden 17 neue Steuerstäbe, die kein Stellite und somit kein Kobalt mehr enthielten, eingesetzt.
- Um weitere Co-Quellen zu eliminieren, wurden 1993 und 1994 zusätzlich 40 stellithaltige Steuerstabführungen (Pin-Rollers) durch kobaltarme Edelstähle ersetzt.
- Mit der 10%-igen Leistungserhöhung im Jahre 1993 waren höhere Strömungsgeschwindigkeiten verbunden, die zu höheren Abtragsgeschwindigkeiten von Korrosionsprodukten, wie Kupfer, Zink und Eisen aus dem Kondensatordampfraum führten.
- In den Jahren 1998 und 1999 erfolgte aufgrund der ungünstigen Wirkung von Kupfer eine Kondensatorumkehrung. Das ursprünglich verwendete Messing wurde durch Titan und Edelstahl ersetzt. Damit wurde die Kupferquelle eliminiert und die Korrosionsraten verringert. Gleichzeitig wurde die messingbedingte Zugabe von Zink, welches zur Reduktion der Dosisleistung an den Komponentenoberflächen beiträgt, unterbrochen. Um den Zinkgehalt im Wasser wieder anzuheben, wurde die Eisendosierung eingestellt und mit der Dosierung von Zinkoxid begonnen.
- Am 15. Dezember 2000 wurde mit der Wasserstoffdosierung ins Speisewasser (HWC-Fahrweise) begonnen, welche mit einer Edelmetalldosierung (NMCA) ins Reaktorwasser vor der Jahresrevision 2000 verbunden war. Mit diesen Massnahmen wird das Auftreten von Spannungsrisskorrosion vermieden, bzw. vermindert.

Chemie- und Radiochemiedaten und die entsprechenden Messparameter, wie beispielsweise die Spalt- und Aktivierungsproduktkonzentration im Reaktorwasser, werden im KKM gemäss den Garantievoraussetzungen der Komponentenlieferanten und den „BWR Water Chemistry Guidelines“ von EPRI erfasst.

Die im Bewertungszeitraum ergriffenen Änderungen und die Tatsache, dass keine Brennelementschäden aufgetreten sind, führten zu niedrigeren bzw. stabilen Werten der Dosisleistungen an den Umwälzschleifen, dem Reaktordeckel, der Reaktorgrube, dem Torus, dem Dampftrockner, dem Wasserabscheider, dem Clean-Up-System, dem Abfahrkühler, dem BEB-Kühler, dem Toruskühler und im Arbeitsbereich +29m. Dies spricht für eine optimierte Wasserchemie.

Das KKM kommt zum Schluss, dass im Bewertungszeitraum der radiologische Zustand besser als in den ersten Betriebsjahren bewertet werden kann.

### **HSK-Beurteilung**

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf die KTA 3603<sup>80</sup>.

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten technischen Veränderungen im Betrieb des Wasserdampfkreislaufes und der Wasserchemie konnte eine Reduktion der Dosisleistung und Kontamination in allen relevanten Teilsystemen erreicht werden.

Die im Anschluss an den Bewertungszeitraum eingeführte und gegenwärtig praktizierte HWC-Fahrweise hat das Ziel die Spannungsrisskorrosion an den Komponenten im Kreislauf zu reduzieren. Die Grösse und das Ausmass der aufgetretenen Risse am Kernmantel muss in Bezug auf die veränderte Fahrweise eingeschätzt werden. Die Auswirkung der HWC-Fahrweise auf eine erhöhte Mobilisation der Co-60 Aktivität ist noch genau zu untersuchen. Eine entsprechende Massnahme ist in Kap. 6.4.2 formuliert.

Das KKM betreibt den Wasserdampfkreislauf zusammen mit den Hilfskreisläufen und der Wasseraufbereitung sicher und umweltverträglich. Zusätzlich wurden erfolgreich Änderungen in der Wasser-



chemie und dem Anlagebetrieb vorgenommen und damit Verbesserungen bezüglich der Dosisleistungsfelder im Kraftwerk erreicht. Besonders erwähnenswert ist der Umstand, dass im Bewertungszeitraum von 10 Jahren keine Brennstoffschäden aufgetreten sind, was wesentlich zum guten Ergebnis der radiologischen Entwicklung der Kernanlage beigetragen hat.

## **6.12.2 Systeme zur Behandlung von Wasser**

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Systeme zur Wasserbehandlung lassen sich entsprechend ihren Aufgaben in drei Gruppen einteilen:

- Systeme zur Rohwasseraufbereitung und Deionatbereitstellung
- Systeme zur Reinigung der Wasserdampfkreisläufe
- Systeme zur Abwasseraufbereitung

### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

An den Systemen zur Reinigung der Wasserkreisläufe, dazu gehört die Reaktorwasserreinigung, die Kondensatreinigung und die Brennelementbeckenreinigung, wurden im Bewertungszeitraum nur geringfügige Änderungen vorgenommen und einzelne Komponenten durch gleichwertige ersetzt. Dies trifft auch zu für die Systeme zur Behandlung der Abwässer, wie die Abwasser-, die Gebäudeentwässerungs- und die Waschwasserstrasse.

Neben den regelmässigen Kontrollen, dem routinemässigen Unterhalt und dem Ersatz von Komponenten waren keine nennenswerten Massnahmen zu treffen.

Periodische Überprüfungen der Anlagenteile gemäss Instandhaltungsprogramm führten zu keinen aussergewöhnlichen Hinweisen.

Die Systeme zur Wasserbehandlung sind in einem guten Zustand. Ihre Funktion bleibt für die weiteren Betriebsjahre gewährleistet.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK Beurteilung stützt sich auf die Monatsberichte und das Chemie-Informationssystem sowie auf die Angaben über die radioaktive Abgaben mit dem Abwasser und auf die Betriebserfahrung in den anderen schweizerischen Kernanlagen.

Die radioaktiven Abgaben von KKM mit dem Abwasser sind im Vergleich zu den SWR-Anlagen der Vergleichsgruppe bezüglich der normierten Abwasserabgaben höher (Kap. 5.7.1). Der Grund liegt darin, dass die im KKM praktizierte Abwasserbehandlung mittels Ionentauschern und Zentrifuge nur noch bedingt dem Stand der Technik entspricht. Zum Beispiel werden im Kernkraftwerk Leibstadt, in dem neben der Zentrifugierung ein Teil der Abwässer mittels einem Verdampfer aufbereitet werden, jährliche Abgabewerte radioaktiver Stoffe (ohne Tritium) mit dem Abwasser erreicht, die in der Regel einen Faktor 50 geringer sind als die des KKM. Dieser Sachverhalt wird in Kap. 5.7.1 diskutiert und bewertet.

### 6.12.3 Systeme zur Behandlung von Abgas

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

Aufgabe des Abgassystems ist es, nicht kondensierbare Gase (Wasserstoff, Sauerstoff, Edelgase) aus dem Primärkreislauf sicher abzuführen und kontrolliert an die Umwelt abzugeben.

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Im Beobachtungszeitraum wurden nur geringfügige Änderungen vorgenommen und einzelne Komponenten durch gleichwertige ersetzt. Erwähnenswert ist die im Jahre 1997 neu eingebaute Abschirmung der Abgasfilter.

Neben den regelmässigen Kontrollen, dem routinemässigen Unterhalt und dem Ersatz von Armaturen waren keine nennenswerten Massnahmen zu treffen.

An relevanten Messkreisläufen wurden periodisch Überprüfungen gemäss Instandhaltungsprogramm vorgenommen, die zu keinen aussergewöhnlichen Hinweisen oder Massnahmen führten.

Das Abgassystem ist in einem guten Zustand und seine Funktion bleibt für die weiteren Betriebsjahre gewährleistet.

#### HSK-Beurteilung

Die HSK Beurteilung stützt sich auf die Monatsberichte und das Chemie-Informationssystem (CIS-DAISY) sowie auf die Angaben über gasförmige radioaktive Abgaben und auf die Betriebserfahrung in den schweizerischen Kernanlagen.

Die radiologische Entwicklung der Anlage wird sehr detailliert dargestellt und mit anderen SWR-Anlagen verglichen. Die radioaktiven Abgaben von KKM an die Umwelt sind im Vergleich zu anderen SWR-Anlagen bezüglich der normierten Abluft geringer. Die Aktivitätsabgabe von Edelgasen, Iod-131 und Aerosolen über die Abluft sind kleiner als 1% der jeweiligen Abgabelimiten. Dies spricht für ein effizient funktionierendes Abgasbehandlungssystem. Die HSK schliesst sich deshalb der Bewertung dieses Systems durch das KKM an.

### 6.13 Strahlenschutzmesstechnik

#### Sicherheitstechnische Aufgaben

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 Abgabe 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) 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 und bei unvorhersehbaren Ereignisabläufen

- ausreichende Informationen über den Zustand der Anlage liefern, um die erforderlichen Schutzmassnahmen für Personal und Anlage ergreifen zu können,
- Hinweise auf den Ablauf geben,
- eine Abschätzung der Auswirkungen auf die Umgebung gestatten und
- ausreichende Informationen zur Erfüllung der internationalen Meldepflicht liefern.

### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

KKM hat bei der Beschreibung und Bewertung der Strahlenmesstechnik auf den Sicherheitsbericht<sup>11</sup>, die Technischen Spezifikationen, das Abgabereglement<sup>51</sup> und die HSK-Richtlinien R-07<sup>43</sup> und R-47<sup>46</sup> hingewiesen.

Im KKM werden zur Überwachung des Normalbetriebs folgende Strahlenmesssysteme eingesetzt:

- Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen
- Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft
- Aktivitätsüberwachung der Fortluft des Kamins und des Zwischenlagers
- Aktivitätsüberwachung des Abwassers und der Kreisläufe
- Personen- und Materialkontaminationskontrolle
- Personendosimetriesysteme und Inkorporationsmessung

Laut Technischen Spezifikationen gehören zur Störfallinstrumentierung des KKM folgende Messeinrichtungen:

- Zwei Dosisleistungsmonitore zur Überwachung der Dosisleistung im Containment zur raschen Alarmierung der Bevölkerung (RABE)
- Sechs Dosisleistungsmonitore im Reaktorgebäude
- Ein Weitbereichdosisleistungsmonitor im Kamin und an der Notabluftleitung
- Aktivitätsüberwachung der Kaminfortluft auf Edelgase, Aerosole (Schrittfiltermessgerät) und Iod
- Aktivitätsüberwachung des Abwassers
- Aktivitätsüberwachung der Abwasserleitungen des Apparate- und Gebäudeentwässerungsbehälters im Reaktorgebäude

Zusätzlich steht ein Nachunfallprobenahmesystem (Post Accident Sampling System - PASS) zur Entnahme von Proben aus der Atmosphäre des Drywells, Toruses und Reaktorgebäudes sowie zur Entnahme von Reaktor- und Toruswasserproben zur Verfügung.

Im Bewertungszeitraum wurden an der Strahlenschutzmesstechnik folgende freigabepflichtigen Änderungen bzw. Neuinstallationen durchgeführt:

- 1992 wurde bei der redundanten Überwachung der Kaminfortluft ein Messgerät zur Erfassung radioaktiver Edelgase gegen ein Gerät mit neuer Technik ausgetauscht.
- 1992 wurden die Probenahmesysteme der Abluftüberwachung des Maschinenhauses, des Filterraumes, des Aufbereitungsgebäudes und des Abfall-Zwischenlagers neu ausgelegt und installiert.
- 1993 wurde das Probenahmesystem der Umluftüberwachung des Drywell/Torus modifiziert.
- 1994 wurden die Monitore der Abgas-Aktivitätsmessung erneuert.
- 1994 wurden die beiden Dosisleistungsmonitore zur Überwachung der Dosisleistung im Primärcontainment zur raschen Alarmierung der Bevölkerung (RABE) ertüchtigt sowie zusätzlich 6 störfallfeste Dosisleistungsmonitore im Reaktorgebäude montiert.
- 1996 wurde das ortsfeste System zur Überwachung der Ortsdosisleistungen im Maschinenhaus Anbau Süd installiert und in Betrieb genommen.
- 1996 wurde die Überwachung der Aerosolaktivitätskonzentration der Gebäudeabluft des Maschinenhaus Anbau Süd installiert und in Betrieb genommen.
- 1997 wurde das bestehende ortsfeste System zur Überwachung der Ortsdosisleistungen mit Ausnahme des Maschinenhaus Anbau Süd, indem die Messgeräte bereits im Vorjahr neu installiert wurden, ersetzt und um zwei Messstellen erweitert.
- 1999 wurden 6 der 11 Aerosolmonitore der Raumluftüberwachung ersetzt.

Folgende Änderungen im Bewertungszeitraum waren zwar nicht freigabepflichtig, sind aber trotzdem erwähnenswert:

- 1991 wurde das bisher verwendete Stabdosismetriesystem durch elektronische Dosimeter (zweites, unabhängiges Dosimetriesystem gemäss StSV<sup>37</sup> Artikel 42 Ziffer 4) ersetzt.
- 1991 wurden drei Personenkontaminations-Ausgangsmonitore (Endkontrolle, BG +8m) durch neue Typen mit verbesserter Messgeometrie ersetzt.
- 1998 wurden zwei Freimessplätze (Freimessschränke, Posten 2 und Tor Maschinenhaus Anbau Süd) angeschafft. Eine Überprüfung der herstellereitigen Kalibrierung erfolgte in der Folge durch das Paul Scherrer Institut
- 2000 wurde der Freimessschrank im Maschinenhaus Anbau Süd mit weiteren Detektoren nachgerüstet.
- 2000 wurde der Inkorporationsmessplatz im KKM gemäss den Erfordernissen der Verordnung über die Personendosimetrie<sup>38</sup> (Dosimetrieverordnung) umgebaut und eine Anerkennung beantragt.

Die Änderungen waren nötig, um die Strahlenmesstechnik an den aktuellen Stand der Technik anzupassen. Insbesondere stieg der Wartungsaufwand an den alten Messgeräten und Ersatzteile waren schwer zu beschaffen.

KKM beurteilt die Wirksamkeit (Einsatz geeigneter Strahlungsmessgeräte) und Verfügbarkeit der Strahlenschutzinstrumentierung aufgrund der Betriebserfahrung und der laufenden Instandhaltungsmassnahmen als gut. Eine Ausnahme davon machen die sechs im Jahre 1999 erneuerten Aerosolmonitore, bei denen durch weitere Optimierungsarbeiten die durch sporadische Fehlalarme verminderte Zuverlässigkeit erhöht werden muss. Sämtliche Störungen an der Strahlenschutzinstrumentierung konnten innerhalb der durch die Technischen Spezifikationen vorgegebenen Zeitfenster behoben werden. Die Umsetzung der Vorgaben der HSK-Richtlinie R-47<sup>46</sup> zu den Prüfungen ist noch nicht bei allen Messsystemen vollständig erfolgt.

In Anbetracht der Betriebserfahrungen und der etablierten bewährten Prüf- und Instandhaltungspraxis kommt das KKM zum Schluss, dass die Strahlenschutzmesssysteme ihre Aufgaben sicher erfüllen.

### HSK-Beurteilung

Bei der Beurteilung der Strahlenmesstechnik prüft die HSK, ob die anwendbaren gesetzlichen Vorschriften wie das Atomgesetz<sup>36</sup> (AtG), das Strahlenschutzgesetz<sup>3</sup> (StSG), die Strahlenschutzverordnung<sup>37</sup> (StSV) und die Dosimetrieverordnung<sup>38</sup> eingehalten werden. Zusätzlich wird das Abgabeglement<sup>51</sup> des KKM zur Beurteilung der Emissionsüberwachung herangezogen.

Der Umfang und die Intervalle von Prüfungen werden von der HSK anhand der HSK-Richtlinie R-47<sup>46</sup> überprüft.

Die HSK beurteilt die Störfallinstrumentierung, insbesondere deren Klassierung, anhand des amerikanischen NRC Regulatory Guide 1.97<sup>84</sup>.

Eine Hilfe bei der Beurteilung der Auslegung ist der Vergleich der Strahlenschutzmesstechnik des KKM mit den entsprechenden KTA-Regeln. Insbesondere werden dazu die KTA 1501<sup>85</sup> und KTA 1503.2<sup>86</sup> verwendet.

Die HSK beurteilt die Betriebserfahrung durch Vergleich der Ausfallraten der Messsysteme mit den Erfahrungen aus anderen Anlagen und hinsichtlich einer Überschreitung der zulässigen Reparaturzeit gemäss den Technischen Spezifikationen.

Die Strahlenschutzmesstechnik im KKM genügt den Forderungen der heutigen schweizerischen Gesetzgebung. Jedoch muss KKM im Hinblick auf den Ablauf der 10-jährigen Übergangsfrist der StSV<sup>37</sup> am 30. September 2004 folgende Aspekte hinsichtlich Einhaltung der Ortsdosisgrenzwerte ausserhalb von kontrollierten Zonen innerhalb des Betriebsareals bzw. geänderten Anforderungen an die Personendosimetrie überprüfen und umsetzen:

- *Bis Mitte 2003 ist nachzuweisen, dass die Abschirmung und der Standort von bewilligten Anlagen oder radioaktiven Strahlenquellen den Art. 59 und 60 der StSV entsprechen. (Pendenz)*
- Mit dem Ablauf der 10-jährigen Übergangsfrist der StSV läuft auch die Anerkennung der Personendosimetriestelle (externe Bestrahlung) ab. Die Expertengruppe für Dosimetrie im Strahlenschutz hat neue Anforderungen hinsichtlich der Personen-Tiefendosis  $H_p(10)$  wie auch der Personen-Oberflächendosis  $H_p(0,07)$  definiert, die bei einem Antrag zur Neuankennung zu berücksichtigen sind.

Eine Überprüfung der Strahlenschutzmesstechnik hinsichtlich dem Stand von Wissenschaft und Technik ergab, dass sie bis auf einige Verbesserungsmassnahmen den Anforderungen der HSK genügt. Im Bereich der Raumluft- bzw. Raumabluft- und Fortluftüberwachung des KKM wurde folgendes Verbesserungspotential identifiziert:

- Die Gesamtübertragungsraten der Messstellen zur Überwachung der Raumluft hinsichtlich radioaktiver Aerosole wurden entweder nicht oder nur teilweise, in Abweichung zu den Anforderungen der HSK-Richtlinie R-47, experimentell bestimmt.
- In den Probenahmesystemen zur Überwachung der Raumluft bzw. Raumabluft lagern sich in den Rohren, insbesondere während den Stillstandsarbeiten, Schmutzpartikel an und verschlechtern somit die Gesamtübertragungsraten.
- Bei den sechs 1999 erneuerten Aerosolmessstellen zur Überwachung der Raumluft sind gemäss Beurteilung von KKM weitere Optimierungsarbeiten erforderlich.
- Beim Betrieb des Notabluftsystems besteht keine direkte Möglichkeit, Informationen über die Aerosolkonzentration im Reaktorgebäude zu bekommen, was für die Einleitung von störfallmindernden Gegenmassnahmen notwendig werden kann (Kap. 5.6.11).
- Die Abluft aus den kontrollierten Zonen des Betriebsgebäudes, dazu gehört die Aktivwäscherei, die Aktivgarderobe, das Chemielabor und der Wäschereizentrifugenraum, wird gefiltert aber unkontrolliert über das Dach des Betriebsgebäudes abgegeben.

*Aus diesen Gründen hat KKM zugesagt, ein dem Stand der Technik entsprechendes Gesamtkonzept zur Überwachung der radioaktiven Aerosole in der Raumluft bzw. Raumabluft und der Fortluft des Betriebsgebäudes bis Ende 2004 zu entwickeln und umzusetzen. Dabei sind folgende Aspekte zu berücksichtigen (PSÜ-Pendenz):*

- *Die Anforderungen der HSK-Richtlinie R-47, insbesondere an die Gesamtübertragungsraten, sind einzuhalten.*
- *Ein Verfahren zur periodischen Reinigung der Probenahmesysteme oder der Verifikation der Gesamtübertragungsraten ist zu etablieren.*
- *Im Sinne einer Ergänzung ist das Notabluftsystem mit einer geeigneten Aerosolüberwachung, die eine kontinuierliche Überwachung der radiologischen Situation auch beim Betrieb des Notabluftsystems ermöglicht, auszurüsten (Kap. 5.6.11).*

Bei der Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft wurden 1984 die letzten Messungen zur Bestimmung der Kohlenstoff-14- und Tritium-Ableitungen mit der Kaminfortluft durchgeführt. *Zur Überprüfung der Gültigkeit dieser Messungen sind der Kohlenstoff-14 und das Tritium in der Kaminfortluft in Ergänzung zum Abgabereglement<sup>51</sup> während mindestens einem Jahr zu bilanzieren. Die Messungen sind bis Ende 2004 vorzunehmen. (PSÜ-Pendenz)*

Bei der Beurteilung der Störfallinstrumentierung ergaben sich folgende Verbesserungsmassnahmen:

- Im KKM erfolgt die Anzeige, Registrierung und Alarmierung der Weitbereichs-Ortsdosisleistungsmessungen im Fortluftkamin/Notabluftleitung (17MR10A, 17MR10B), entgegen der HSK-Empfehlung E-04<sup>9</sup>, nur im Hauptkommandoraum und nicht zusätzlich im SUSAN-Kommandoraum. Eine Begründung dieser Abweichung anhand systemtechnischer Anforderungen ist in der PSÜ-Dokumentation nicht gegeben. *Deshalb sind bis Mitte 2003 die Weitbereichs-Ortsdosisleistungsmessungen im Fortluftkamin/Notabluftleitung (17MR10A, 17MR10B) in Bezug auf An-*

*zeige, Registrierung und Alarmierung im SUSAN-Kommandoraum sowie eine allfällige Integration in das RABE-Konzept in einer Studie zu untersuchen und sachgemäss zu dokumentieren. (PSÜ-Pendenz)*

- Bei einem Störfall verwendet KKM zwei Ortsdosisleistungsmessstellen in der Nähe der beiden Turbinen im Maschinenhaus (18MR1.17, 18MR1.18), um die in die Atmosphäre des Maschinenhauses freigesetzte Aktivität abzuschätzen. Die HSK hat die beiden Messstellen anhand der KTA-1501<sup>85</sup> beurteilt und verlangt folgende Verbesserungen. *Bis Ende 2003 ist nachzuweisen, dass das obere Messbereichsende der Ortsdosisleistungsmonitore im Maschinenhaus 18MR1.17 und 18MR1.18 die zu erwartenden Dosisleistungen bei allen möglichen Störfallszenarien abdeckt und dass die Messgeräte bei den Umgebungsbedingungen (Temperatur, Druck, Feuchte usw.), die während eines Störfalls herrschen, funktionieren. Zusätzlich ist zu prüfen, ob eine Anzeige, Registrierung und Alarmierung im SUSAN-Kommandoraum nötig ist. (PSÜ-Pendenz)*
- Das Nachunfallprobenahmesystem (Post Accident Sampling System-PASS) wurde neu durch die HSK im Kontext der gesamten Störfallinstrumentierung und der geforderten Schutzziele für die Bevölkerung beurteilt. Dabei wurde festgestellt, dass die Repräsentativität der Reaktor- und Toruswasserproben, die mit dem PASS genommen werden, bisher nicht nachgewiesen wurde. Da die Aktivitätskonzentration im Toruswasser gering ist, ist dieser Nachweis nur für die Reaktorwasserprobenahme möglich. *Aufgrund dieser Sachverhalte ist die Repräsentativität der Reaktorwasserproben, die mit dem Nachunfallprobenahmesystem (Post Accident Sampling System - PASS) genommen werden, bis Ende 2003 nachzuweisen. (PSÜ-Pendenz)*
- Das PSI hat im Rahmen eines Forschungsprojektes ein Konzept für die Bestimmung der Aerosol- und Jodabgaben im Falle einer gefilterten Containmentdruckentlastung entwickelt und experimentelle Nachweise erbracht. Die HSK hat diese Konzeptstudie beurteilt und eine generelle Konzeptfreigabe für das System erteilt. Gleichzeitig hat die HSK die Kernkraftwerke aufgefordert, bis Ende 2002 Vorschläge hinsichtlich den Möglichkeiten für den Einbau eines optimierten Systems zu erarbeiten. Abhängig von diesen Vorschlägen, wird die HSK das weitere Vorgehen beschliessen.

Bei den periodischen Prüfungen der Strahlenmessgeräte erkannte die HSK ein Verbesserungspotential. *Die HSK-Richtlinie R-47 ist hinsichtlich den periodischen Prüfungen bis Ende 2004 vollständig umzusetzen (Pendenz). Dazu gehört unter anderem:*

- *Bis Ende 2003 sind halbjährlichen Funktionsprüfungen an der Störfallinstrumentierung zur Bestimmung der Ortsdosisleistungen im Reaktorgebäude sowie in und vor der Drywellschleuse durchzuführen.*
- *Bis Ende 2003 sind die periodischen Prüfungen der Personenkontaminationsmonitore und der Freimessschranke mit einer dreijährigen Kalibration zu ergänzen.*
- *Bis Ende 2004 ist ein Verfahren zur periodischen Überprüfung der Dichtheit des Probenahmesystems der Kaminfortluftüberwachung zu etablieren.*
- *Bis Ende 2004 sind zertifizierte Prüfquellen für die Aktivitätsüberwachung der Kaminfortluft anzuschaffen.*

Aus der von KKM dargestellten Betriebserfahrung lassen sich folgende Aussagen über den Qualitätszustand der Strahlenschutzmesssysteme ableiten:

- Die Funktionsprüfungen wurden während des Bewertungszeitraums gemäss den Technischen Spezifikationen durchgeführt. Sie ergaben keine wesentlichen Befunde.
- Da bei der Strahlenschutzinstrumentierung in der Regel keine präventive Instandhaltung durchgeführt wird, überwiegt im Bewertungszeitraum die durch Komponentenausfall bedingte Instandhaltung. Von 93 Instandhaltungsmassnahmen waren 7 nicht durch Komponentenausfälle bedingt, sondern vorbeugend geplant.
- Im KKM sind rund 110 Strahlenschutzmessgeräte fest installiert. Im 10-jährigen Bewertungszeitraum gab es ungefähr 60 Störungen bei denen das Messsignal nicht oder nur eingeschränkt zur Verfügung stand. Dies entspricht einer Ausfallrate von ungefähr 0.05 pro Jahr und Gerät. Dieser Wert ist vergleichbar mit den Erfahrungswerten, die in anderen Anlagen gemacht wurden.
- Sämtliche Störungen wurden innerhalb des durch die Technischen Spezifikationen vorgegebenen Zeitintervalls behoben.

Im Bewertungszeitraum wurden für die Strahlenmesstechnik folgende Nachweise erbracht:

- Die Übertragungsraten für Partikel der modifizierten Probenahmesysteme der Abluftüberwachung des Maschinenhauses, des Abluftfilterraumes, des Reaktor Gebäudes, des Aufbereitungs Gebäudes und des Abfall-Zwischenlagers wurden bestimmt (1992).
- Die Übertragungsraten für Partikel des modifizierten Probenahmesystem der Umluftüberwachung des Drywell/Torus wurden bestimmt (1993).
- Die Übertragungsraten für Partikeln des neu installierten Probenahmesystems der Abluftüberwachung des Maschinenhaus Anbau Süd wurden bestimmt (1996).
- Das Institut de Radiophysique Appliquée zeigte die Eignung des elektronischen Personendosimetriesystem als zweites Dosimetriesystem gemäss StSV<sup>37</sup> Art. 42 Ziffer 4 (1998).
- Die Übertragungsraten von Partikeln für die Messsysteme, die im Jahre 1998 mit einem neuen Aerosolmonitor ausgerüstet wurden, wurden rechnerisch überprüft. Dazu gehört die Abluftüberwachung des Maschinenhauses, des Abluftfilterraumes, des Reaktor Gebäudes, des Aufbereitungs Gebäudes und des Abfall-Zwischenlagers (2000).

Die HSK hat diese Nachweise hinsichtlich den Anforderungen der HSK-Richtlinie R-47<sup>46</sup> und der Dosimetrieverordnung<sup>38</sup> geprüft und verlangt bei der Entwicklung und Umsetzung des Gesamtkonzeptes für die Überwachung der Raumluft bzw. Raumabluft und der Fortluft des Betriebsgebäudes die entsprechenden Nachweise.

Zusammenfassend kommt die HSK zum Schluss, dass die Strahlenschutzmesstechnik im KKM den Forderungen der heutigen schweizerischen Gesetzgebung und bis auf die oben dargelegten Abweichungen dem Stand der Technik entspricht.



## **6.14 Flucht- und Interventionswege**

### **6.14.1 Fluchtwege**

#### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Fluchtwege ermöglichen es, bei einer Gefährdung die Anlage schnellstmöglich zu verlassen. Dabei sollen die flüchtenden Personen keinen unzulässigen Gefährdungen ausgesetzt werden und nach Möglichkeit auch keine radioaktiven Stoffe nach aussen verschleppen.

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Das Fluchtwegkonzept des KKM beinhaltet die Gebäude mit sicherheitsrelevanter Ausrüstung und /oder mit kontrollierten Zonen (Betriebsgebäude, Reaktorgebäude, SUSAN-Gebäude, Aufbereitungsgebäude und Maschinenhaus mit Anbau Süd). Es wird angegeben, dass die Fluchtwege den Brandschutzvorschriften entsprechen und vom kantonalen Amt für Industrie-, Gewerbe und Arbeit (KIGA) des Kantons Bern genehmigt sind.

KKM hält fest, dass sämtliche Fluchtwege aus der kontrollierten Zone die Anforderungen der HSK-Richtlinie R-07<sup>43</sup> erfüllen. Zusätzlich wird von KKM erwogen an diesen Fluchttüren saubere Schuhüberzüge zu deponieren, um ein Verschleppen von Kontamination aus der Zone heraus möglichst zu vermeiden.

Die Fluchtwege in den erwähnten Gebäuden sind am Boden gut sichtbar mit weisser Farbe markiert.

#### **HSK-Beurteilung**

Die HSK stützt sich bei Ihrer Beurteilung der Fluchtwege primär auf die Begutachtung der zuständigen Behörde, das KIGA des Standortkantons. Zusätzlich überprüft sie, ob die in der HSK-Richtlinie R-07<sup>43</sup> festgelegten zusätzlichen Anforderungen an die Fluchtwegführung eingehalten werden.

Mit Ausnahme eines Fluchtweges, der vom SUSAN-Gebäude über das Reaktorgebäude nach aussen führt, entsprechen alle Fluchtwege den Anforderungen der HSK-Richtlinie R-07<sup>43</sup>. Mit Rücksicht auf das geringe Gefährdungspotential und der Tatsache, dass das SUSAN-Gebäude während dem Leistungsbetrieb selten begangen wird, kommt die HSK zum Schluss, dass diese Fluchtwegführung zulässig ist.

Die HSK unterstützt den Vorschlag des KKM, bei den Fluchttüren aus den kontrollierten Zonen für die flüchtenden Schuhüberzüge bereit zu halten, wie dies in anderen schweizerischen Kernanlagen realisiert ist.

Die Begutachtungen des KIGA liegen mehr als zehn Jahre zurück. In der Zwischenzeit sind verschiedene Anpassungen in der Anlage und bei den Vorschriften vorgenommen worden. Aus diesem Grunde wäre eine aktuelle Beurteilung der Fluchtwege durch das KIGA des Standortkantons angezeigt. Die HSK hat das KIGA des Standortkantons bereits darauf aufmerksam gemacht.

## **6.14.2 Interventionswege**

### **Sicherheitstechnische Aufgaben**

Die Interventionswege stellen für die Wehrdienste, das Betriebspersonal (Schicht) und den Piketteningenieur ein schnelles Erreichen aller zur Personenrettung, Störungsbehebung und Störungsbeherrschung notwendigen Einsatzorte im Kernkraftwerk sicher.

### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Das Fluchtwege- und Interventionskonzept beschreibt die Interventionswege für die Wehrdienste, das Betriebspersonal und den Piketteningenieur anhand ausgewählter Beispiele. KKM gibt an, dass zu allen Gebäuden und Anlageteilen genügend Interventionswege vorhanden sind. Diese Interventionswege führen zumeist über geschützte Treppenhäuser in die voneinander getrennten Brandabschnitte. Die Mannschaften der Betriebsfeuerwehr und das Betriebspersonal kennen aufgrund von Ausbildung und Übungen die Wege sehr gut. Für die Stosstrupps und die Ersteinsatzgruppen der Feuerwehr stehen entlang der Interventionswege Löschposten mit Handfeuerlöschern, Schnellangriffshaspeln und Schaumdepots zur Verfügung, damit die Brandbekämpfung rasch aufgenommen werden kann.

Die Interventionszeiten wurden mehrmals im Begutachtungszeitraum von der zuständigen Gebäudeversicherung gemessen und als gut befunden.

### **HSK-Beurteilung**

Die notwendige Zeit zum Erreichen der Interventionsorte bei Notfällen in der kontrollierten Zone wurde von der HSK anlässlich zweier Inspektionen im November und Dezember 2001 überprüft. Dabei hat die HSK keine unzulässige zeitliche Zugangsbeschränkung festgestellt. Zudem sind zu allen Interventionsorten mehrere Zugänge vorhanden. Aus Sicht der HSK ist das am KKM verwirklichte Konzept der Interventionsmöglichkeiten in der kontrollierten Zone in Ordnung. Die Interventionsmöglichkeiten ausserhalb der kontrollierten Zone werden von KKM nicht explizit angesprochen. Sie wurden von der HSK wegen der Zuständigkeit der kantonalen Gebäudeversicherung auch nicht überprüft.

## 7 Verhalten der Anlage bei Auslegungsstörfällen

### 7.1 Grundlagen der Störfallanalysen

#### Grundlegende Anforderungen

Störfälle, die aufgrund der Erfahrung während der Lebensdauer zu erwarten oder nach menschlichem Ermessen nicht auszuschliessen sind, werden unter dem Sammelbegriff Auslegungsstörfälle zusammengefasst. Kriegerische und terroristische Ereignisse werden bewusst bei der Auslegung nicht explizit berücksichtigt. Vorsorgemassnahmen gegen Sabotage sind vorhanden und werden auch ständig überprüft und bei Bedarf verbessert. Eine formale Nachweisführung der Konsequenzen eines kriegerischen oder terroristischen Ereignisses wird aber nicht geführt und ist auch nicht Stand der Technik. Im Vergleich zu anderen grosstechnischen Einrichtungen bieten Kernkraftwerke einen hohen Schutzgrad auch gegen solche Einwirkungen. Grundsätzlich kann die Bewilligungsbehörde, d. h. der Bundesrat, die Abschaltung einer Kernanlage anordnen, sollte die Gefahr kriegerischer oder terroristischer Einwirkungen dies als angezeigt erscheinen lassen.

Schon bei Betriebsbeginn musste KKM für ein abdeckendes Spektrum von Auslegungsstörfällen nachweisen, dass die Anlage nach dem Eintreten des jeweils auslösenden Ereignisses möglichst automatisch in einen sicheren Zustand überführt wird und keine schwerwiegenden Auswirkungen in ihrer Umgebung auftreten<sup>6,23,27,87,88,89</sup>. Dieses Vorgehen hat sich bis heute nicht geändert. Zu gewährleisten sind die folgenden Schutzziele:

- Kontrolle der Reaktivität
- Kühlung der Brennelemente und Sicherstellung der langfristigen Nachwärmeabfuhr
- Einschluss der radioaktiven Stoffe
- Begrenzung der Strahlenexposition

Traditionell werden die Auslegungsstörfälle in Anlehnung an eine probabilistische Betrachtungsweise gemäss der voraussichtlichen Häufigkeit des auslösenden Ereignisses in Störfallkategorien eingeteilt.\* Je nach Störfallkategorie sind die folgenden Auslegungskriterien für den Reaktorkern<sup>88</sup> und die folgenden radiologischen Grenzwerte<sup>6</sup> einzuhalten:

- Bei Störfällen der Ereigniskategorie 1 (Betriebsstörung, Eintretenshäufigkeit  $> 10^{-2}$  pro Jahr) dürfen keine störfallbedingten Brennstabhüllrohrschäden auftreten. Für Einzelpersonen der Bevölkerung in der Umgebung darf die Dosis von 0,2 mSv pro Jahr nicht überschritten werden.
- Bei Störfällen der Ereigniskategorie 2 (Zwischenfall, Eintretenshäufigkeit  $10^{-2}$  bis  $10^{-4}$  pro Jahr) sind eine begrenzte Zahl von Brennstabhüllrohrschäden zulässig. Für Einzelpersonen der Bevölkerung in der Umgebung darf die Dosis von 1 mSv pro Ereignis nicht überschritten werden.

---

\* Die Häufigkeit des auslösenden Ereignisses kann sich aufgrund der Erfahrung ändern. International erfolgt die Kategorisierung heute nicht mehr nur aufgrund der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses, sondern vermehrt aufgrund der Häufigkeit des Störfallablaufs, was auch sinnvoller ist. Die HSK wird dieser Entwicklung in einer Revision der HSK-Richtlinie R-100 Rechnung tragen.

- Bei Störfällen der Ereigniskategorie 3 (Unfall, Eintretenshäufigkeit  $10^{-4}$  bis  $10^{-6}$  pro Jahr) ist mit grösseren Schäden im Reaktorkern zu rechnen; dessen Kühlbarkeit muss aber gewährleistet werden. Für Einzelpersonen der Bevölkerung in der Umgebung darf die Dosis von 100 mSv pro Ereignis nicht überschritten werden.

Als auslegungsüberschreitende Störfälle werden alle jene Ereignisabläufe bezeichnet, welche in Bezug auf das auslösende Ereignis oder die Art und Anzahl zusätzlicher Fehler den Rahmen der Auslegung durchbrechen.

Mit der deterministischen Analyse der Auslegungsstörfälle sollen die Fragen,

- ob die Sicherheitssysteme den Störfall rechtzeitig erkennen und die erwartete Wirksamkeit zeigen,
- ob die Beanspruchungen der sicherheitstechnisch wichtigen Anlageteile innerhalb der spezifizierten Sicherheitsgrenzen bleiben,
- wie wirksam die getroffenen Massnahmen zur Begrenzung der Abgabe radioaktiver Stoffe in die Anlage und an die Umgebung sind,

beantwortet werden. Dabei wird der Ablauf einer ausgewählten Anzahl umhüllender Störfälle detailliert untersucht. Ein solches Vorgehen ist zulässig, sofern systematisch jene Störfallabläufe gesucht werden, die maximale Beanspruchungen verursachen und maximale Anforderungen an die Anlage und die Sicherheitssysteme stellen.

### **Nachweisführung**

KKM hat eine deterministische Sicherheitsstatusanalyse vorgelegt, in der für ein Spektrum von Auslegungsstörfällen der Nachweis der Einhaltung der oben erwähnten Schutzziele dargelegt wird. In diesem Bericht werden auch die analysierten Auslegungsstörfälle mit Anlagetransienten verglichen, die während der bisherigen Betriebszeit vorgekommen sind oder zum Nachweis für das auslegungsgemässe Verhalten der Anlage bewusst gefahren wurden. Für die im Zusammenhang mit der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse erbrachten Nachweise verweist KKM auf den Sicherheitsbericht<sup>11</sup>, auf die im Bewertungszeitraum vorgelegte und den Sicherheitsbericht ergänzende Störfallliste und auf den vom Brennelement-Lieferanten verfassten Grundlagenbericht zur Auslegung der zyklus-spezifischen Kernnachladungen.

Die HSK stützt sich bei ihrer Beurteilung der Störfallanalysen auf ihre eigenen Richtlinien<sup>6,88</sup> sowie auf Richtlinien der IAEA<sup>27,87,23</sup> und der USNRC<sup>89</sup>.

In den schweizerischen Kernkraftwerken sind zurzeit 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 wurden die vom Brennelementlieferanten des KKM zur Berechnung von Anfangsbedingungen und Eingabedaten für die Störfallanalysen verwendeten Rechenprogramme hinsichtlich Rechengenauigkeit verbessert (Kap. 6.3.4). Das für Störfallanalysen eingesetzte eindimensionale Transientenprogramm wurde an Änderungen der Brennelementauslegung sowie an Anlageänderungen angepasst (z. B. infolge der Verwendung teillanger Brennstäbe oder zur Berücksichtigung der Scram-Auslösung durch das TOPPS-System). Zur Stabilitätsanalyse des Reaktorkerns wurde ein neues Frequenzbereichsprogramm eingeführt.

KKM hat Qualifikationsrechnungen vorgelegt, in denen Ergebnisse der geänderten Rechenprogramme mit Messdaten sowie mit den Ergebnissen von genaueren Berechnungen und anderen modernen Rechenprogrammen verglichen werden. KKM 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 der verwendeten Störfallanalyse-Rechenprogramme überprüft und die neuen Programmversionen zum Einsatz freigegeben. Insgesamt kommt die HSK zum Schluss, dass die verwendeten Rechenprogramme aufgrund der eingesetzten Rechenmodelle, der entsprechenden Eingabedaten und der berücksichtigten Sicherheitszuschläge konservative Ergebnisse liefern und geeignet sind, das Anlageverhalten des KKM bei Störfällen zu analysieren.

### Gültigkeit der Brennstoff-Sicherheitskriterien

Die gegenwärtig geltenden Brennstoff-Sicherheitskriterien wurden in den 60er und 70er Jahren aufgrund von Experimenten an Brennstoff festgelegt, der zu jener Zeit vorhanden und in den meisten Fällen unbestrahlt war. 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. Dazu sind zurzeit in verschiedenen Ländern Forschungsprogramme, vor allem für Reaktivitätsstörfälle RIA (Reactivity-Initiated Accident) und für Kühlmittelverluststörfälle LOCA (Loss of Coolant Accident), im Gange und es werden entsprechende Experimente (z. B. in USA, Frankreich, Japan und Norwegen) durchgeführt<sup>90</sup>. Die HSK hat von den Betreibern der schweizerischen Kernkraftwerke eine Beteiligung an diesen internationalen Bestrebungen verlangt.

KKM hat zusammen mit den übrigen schweizerischen Kernkraftwerken eine Strategie vorgelegt, wie sich die Betreiber an den laufenden internationalen Untersuchungen zum Störfallverhalten von Hochabbrand-Brennstoff beteiligen und den Rückfluss der Ergebnisse auf die anlagespezifische Kernausslegung sicherstellen wollen.

Die HSK beurteilt die von den Werken, und auch vom KKM, eingereichte Strategie und die bereits laufenden und vorgesehenen Beteiligungen an den internationalen Untersuchungen als eine angemessene Grundlage für zukünftige Erhöhungen von Abbrandlimiten für Brennelement-Nachladungen.

### Einhaltung der Sicherheitsgrenzwerte im Verlauf der Auslegungsstörfälle

KKM hat im Bewertungszeitraum verschiedene Neuanalysen von Auslegungsstörfällen durchgeführt. Gründe für diese Neuanalysen waren Anlageänderungen, die Einführung neuer Brennelementtypen, Forderungen der HSK nach zusätzlichen Sicherheitsnachweisen sowie Änderungen von Sicherheitsgrenzwerten (Nachweiszielen) und Rechenmethoden. Im Rahmen der zyklusspezifischen Kernaussle-

gung 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.

Im Folgenden werden die Auslegungsstörfälle in Störfallgruppen mit jeweils ähnlichem Störfallablauf unterteilt. Der jeweilige Störfallablauf wird kurz beschrieben und die im KKM im Bewertungszeitraum durchgeführten Neuanalysen und Nachrüstungen sowie die aufgetretenen Ereignisse werden dargestellt. Schliesslich wird die Einhaltung der oben erwähnten Schutzziele bzw. von vorgelagerten Sicherheits- und Betriebsgrenzwerten bewertet.

## 7.2 Transienten

Transienten sind Störungen des Gleichgewichts zwischen Wärmeerzeugung und Wärmeabfuhr im Reaktorkühlsystem, wobei die druckführende Umschliessung intakt bleibt. Kühlmittelverluststörfälle werden somit nicht dieser Störfallgruppe zugeordnet. Die auslösenden Ereignisse von Transienten sind Fehlfunktion oder Versagen einzelner oder mehrerer Komponenten sowie der Steuerung und Regelung bzw. Fehlhandlungen des Betriebspersonals. Die Transienten werden in den folgenden Unterkapiteln anhand ihrer Auswirkungen zusammengefasst. Transienten sind in der Regel der Ereigniskategorie 1 (Betriebsstörung) gemäss HSK-Richtlinie R-100<sup>88</sup> zugeordnet.

### 7.2.1 Absinken der Reaktorkühlmittel-Temperatur

#### Störfallablauf und Ereigniskategorie

Eine Reduktion der Reaktorkühlmittel-Temperatur im Reaktordruckbehälter führt bei sonst gleichem Anlagenzustand zu einem Anstieg der Reaktivität des Kerns. Als Folge steigen der Neutronenfluss und die thermische Reaktorleistung an, bis sich ein neuer stationärer Zustand eingestellt hat oder automatische Massnahmen zur Reaktorleistungsbegrenzung, d. h. ein Teils scram SRI (Select Rod Insertion) und/oder ein Umwälzpumpen-Runback, ausgelöst werden. Auf dem neuen Reaktorleistungsniveau besteht je nach Anlagenzustand die Gefahr eines Hüllrohrschadens aufgrund der Unterschreitung des kritischen Leistungsverhältnisses CPR. Folgende auslösenden Ereignisse führen zu einem Absinken der Reaktorkühlmittel-Temperatur:

- Ausfall von einem oder mehreren Speisewasservorwärmern im Leistungsbetrieb
- Unbeabsichtigte Aktivierung des Abfahrkühlsystems im heiss-kritischen Zustand während des An- oder Abfahrens der Anlage. Bevor Brennstoff-Sicherheitsgrenzwerte erreicht werden, erfolgt eine Reaktorschnellabschaltung über das Signal „APRM-Neutronenfluss > 15%“.

Ereigniskategorie gemäss HSK-Richtlinie R-100<sup>88</sup>: 1 (Betriebsstörung)

#### Getroffene Massnahmen, durchgeführte Analysen und aufgetretene Transienten

Bei der Einführung des Schutzsystems TOPPS (Kap. 7.2.6) wurde der Ausfall von einem oder zwei Speisewasservorwärmern erneut untersucht. Dabei wurde eine Analyse mit einer um 55,5°C reduzierten Speisewassertemperatur (sie beträgt bei normalem Leistungsbetrieb 192°C) durchgeführt. Im Bypassbetrieb beider Hochdruckvorwärmer würde die Speisewassertemperatur auf die Austrittstemperatur der Niederdruckvorwärmer und damit um 48°C reduziert. Die Kriterien für eine Reaktorschnellabschaltung durch TOPPS werden in den Analysen bei keinem Leistungsniveau erreicht. Die

Transienten der Störfallgruppe „Absinken der Reaktorkühlmittel-Temperatur“ aus dem stationären Leistungsbetrieb werden somit ohne Auslösung der Reaktorschnellabschaltung beherrscht.

Eine Unterkühlungstransiente ist im Bewertungszeitraum nicht aufgetreten.

### **HSK-Beurteilung**

Mit der Analyse für den Ausfall von zwei Hochdruckvorwärmern wurde im Rahmen der Auslegung ein abdeckender Fall für die Transienten der Störfallgruppe „Absinken der Reaktorkühlmitteltemperatur“ betrachtet und die Analyse wurde mit konservativen Annahmen durchgeführt.

## **7.2.2 Anstieg des Reaktordrucks**

### **Störfallablauf und Ereigniskategorie**

Der Systemdruck im Reaktordruckbehälter ist die Zustandsgrösse, die auf ein Ungleichgewicht zwischen der Dampferzeugung im Kern und der Dampfabströmung über Frischdampfleitung und Turbine in den Kondensator reagiert. Ist die Dampfabströmung reduziert, steigt der Systemdruck, bis bei 74,4 bar die Reaktorschnellabschaltung erfolgt. Ab 75,5 bar beginnen die Sicherheits-/Abblaseventile (SRV) abgestuft nach verschiedenen Anprechdrücken zu öffnen und der überschüssige Dampf strömt über diese Ventile in den Torus. Steigt der Druck weiter an, werden bei 76 bar die Umwälzpumpen automatisch abgeschaltet.

Bei einem schnellen Druckanstieg, wie er bei einem Lastabwurf oder Turbinenschnellschluss mit gleichzeitigem Versagen von Bypasssystemen auftritt, werden die Dampfblasen im Kern durch den ansteigenden Druck komprimiert. Durch den reduzierten Dampfvolumenteil wird dem Kern zusätzlich Reaktivität zugeführt und der Neutronenfluss steigt stark an. Eine Reaktorschnellabschaltung durch Neutronenfluss „hoch“ oder durch ein anderes Anregesignal kann dabei vor dem Ansprechen des Scramsignals durch hohen Reaktordruck eintreten.

Auslösende Ereignisse für einen Anstieg des Drucks im Primärsystem sind:

- Fehlerhaftes Schliessen eines oder mehrerer Frischdampfisolationsventile
- Schnellabschaltung einer oder beider Turbinen mit oder ohne Versagen der halben Bypasskapazität. Das KKM besitzt 2 Turbinen-Bypasssysteme mit je 2 Bypassventilen und die gesamte Kapazität der Bypasssysteme beträgt 110% des nominalen Frischdampf-Massenstroms. Im Rahmen der Auslegung muss im KKM das Versagen der gesamten Bypasskapazität nicht betrachtet werden.
- Lastabwurf eines oder beider Generatoren mit oder ohne Versagen der halben Bypasskapazität
- Verlust des Kondensatorvakuums
- Druckanstieg aufgrund eines Fehlers des Frischdampf-Druckreglers

Ereigniskategorie gemäss HSK-Richtlinie R-100<sup>88</sup>: 1 (Betriebsstörung)

### **Getroffene Massnahmen, durchgeführte Analysen und aufgetretene Transienten**

Seit 1996 werden bei einem Schnellschluss einer Turbine automatisch ein Teilsclam SRI und ein Umwälzpumpen-Runback sowie eine Herabsetzung des Reaktorniveau-Sollwertes auf 90 cm ausgelöst (Kap. 6.8.1). Ziel der Massnahme ist die Beherrschung des Turbinenschnellschlusses ohne Abschaltung der zweiten Turbine durch zu hohes Reaktorniveau.

Der zweifache Turbinentrip und Lastabwurf mit Versagen der halben Bypasskapazität werden für jede Nachladung zykluspezifisch überprüft. Die Abschaltung einer oder beider Turbinen und der ein- oder zweifache Generator-Lastabwurf in Verbindung mit dem Versagen eines Bypasssystems und dem Ausfall des SRI werden durch die Anlagesysteme beherrscht.

Im Bewertungszeitraum traten 14 Turbinen-Schnellabschaltungen und 3 Lastabwürfe auf, wobei 4 Turbinenschnellabschaltungen auch eine Reaktorschnellabschaltung auslösten. Bei Lastabwurf oder Turbinentrip und Funktionsfähigkeit beider Bypasssysteme wurde bisher kein Anstieg des Reaktordrucks beobachtet.

1999 ereigneten sich durch fehlerhaftes Schliessen eines Brandschutzschiebers bei Einturbinenbetrieb ein Turbinenschnellschluss und ein Ausfall des zugehörigen Bypasssystems. Damit stand die Hauptwärmesenke nicht mehr zur Verfügung. Die Reaktorschnellabschaltung wurde über hohen Reaktordruck ausgelöst. Die Druckbegrenzung und die Nachwärmeabfuhr aus dem Kern erfolgten über zwei automatisch geöffnete Sicherheits-/Abblaseventile. Der Neutronenfluss stieg von etwa 50% auf 95% und wurde durch den Teilsram SRI begrenzt, der ca. 1 s vor der Reaktorschnellabschaltung aktiviert wurde (Kap. 5.2.1).

### **HSK-Beurteilung**

Die Analysen für die Transienten der Störfallgruppe „Anstieg des Reaktordrucks“ wurden mit konservativen Annahmen durchgeführt.

Die im Bewertungszeitraum aufgetretenen Transienten mit einem Anstieg des Reaktordrucks wurden durch die Analysen abdeckend behandelt.

Aufgrund der durchgeführten Analysen wurde bei der Einführung der GE-14-Brennelemente für den Einturbinenbetrieb eine Anpassung des Betriebsgrenzwertes für das kritische Leistungsverhältnis CPR (Critical Power Ratio) notwendig. Diese Anpassung ist zwar in den Technischen Spezifikationen vorgeschrieben, wird aber durch das Betriebspersonal bisher nur administrativ vorgenommen. Um Fehler bei der Überwachung der Betriebsgrenzwerte für den Brennstoff zu verhindern, ist die Anpassung durch die Kernüberwachung automatisch durchzuführen. *Für den Einturbinenbetrieb ist deshalb eine automatische Anpassung des CPR-Betriebsgrenzwertes im Rechenprogramm der Kernüberwachung bis Ende August 2004 zu realisieren. (PSÜ-Pendenz)*

### **7.2.3 Reduktion der Kühlmittelumwälzmenge**

#### **Störfallablauf und Ereigniskategorie**

Mit der Reduktion der Kühlmittelumwälzmenge steigt der Dampfvolumenteil (Void) im Kern. Die negative Void-Reaktivitätsrückwirkung führt zu einem Absinken der nuklearen Reaktorleistung und damit der Brennstofftemperatur. Die negative Reaktivitätsrückwirkung der Brennstofftemperatur (Dopplereffekt) wirkt allerdings der Leistungsreduktion etwas entgegen. Eine unbeabsichtigte Reduktion der Kühlmittelumwälzmenge wird durch die folgenden Fehlfunktionen ausgelöst:

- Ausfall einer oder beider Umwälzpumpen (Ereigniskategorie 1, Betriebsstörung)
- Fehler im Drehzahlregler der Umwälzpumpen (Ereigniskategorie 1, Betriebsstörung)
- Bruch oder Blockieren einer Umwälzpumpenwelle (Ereigniskategorie 2, Zwischenfall)



## **Getroffene Massnahmen, durchgeführte Analysen und aufgetretene Transienten**

1992 wurde der Nachweis für den sicheren Dauerbetrieb mit einer Umwälzschleife erbracht. Bei dieser Betriebsweise muss den geänderten Betriebsbedingungen durch Anpassungen bei den Betriebsgrenzwerten für das kritische Leistungsverhältnis CPR und für die über den Bündelquerschnitt gemittelte lineare Brennstableistung Rechnung getragen werden.

Mit der Leistungserhöhung wurde zwar die Kapazität der Speisewasserpumpen A und B erhöht, die Speisewasserpumpe C wurde aber nicht geändert. 1993 wurde deshalb bei automatischer Umschaltung einer Speisewasserpumpe A oder B auf die Speisewasserpumpe C ein Runback der Umwälzpumpen auf eine Umwälzmenge entsprechend 90% der thermischen Reaktorleistung eingeführt.

Im betrachteten Zeitraum traten 8 Umwälzpumpenausfälle auf, ohne dass es in der Folge zu einer Reaktorschnellabschaltung kam.

## **HSK-Beurteilung**

Die Reduktion des Kerndurchsatzes infolge des Ausfalls einer oder beider Umwälzpumpen stellt für die Anlage kein sicherheitstechnisches Problem dar. Es ist jedoch zu beachten, dass solche Ausfälle mögliche auslösende Ereignisse für instabile Leistungszillationen im Kern sind (Kap. 7.2.7).

Im Bewertungszeitraum hat die HSK den langfristigen Betrieb mit einem Umwälzkreislauf freigegeben. In dem zur Kernüberwachung verwendeten Rechenprogramm werden die bei dieser Betriebsweise notwendigen Anpassungen an die Brennstoff-Betriebsgrenzwerte für die lineare Brennstableistung automatisch vorgenommen. Die Einhaltung des Betriebsgrenzwerts für das kritische Leistungsverhältnis CPR ist aber bisher nur in der Betriebsstörfallanweisung zum Ausfall des Reaktorumschlüssels administrativ vorgeschrieben. Um Fehler bei der Überwachung der Betriebsgrenzwerte für den Brennstoff zu verhindern, ist die Anpassung durch die Kernüberwachung automatisch durchzuführen. *Für den Betrieb mit einer Umwälzschleife ist deshalb eine automatische Anpassung des CPR-Betriebsgrenzwertes im Rechenprogramm der Kernüberwachung bis Ende August 2004 zu realisieren. (PSÜ-Pendenz)*

### **7.2.4 Anstieg der Kühlmittelumwälzmenge**

#### **Störfallablauf und Ereigniskategorie**

Der Anstieg des Kerndurchsatzes durch fehlerhaftes Hochlaufen der Umwälzpumpen bewirkt eine Reduzierung des Dampfvolumentanteils im Kern und führt damit zu einer Verbesserung der Moderatorwirkung des Kühlmittels. Als Folge steigt die thermische Reaktorleistung stark an. Die Reaktorschnellabschaltung erfolgt über „Neutronenfluss > 120%“ oder bei langsameren Transienten aus dem Teillastbetrieb über die Auslösung durch das TOPPS-Signal.

Ereigniskategorie gemäss HSK-Richtlinie R-100<sup>88</sup>: 1 (Betriebsstörung)

## **Getroffene Massnahmen, durchgeführte Analysen und aufgetretene Transienten**

Im Jahre 1995 wurde der Reaktorniveau-Sollwert nach einer Reaktorschnellabschaltung auf 0,6 m (Betriebsniveau = 1,1 m) herabgesetzt (Kap. 6.8.1). Damit wird ein Überspeisen des Reaktordruckbehälters durch die Füllstands- und Speisewasserregelung sicher verhindert.

Der Leistungsanstieg beim fehlerhaften Hochlaufen der Umwälzpumpen aus dem Teillastbereich wird durch die automatischen Schutzmassnahmen des TOPPS-Systems begrenzt (Kap. 7.2.6).

Die Analysen zeigen, dass der Anstieg der Kühlmittelumwälzmenge durch fehlerhaftes Hochlaufen der Umwälzpumpen durch die Schutzeinrichtungen in Verbindung mit den einzuhaltenden leistungs- und durchsatzabhängigen Brennstoffgrenzwerten beherrscht wird. Durch zyklusspezifische Analysen wird die Einhaltung der Sicherheitsgrenzwerte für den Brennstoff überprüft.

Eine Transiente mit Anstieg des Kerndurchsatzes ist im Bewertungszeitraum nicht aufgetreten.

### **HSK-Beurteilung**

Die Analysen für die Transienten der Störfallgruppe „Anstieg der Kühlmittelumwälzmenge“ wurden mit konservativen Annahmen durchgeführt.

## **7.2.5 Überspeisung des Reaktordruckbehälters**

### **Störfallablauf und Ereigniskategorie**

Die Überspeisung des Reaktordruckbehälters wird durch einen Fehler der Speisewasserregelung ausgelöst, bei dem die Speisepumpen Kühlmittel mit maximaler Kapazität in den Reaktordruckbehälter fördern. Innerhalb von etwa 30 s erfolgt über Reaktorniveau 8 (154 cm; das Reaktorniveau 5 im Normalbetrieb entspricht 110 cm) ein doppelter Turbinenschnellschluss. Gleichzeitig gehen die Speisewasserpumpen auf Minimaldrehzahl. Steigt der Füllstand weiter auf das Niveau 9 (250 cm) werden die Speisewasserpumpen abgeschaltet, was zur Niveauabsenkung im Reaktordruckbehälter führt. Die Reaktorschnellabschaltung wird durch tiefes Reaktorniveau ausgelöst.

Ereigniskategorie gemäss HSK-Richtlinie R-100<sup>88</sup>: 1 (Betriebsstörung)

### **Getroffene Massnahmen, durchgeführte Analysen und aufgetretene Transienten**

Die Analysen zum Überspeisen des Reaktordruckbehälters durch eine fehlerhafte Speisewasserregelung werden zyklusspezifisch durchgeführt. Eine Transiente mit Überspeisung des Reaktordruckbehälters ist im Bewertungszeitraum nicht aufgetreten.

### **HSK-Beurteilung**

Zur Beherrschung der Auswirkungen der Überspeisung des Reaktordruckbehälters sind ausreichende Massnahmen getroffen. Die Analysen der Störfallgruppe „Überspeisung des Reaktordruckbehälters“ wurden mit konservativen Annahmen durchgeführt.

## **7.2.6 Langsamer Reaktorleistungsanstieg (TOPPS)**

### **Störfallablauf und Ereigniskategorie**

Bei langsamen Transienten wird angenommen, dass aus einem stationären Betriebszustand bei Teillast ein langsamer Reaktorleistungsanstieg aufgrund einer Störung der Kernumwälzmenge, des Reaktordrucks, der Reaktorkühlmitteltemperatur oder der Speisewassermenge auftritt und vom Betriebspersonal keine Gegenmassnahmen getroffen werden.

Ereigniskategorie gemäss HSK-Richtlinie R-100<sup>88</sup>: 1 (Betriebsstörung)

## **Getroffene Massnahmen, durchgeführte Analysen und aufgetretene Transienten**

Zur besseren Beherrschung unbeabsichtigter, langsamer Transienten wurde 1996 das Schutzsystem TOPPS (Tracking Overpower Protection System) eingeführt. Zur Anregung der Schutzfunktionen wird im TOPPS die simulierte thermische Reaktorleistung STP (Simulated Thermal Power) verwendet, die aus den APRM-Neutronenflusssignal als ein gefiltertes (gedämpftes und verzögertes) Signal gebildet wird. Dieses Signal, das eigentliche TOPPS-Signal, wird mit einer Zeitkonstante von 6 s erzeugt, entsprechend der Zeitverzögerung der Wärmeübertragung vom Brennstoff ans Kühlmittel. Bei einem Anstieg des TOPPS-Signals erfolgt bei 11% der Einwurf einzelner Steuerstäbe (SRI) sowie ein Runback der Umwälzpumpen und bei 14% eine automatische Reaktorschnellabschaltung (Scram).

Ausgehend von repräsentativen Betriebszuständen im gesamten Betriebskennfeld wurden umfangreiche Analysen von langsamen und schnellen Transienten unter Berücksichtigung der TOPPS-Nachrüstung durchgeführt. Aufgrund dieser Analysen wurden die leistungs- und durchflussabhängigen Betriebsgrenzwerte (für das kritische Leistungsverhältnis CPR und die lineare Stableistung LHGR) für die neuen Brennelementtypen GE11 und GE14 festgelegt.

Die TOPPS-Schutzfunktion wurde seit ihrer Inbetriebnahme nie angefordert. Es traten auch keine Fehlauflösungen einer Reaktorschnellabschaltung durch das TOPPS auf. KKM kommt zum Schluss, dass die Anlage mit dem TOPPS-System über einen Schutz gegen langsame Transienten verfügt, der über den in vergleichbaren Anlagen vorhandenen hinausgeht.

## **HSK-Beurteilung**

Im Gutachten von 1991<sup>2</sup> hatte die HSK eine Anpassung des Reaktorschutzes an den Stand der Technik unter Berücksichtigung einer Begrenzung der Reaktorleistungszunahme bei Transienten aus dem Teillastbereich verlangt. Mit der Einführung des TOPPS-Systems wurde diese Forderung 1996 erfüllt. Die Einführung dieses Schutzsystems hat das Nachweisverfahren für die Beherrschung von Transienten aus der Vielzahl der möglichen Betriebszustände vereinfacht. Die HSK anerkennt, dass dem KKM mit dem TOPPS-System ein vorbildlicher Schutz gegen langsame Transienten zur Verfügung steht.

### **7.2.7 Instabilität des Reaktorkerns**

#### **Störfallablauf und Ereigniskategorie**

Bei Betriebszuständen der Anlage mit geringerem Kerndurchsatz (kleiner 64% des Nennwerts) und höherer stationärer Reaktorleistung (grösser 45% des Nennwerts) können im Kern aufschwingende Oszillationen der Reaktorleistung angeregt werden. Diese Leistungs- und Neutronenflusssoszillationen entstehen aus den phasenverschobenen Reaktivitätsrückwirkungen von Void und Wärmestrom aus dem Brennstoff in das Kühlmittel. Die Oszillationen werden zusätzlich durch im betroffenen Betriebsbereich mögliche hydraulische Instabilität des Zweiphasen-Druckverlustes verstärkt. Eine axiale Leistungsverteilung mit dem Maximum am unteren Ende des Kerns begünstigt Instabilitäten. Aufgrund des relativ kleinen Kerns im KKM wird davon ausgegangen, dass die Reaktorleistung nur über den gesamten Kern, d. h. in der so genannten Grundschwingung mit einer Periode von etwa 2 s schwingen kann.

## **Getroffene Massnahmen, durchgeführte Analysen und aufgetretene Transienten**

Zur Überwachung des Stabilitätsverhaltens des Reaktorkerns wurden im Stillstand 1998 die Alarmierung und Anzeigefunktion des Stabilitätsmonitors SIMON im Hauptkommandoraum eingeführt. Der akustische Alarm wird bei einem Decay Ratio (Verhältnis aufeinander folgender Schwingungsamplituden) von grösser 0,8 ausgelöst. Mittels der Anzeigefunktion des Stabilitätsmonitors kann sich das Betriebspersonal laufend über das aktuelle Stabilitätsverhalten des Kerns informieren.

Um ein instabiles Verhalten des Kerns im Betrieb auszuschliessen, ist im Leistungs-Durchfluss-Betriebskennfeld ein „Unerlaubter Betriebsbereich“ gekennzeichnet, in dem die Anlage nicht während längerer Zeit betrieben werden darf. Dieser Betriebsbereich wurde 1998 bis 2001 aufgrund zyklus-spezifischer Stabilitätsanalysen angepasst. Im Bewertungszeitraum traten 8 Umwälzpumpenausfälle auf, bei denen die Anlage für kurze Zeit in den „Unerlaubten Betriebsbereich“ geriet. Instabilitäten des Kerns wurden dabei nicht festgestellt.

Vor und nach der Erhöhung der thermischen Reaktorleistung auf 1097 MW wurden Versuche durchgeführt, bei denen gezielt Betriebspunkte im „Unerlaubten Betriebsbereich“ angefahren wurden. Ein Versuch von 1994 zeigte nach dem Abschalten beider Umwälzpumpen bei einer Reaktorleistung von 50% und einem Kerndurchfluss von 37% schnell ansteigende Leistungssoszillationen von bis zu 14%. Diese Leistungssoszillationen wurden durch manuelles Auslösen eines Teilscrams (SRI) beendet.

## **HSK-Beurteilung**

Auch im kleinen Kern des KKM können, wie der Versuch von 1994 zeigte, bei relativ grosser Reaktorleistung und geringem Kerndurchsatz Leistungssoszillation auftreten. Im Betriebskennfeld wird dieser Eigenschaft durch den „Unerlaubten Betriebsbereich“ Rechnung getragen, in dem der stationäre Leistungsbetrieb nicht zulässig ist. Der Umfang des „Unerlaubten Betriebsbereichs“ wird zyklus-spezifisch überprüft. Dem Betriebspersonal steht zur Beurteilung der Stabilität des Kerns neben der Neutronenflussmessung der Stabilitätsmonitor SIMON zur Verfügung. Aus Sicht der HSK sind ausreichende Massnahmen zur Erkennung und Vermeidung von Leistungssoszillationen getroffen.

### **7.2.8 ATWS**

#### **Störfallablauf und Ereigniskategorie**

Ein ATWS-Störfall (Anticipated Transient Without Scram) ist ein postuliertes Versagen der Reaktorschnellabschaltung während einer Transiente (Betriebsstörung). Folgende Versagensmöglichkeiten der Reaktorschnellabschaltung kommen in Frage:

- Ein mehrfaches elektromechanisches Versagen in der Leittechnik
- Ein mehrfaches mechanisches Versagen von Steuerstabantrieben oder Steuerstäben
- Ein hydraulisches „common cause“-Versagen der Steuerstabantriebe

Aufgrund des Mehrfach- oder „common cause“-Versagens handelt es sich beim ATWS um einen auslegungsüberschreitenden Störfall. Trotzdem wird der ATWS ähnlich einem Auslegungsstörfall, allerdings ohne Unterstellung eines Einzelfehlers, deterministisch analysiert, vor allem um die Wirksamkeit der gegen ATWS ergriffenen Vorsorgemassnahmen, teilweise auch aufgrund von Forderungen der USNRC<sup>91</sup>, zu überprüfen.

Ereigniskategorie gemäss HSK-Richtlinie R-100<sup>88</sup>: Auslegungsüberschreitender Störfall

## **Getroffene Massnahmen, durchgeführte Analysen und aufgetretene Transienten**

Im Bewertungszeitraum hat KKM zur besseren Beherrschung von ATWS-Störfällen den so genannten ADS-Verhinderungsschalter zur Verhinderung einer automatischen Druckentlastung bei einem ATWS eingebaut.

KKM legt dar, dass die Anlage, wie Leichtwasserreaktoren grundsätzlich, nicht für die automatische Beherrschung von ATWS-Störfällen ausgelegt ist. Das KKM verfügt aber über Hilfsmittel, insbesondere das Vergiftungssystem SLCS (Kap. 6.6.6) und eine symptomorientierte Notfallvorschrift, die es gestatten, die Anlage bei einem ATWS in einen stabilen Zustand überzuführen. Das Betriebspersonal erkennt einen ATWS-Störfall, indem es unmittelbar nach einer Scramanregung prüft, ob alle Steuerstäbe eingefahren sind. Zusätzlich löst das im Bewertungszeitraum nachgerüstete Prozess-Visualisierungssystem PVS (Kap. 6.7.6) einen optischen Alarm aus, wenn die Leistung nach der Scramanregung noch mehr als 2% des Nennwerts beträgt.

Weltweit sind bisher folgende Ereignisse mit hydraulischem „common cause“-Versagen der Steuerstabantriebe aufgetreten:

- 1980 fuhr bei einem Testscram in Browns Ferry 3 ein Teil der Steuerstäbe wegen Überfüllung des Scram-Ablasssystems nicht ein.
- 1990 wurde das Kernkraftwerk Leibstadt während etwa 3 Stunden bei einem Reaktordruck von weniger als 30 bar mit wasserseitig leeren und drucklosen Scram-Akkumulatoren betrieben, da das allen Steuerstäben gemeinsame Ladewasserventil geschlossen war.

In beiden Fällen wurden die Lehren für KKM, soweit anwendbar, gezogen (Kap. 6.6.1).

## **HSK-Beurteilung**

Die Forderungen der USNRC<sup>91</sup> sind für KKM durch das Vergiftungssystem SLCS, das alternative Reaktorabschalt- und Isolationssystem ARSI und die automatische Umwälzpumpen-Abschaltung RPT (Recirculation Pump Trip) erfüllt. Letztere wird durch hohen Reaktordruck oder tiefes Reaktorniveau ausgelöst. Durch diese Massnahmen werden die Folgen eines ATWS gelindert. Damit die als Neutronengift verwendete Borlösung durch das Reaktorwasserreinigungssystem (RWCU) nicht wieder aus dem Kühlmittel entfernt wird, erfolgt beim Start des SLCS eine automatische Isolation des RWCU.

Die ATWS-Analysen dienen zur Demonstration der inhärenten Eigenschaften des Leichtwasserreaktors und zum Nachweis der Tauglichkeit der ATWS-Störfallvorschriften. Sie haben gezeigt, dass sich ATWS-Transienten ohne Ausfall der Hauptwärmesenke (z. B. Turbinenabschaltung ohne Ausfall des Bypasssystems) beherrschen lassen, da die nukleare Wärme automatisch in den Kondensator abgeleitet werden kann.

Aufgrund der durchgeführten Analysen haben sich die folgenden ATWS-Transienten als massgebend herausgestellt:

1. Kurzfristiger Überdruck im RDB nach einer Frischdampfisolierung oder einem 2-fachem Turbinentrip mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung. Der Überdruck im RDB wird durch die Umwälzpumpen-Abschaltung (RPT) in akzeptablen Grenzen gehalten.
2. Langfristige Auswirkung einer Frischdampfisolierung mit Speisewasser in Betrieb und Versagen der Reaktorschnellabschaltung.

### 3. Langfristige Auswirkung einer Frischdampfisolaton mit Ausfall der Speisewasserversorgung und Versagen der Reaktorschnellabschaltung.

Zur Beherrschung von Transiente 2 ist eine manuelle Niveauabsenkung im RDB notwendig. Diese gehört zu den heikelsten Aufgaben der Operateure, denn sie widerspricht der allgemeinen Sicherheitsphilosophie, wonach der Kern immer ausreichend mit Wasser bedeckt sein soll. Um die Wärmebelastung des Torus zu minimieren, wird das Reaktorniveau so lange abgesenkt, bis eine Reaktorleistung von ca. 5% erreicht wird, was etwa der Kühlleistung aller Toruskühlsysteme bei einer Torustemperatur von 100°C entspricht. Damit kann der Containmentdruck stabilisiert werden. Sollte die Niveauabsenkung zur Leistungsreduktion auf ca. 5% nicht ausreichen, kann auch noch der Reaktordruck durch manuelles Öffnen von SRV oder PRV abgesenkt werden, was ebenfalls dank erhöhter Voidbildung im Kühlmittel zu einer Leistungsreduktion führt. Mittel- und langfristig wird der Reaktor durch die durch das Vergiftungssystem eingespeiste Borlösung abgeschaltet.

Die HSK kommt zum Schluss, dass die Lehren aus weltweit vorgekommenen Ereignissen mit Scramversagen gezogen wurden. Die im KKM gegen ATWS-Störfälle vorhandenen Massnahmen entsprechen dem Stand der Technik.

## 7.3 Reaktivitätsstörfälle

Bei Reaktivitätsstörfällen (RIA, Reactivity-Initiated Accident) handelt es sich um Ereignisse, die zu einer unbeabsichtigten Erhöhung der Reaktivität des Kerns führen. Die folgenden Störfälle werden dieser Störfallgruppe zugeordnet (die Ereigniskategorie gemäss HSK-Richtlinie R-100<sup>88</sup> ist in Klammern angegeben):

- Fehlpositionierung von Brennelementen (Ereigniskategorie 2, Zwischenfall):  
Ein Beladefehler wird vor dem Schliessen des Reaktordruckbehälterdeckels mit Hilfe mehrfacher administrativer Kontrollen ausgeschlossen.
- Steuerstab-Ausfahrfehler im Anfahrbetrieb (Ereigniskategorie 1, Betriebsstörung):  
Das fehlerhafte Ausfahren eines Steuerstabes im Anfahrbetrieb wird durch einen Neutronenflussscrum (IRM- oder APRM-Scram bei 15% oder 120% der Nennleistung) beherrscht.
- Steuerstab-Ausfahrfehler im Leistungsbetrieb (Ereigniskategorie 1, Betriebsstörung):  
Der mit dem fehlerhaften Ausfahren eines Steuerstabes im Leistungsbetrieb verbundene lokale Leistungsanstieg wird durch den Rod Block Monitor (RBM) begrenzt.
- Reaktivitätserhöhung durch Absinken der Reaktorkühlmitteltemperatur (Ereigniskategorie 1, Betriebsstörung):  
Diese Reaktivitätsstörung ist in Kapitel 7.2.1 behandelt.
- Unbeabsichtigte Kritikalität beim Beladen des Kerns (Ereigniskategorie 1, Betriebsstörung; Kap. 7.3.1).
- Steuerstab-Fall (Rod Drop Accident RDA; Ereigniskategorie 2, Zwischenfall; Kap. 7.3.2).

Die ersten drei der erwähnten Störungen werden aufgrund der aufgeführten Massnahmen problemlos beherrscht. Eine Beschreibung dieser Störfälle ist im HSK-Gutachten von 1991<sup>2</sup> enthalten. Nachfolgend werden die letzten beiden Störungen näher behandelt.

### 7.3.1 Unbeabsichtigte Kritikalität beim Beladen des Kerns

#### Störfallablauf

Wenn während des Brennelementwechsels eine Brennelement-Umsetzung ohne vollständige Kernentladung vorgenommen wird, besteht die Gefahr, dass der Reaktor bei den durchgeführten Brennelement-Bewegungsschritten unbeabsichtigt kritisch wird, falls Steuerstäbe ausgefahren sind. Bei einer Beladedichte des Kerns von über 50% müssen deshalb beim Brennelementwechsel die SRM-Funktion des Weitbereichsneutronenfluss-Messsystems und die zugehörige Scram-Auslösung funktionstüchtig sein.

#### Getroffene Massnahmen und durchgeführte Analysen

KKM hat im Bewertungszeitraum zur Reaktivitätsüberwachung während des Brennelementwechsels das Rechenprogramm COSMOS eingeführt. Mit diesem Programm wird rechnerisch eine Abschaltreaktivität von mindestens 1% nachgewiesen. KKM kommt zum Schluss, dass das Programm COSMOS das Verfahren zur Sicherstellung der ausreichenden Abschaltreaktivität während der Kernbeladung vereinfacht hat.

#### HSK-Beurteilung

Die HSK hat dem Einsatz des Rechenprogramms COSMOS zur Reaktivitätsüberwachung während des Brennelementwechsels im Jahre 2000 zugestimmt. Eine unbeabsichtigte Kritikalität beim Beladen des Kerns kann durch die bei der Erstellung des Beladeplans mittels COSMOS durchgeführten Kritikalitätsanalysen zu den einzelnen Beladeschritten ausgeschlossen werden.

### 7.3.2 Steuerstab-Fall

#### Störfallablauf

Beim Steuerstab-Fall wird davon ausgegangen, dass sich der wirksamste Steuerstab in der volleingefahrenen Stellung befindet, von seinem Antrieb fehlerhaft entkoppelt ist und an seiner Stellung mechanisch blockiert wird. Nach dem Ausfahren des Steuerstabantriebs löst sich der Steuerstab aus seiner Verklemmung und fällt im ungünstigen Fall bei kalt-kritischem Anlagenzustand bis zur voll ausgefahrenen Position aus dem Kern heraus. Die freigesetzte Reaktivität führt zu einer Leistungsexkursion im Brennstoff. Aufgrund der dadurch steigenden Brennstofftemperatur begrenzt der Dopplereffekt den Energieeintrag in den Brennstoff.

#### Getroffene Massnahmen und durchgeführte Analysen

Beim Betrieb bis zu einer thermischen Reaktorleistung von 20% wird das Bewegen der Steuerstäbe ausserhalb der vorgeschriebenen Fahrfolge durch den Stabwertbegrenzer RWM (Rod Worth Minimizer) verhindert. Dadurch bleibt die Reaktivitätszufuhr beim Steuerstab-Fall begrenzt.

Bei den lokalen kritischen Tests, die bei Zyklusbeginn und am Zyklusende im kalten Betriebszustand durchgeführt werden, muss der Stabwertbegrenzer RWM überbrückt werden. Aufgrund einer Empfehlung der OSART-Mission der IAEA vom November 2000 begrenzt KKM die bei einem allfälligen Steuerstab-Fall während eines lokalen kritischen Tests mögliche Reaktivitätsfreisetzung mit administrativen Massnahmen und gegebenenfalls mit der Durchführung von Steuerstab-Kopplungstests auf maximal 1,07%. Das dabei angewandte Vorgehen ist in einer Betriebsvorschrift festgehalten.

Massgebend für das Anlageverhalten beim Steuerstab-Fall ist der Energieeintrag in den Brennstoff (Brennstoffenthalpie). Von der USNRC wurde für die totale (betriebs- und störfallbedingte) Brennstoffenthalpie der Sicherheitsgrenzwert, oberhalb dem die Kernkühlbarkeit nicht mehr gewährleistet ist, auf 280 cal/g und der Brennstabdefekt-Grenzwert, oberhalb dem von Hüllrohrschäden ausgegangen werden muss, auf 170 cal/g festgelegt<sup>92</sup>.

Im Rahmen der Massnahmen gegen schwere Unfälle (MSU) wurden zum Punkt „Leistungsexkursionen“ spezielle Untersuchungen zum Steuerstabfall mit auslegungsüberschreitenden Annahmen (Nichteinhalten der vorgeschriebenen Steuerstabsfahrfolge) durchgeführt. Es wurden Reaktivitätswerte des herausgefallenen Steuerstabes von 1,6% resp. 2,7% und entsprechende maximale Brennstoffenthalpien von 115 cal/g resp. 142 cal/g berechnet.

### **HSK-Beurteilung**

Die Nachweiskriterien der USNRC wurden zunächst von der HSK übernommen. Im November 1993 zeigte in der CABRI-Versuchsanlage in Frankreich ein Versuch zur Simulierung eines schnellen Reaktivitätsstörfalles, dass ein Brennstab mit einem Abbrand von 65 MWd/kg bereits bei einer totalen Brennstoffenthalpie von 30 cal/g einen Hüllrohrdefekt aufwies. Die HSK hat daraufhin Ende 1994 vorläufig einen neuen, abbrandabhängigen Richtwert für Hüllrohrdefekte bei Reaktivitätsstörfällen festgelegt.

Die genaue Überprüfung der Versuchsannahmen und neue Versuchsergebnisse lassen den Schluss zu, dass die ersten CABRI-Versuche unter für Leistungsreaktoren unrealistischen Randbedingungen durchgeführt wurden und die Grenze für das Auftreten eines Hüllrohrschadens bei deutlich grösseren Brennstoffenthalpien als 30 cal/g anzusetzen ist. Die Festlegung der Betriebs- und Sicherheitsgrenzwerte für Störfälle mit Reaktivitätsfreisetzung werden zurzeit international<sup>90</sup> und bei der HSK überprüft.

Aufgrund einer Studie des Brennelementherstellers des KKM aus dem Jahre 1995 kann bei einem Steuerstab-Fall ein Hüllrohrschaden dann ausgeschlossen werden, falls die Reaktivitätsfreisetzung weniger als 1,07% beträgt. KKM weist die Einhaltung dieser maximalen Reaktivitätsfreisetzung seither zyklusspezifisch nach. Da Hüllrohrschäden vermieden werden, ist auch die Kühlbarkeit des Kerns nachgewiesen. Bei den radiologischen Analysen des Steuerstab-Falls wurde eine konservative Annahme für die Anzahl defekter Brennstäbe getroffen (Kap. 7.7.2.1).

## **7.4 Kühlmittelverluststörfälle**

Bei Brüchen und Lecks an Rohrleitungen unterscheidet man zwischen Brüchen und Lecks innerhalb und ausserhalb des Primärcontainments. Rohrleitungsbrüche und -lecks innerhalb des Primärcontainments werden als Kühlmittelverluststörfall LOCA (Loss of Coolant Accident) bezeichnet und sind in den Kap. 7.4.1 bis 7.4.4 behandelt. Leitungsbrüche und -lecks im Reaktorgebäude und Maschinenhaus werden in Kap. 7.4.5 untersucht.

Bei Kühlmittelverluststörfällen verbleiben neben der radioaktiven Stoffe auch das Kühlmittel im Primärcontainment. Die Notkühlsysteme sind ausgelegt, um eine ausreichende Kühlung des Reaktorkerns und die Wärmeabfuhr aus dem Primärcontainment zu gewährleisten. Während eines Kühlmittelverluststörfalles wird zunächst der anfallende Wasserdampf über die Überströmrohre in den Torus geleitet und kondensiert, um den Druckaufbau im Primärcontainment zu begrenzen. Nach dem Start der Notkühlsysteme und dem Fluten des Reaktordruckbehälters ist sichergestellt, dass die Brenn-



stäbe ausreichend gekühlt werden. Das über die Bruchstelle in den Drywell ausströmende Kühlmittel (Dampf und/oder Wasser) wird über die Überströmleitungen in den Torus geleitet und steht damit den Notkühlsystemen wieder zur Verfügung. Die langfristige Wärmeabfuhr aus dem Primärcontainment wird durch das Toruskühlsystem TCS und das Abfahr- und Toruskühlsystem STCS gewährleistet.

Nach einem Kühlmittelverlust kondensiert Wasserdampf im Drywell. Die 4 Vakuumbrechklappen vom Torus zum Drywell ermöglichen das Rückströmen von Stickstoff aus dem Torus in den Drywell und verhindern damit eine Wasserrückströmung zum Drywell über die Überströmrohre.

Bei einem Rohrleitungsbruch ausserhalb des Primärcontainments werden über die Bruchstelle einerseits radioaktiver Stoffe freigesetzt, andererseits geht auch Kühlmittel verloren und ist für die Notkühlung nicht mehr verfügbar. Rohrleitungsbrüche ausserhalb des Primärcontainments müssen deshalb möglichst automatisch oder durch das Betriebspersonal erkannt und anschliessend zum Primärcontainment hin isoliert werden. Damit wird der Kühlmittelverlust unterbunden.

Für Rohrleitungsbrüche und -lecks muss nachgewiesen werden, dass die Kühlbarkeit des Kerns gewährleistet bleibt. Der Nachweis gilt als erbracht, wenn die folgenden, von der USNRC festgelegten Kriterien bei der Nachweisführung eingehalten werden<sup>93</sup>:

- Maximale Hüllrohrtemperatur: 1204°C
- Maximale totale Hüllrohroxidation: 17% der Hüllrohrwandstärke
- Maximale Wasserstoffproduktion im Kern: 1% der durch die Zirkon-Wasserreaktion der Hüllrohre erzeugbaren Menge
- Langfristige Gewährleistung der Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr

Aufgrund der Abbranderhöhungen, die in den vergangenen Jahren durchgeführt wurden, hat die USNRC im Jahre 1999 die Interpretation des Oxidationskriteriums präzisiert. Demnach setzt sich die totale Hüllrohroxidation aus der betrieblichen Voroxidation und der störfallbedingten Oxidation zusammen.

#### **7.4.1 Kleine und mittlere Kühlmittelverluststörfälle**

##### **Störfallablauf und Ereigniskategorie**

Ein kleiner oder mittlerer Kühlmittelverluststörfall führt zu einem Druckanstieg im Primärcontainment. Bei Erreichen des Reaktorschutzgrenzwertes „Primärcontainmentdruck hoch“ bei 0,14 bar werden die Reaktorschnellabschaltung und die Isolation aller nicht zur Notkühlung benötigter Systeme ausgelöst sowie das CS gestartet. Ist die Speisewasserregelung nicht in der Lage das Reaktorniveau zu halten, so werden zunächst das RCIC und das ALPS gestartet. Bei weiterem Absinken des Reaktorniveaus erfolgt die Automatische Druckentlastung mittels ADS.

Das Speisewassersystem ist über Rückschlagklappen abgesichert und wird nicht isoliert. Das Frischdampfsystem und die Kondensatoren stehen als Hauptwärmesenke zur Wärmeabfuhr zunächst noch zur Verfügung.

Ereigniskategorie gemäss HSK-Richtlinie R-100<sup>88</sup>: 2 (Zwischenfall)

## Durchgeführte Analysen

Die im Zusammenhang mit der Leistungserhöhung durchgeführten Analysen zu den kleinen und mittleren Kühlmittelverluststörfällen wurden mit teilweise sehr konservativen Annahmen erstellt. Für eine Reihe von Rechnungen wurden die SUSAN-Systeme nicht berücksichtigt und zusätzlich Ausfälle von Systemen und Komponenten betrachtet, die das Einzelfehlerkriterium gemäss HSK-Richtlinie R-101<sup>4</sup> übersteigen.

Ein typischer Störfall der betrachteten Störfallgruppe mit grösserer Auswirkungen auf die Anlage ist der Bruch einer Leitung des Kernsprühsystems CS mit einer Leckfläche von 150 cm<sup>2</sup>. Für diesen Störfall wurde eine maximale Hüllrohrtemperatur von 1081°C (eingeschlossen Sicherheitszuschlag) berechnet.

## HSK-Beurteilung

Im Bewertungszeitraum sind keine neuen Analysen für kleine und mittlere Kühlmittelverluststörfälle durchgeführt worden. Die Auswirkungen dieser Störfälle werden durch die Sicherheitssysteme des KKM in den zulässigen Grenzen gehalten.

### 7.4.2 Fehlerhaftes Öffnen eines Sicherheits-/Abblaseventils

#### Störfallablauf und Ereigniskategorie

Ursachen für ein fehlerhaftes Öffnen und Offenbleiben eines Sicherheits-/Abblaseventils können eine Fehlfunktion des Ventils oder ein unbeabsichtigtes Öffnen eines Ventils durch einen Operateur sein. Das fehlerhafte Öffnen eines SRV ist auch ein kleiner Kühlmittelverluststörfall, wobei aber nicht die Kernkühlung sondern die Begrenzung der maximalen lokalen Wassertemperatur im Torus im Vordergrund steht. Überschreitet diese den Wert von ca. 90°C, so ist mit instabiler Kondensation des in den Torus eingeleiteten Dampfes zu rechnen. Dies führt zu Vibrationen des Torus. Ein dadurch hervorgerufener Bruch des Torus bzw. der angeschlossenen Rohrleitungen könnte zu einer Überflutung der Notkühlpumpen und damit indirekt zu einem Ausfall der Kernkühlung führen.

Ein Kühlmittelverlust infolge eines offenen Sicherheits-/Abblaseventils ist schwieriger zu erkennen als ein normaler LOCA im Primärcontainment, denn es fehlen die beiden diversitären Anreagesignale „Reaktorniveau tief“ und „Drywelldruck hoch“, denn das Signal „Drywelldruck hoch“ spricht nicht zwangsläufig an. Nach erfolgtem Scram ist ein offenes Sicherheits-/Abblaseventil leichter zu erkennen.

Ereigniskategorie gemäss HSK-Richtlinie R-100<sup>88</sup>: 1 (Betriebsstörung)

#### Aufgetretene Transienten

Im Berichtszeitraum war ein Ereignis mit einem irrtümlichen Öffnen eines Sicherheits-/Abblaseventils zu verzeichnen (Kap. 5.2.1). Technisch bedingte Fehlöffnungen sind keine aufgetreten.

Im Juni 1998 wurde ein Sicherheits-/Abblaseventil infolge einer Fehlbedienung eines Operateurs irrtümlich geöffnet. Ca. 14 Minuten nach Störfallbeginn wurde die Anlage durch das Kriterium „mittlere Toruswassertemperatur > 42°C“ automatisch abgeschaltet und das geöffnete SRV schloss beim Erreichen des Schliessdrucks (ca. 66 bar). Im Torus wurde eine maximale lokale Wassertemperatur von 65°C erreicht.

Infolge dieses Ereignisses hat KKM umfangreiche Vorbeuge- und Korrekturmassnahmen umgesetzt (z. B. optisches Hervorheben von Anzeigen und Ergänzen von Alarmierungen im Haupt- und SUSAN-

Kommandoraum sowie Verbesserung der entsprechenden Betriebs-Störfallanweisung). KKM legt dar, dass beim fehlerhaften Öffnen eines Sicherheits-/Abblaseventils die Einhaltung der Schutzziele durch die automatischen Auslösungen der Reaktorschnellabschaltung und des TCS infolge erhöhter Torustemperatur sichergestellt ist.

### **HSK-Beurteilung**

Eine ausführliche HSK-Bewertung des Ereignisses vom Juni 1998 ist in Kap. 5.2.1 enthalten und wird deshalb hier nicht wiederholt. Der Betreiber hat die Konsequenzen aus dem Ereignis gezogen und die notwendigen Massnahmen umgesetzt.

## **7.4.3 Frischdampf- und Speisewasserleitungsbrüche**

### **Störfallablauf und Ereigniskategorie**

Grosse Brüche der Frischdampf- und Speisewasserleitungen innerhalb des Primärcontainments werden anhand des Anstiegs des Primärcontainmentdrucks erkannt und dasselbe Signal löst auch die Reaktorschnellabschaltung aus.

Ereigniskategorie gemäss HSK-Richtlinie R-100<sup>88</sup>: 3 (Unfall)

### **Durchgeführte Analysen**

Als abdeckender, effektiv auslegungsüberschreitender Störfall hat KKM 1992 auf Verlangen der HSK den Bruch einer Frischdampfleitung im Primärcontainment untersucht, bei dem infolge direkter mechanischer Einwirkungen zusätzlich der Bruch einer Kernsprühleitung (CS-System) unterstellt wurde. Dabei wurde bei der Analyse ein Einzelfehler im CS-System berücksichtigt, so dass für die Kernkühlung nur SUSAN-Systeme (2 Stränge des RCIC, 1 ALPS-Strang und 3 ADS-Ventile) zur Verfügung standen. Die zweite ALPS-Pumpe würde in die gebrochene CS-Leitung einspeisen. Die Analyse zeigte, dass bei diesem auslegungsüberschreitenden Störfall Hüllrohrtemperaturen bis maximal 406°C (ohne Berücksichtigung des Sicherheitszuschlags) zu erwarten sind.

### **HSK-Beurteilung**

Die vorliegenden Analysen zeigen, dass die Frischdampf- und Speisewasserleitungsbrüche innerhalb des Primärcontainments durch die vorhandenen Sicherheitssysteme beherrscht werden.

## **7.4.4 Bruch einer Umwälzschleife**

### **Störfallablauf und Ereigniskategorie**

Der doppelendige Bruch einer Umwälzschleife ist der hinsichtlich Auswirkungen begrenzende Kühlmittelverluststörfall. Die Überspeisung der Bruchstelle in der Flutphase ist nicht möglich, da das Kernsprühsystem den Reaktorkern nur bis zu 2/3 der aktiven Brennstoffsäule mit Wasser bedecken kann. Erst wenn das Primärcontainment mit Kühlmittel geflutet ist, kann der Kern vollständig mit Kühlmittel überdeckt werden. Während des Störfalls ist mit einer grösseren Anzahl defekter Brennstäbe zu rechnen.

Ereigniskategorie gemäss HSK-Richtlinie R-100<sup>88</sup>: 3 (Unfall)

## **Getroffene Massnahmen und durchgeführte Analysen**

Um bei Anforderung der Kernnot- und Nachwärmeabfuhrsysteme ein Verstopfen der Ansaugsiebe im Torus durch losgerissenes Isolationsmaterial auszuschliessen, wurde in der Revision 1993 die Oberfläche dieser Siebe von 1,3 m<sup>2</sup> auf 40 m<sup>2</sup> vergrössert (Kap. 6.6.4.1).

Die im Zusammenhang mit der Leistungserhöhung für den Umwälzleitungsbruch durchgeführten Analysen ergaben ohne Berücksichtigung der SUSAN-Systeme eine maximale Hüllrohrtemperatur von 1172°C. Der Nachweis erfolgte gemäss den konservativen amerikanischen Vorschriften von 10 CFR 50, Appendix K<sup>94</sup>.

Im Bewertungszeitraum wurde die Einhaltung der LOCA-Kriterien beim Umwälzleitungsbruch im Zusammenhang mit der Einführung der neuen Brennelementtypen (GE11 und GE14) unter Verwendung konservativer Randbedingungen überprüft.

Für den Brennelementtyp GE-14 wurde die durch die Hüllrohroxidation verursachte betriebs- und störfallbedingte Hüllrohr-Wandschwächung sowohl für Brennstäbe mit kleinem Abbrand und grosser Leistungsdichte als auch für Brennstäbe mit grossem Abbrand und kleiner Leistungsdichte berechnet. Die Analysen zeigten, dass die Hüllrohr-Wandschwächung in allen Fällen kleiner ist als der zulässige Wert von 17%. Die radiologischen Auswirkungen des Bruchs einer Umwälzschleife wurden ermittelt (Kap. 7.7.2.2).

## **HSK-Beurteilung**

Mit den im Bewertungszeitraum durchgeführten Analysen des Bruchs einer Umwälzleitung wurde gezeigt, dass die LOCA-Kriterien der USNRC eingehalten werden. Die den Rechnungen unterstellten Randbedingungen und Annahmen sind konservativ. So wurde beispielsweise nur die Notstromversorgung berücksichtigt.

### **7.4.5 Leitungsbrüche und -lecks im Reaktorgebäude und Maschinenhaus**

#### **Störfallablauf und Ereigniskategorie**

Bei Brüchen und Lecks an einer Rohrleitung im Reaktorgebäude oder Maschinenhaus besteht die Gefahr, dass die Funktionen sicherheitsrelevanter Ausrüstungen nach einer Überflutung durch das ausgetretene Wasser oder wegen der Verschlechterung der Umgebungsbedingungen (Temperatur und Feuchtigkeit) durch den ausgetretenen Dampf beeinträchtigt werden. Gemäss amerikanischer Vorschrift<sup>95</sup>, der sich die HSK anschliesst, müssen Brüche nur an hochenergetischen Rohrleitungen mit einer Wasser-/Dampf Temperatur > 90°C oder einem Druck > 20 bar unterstellt werden.

Im Sicherheitsbericht werden u. a. folgende Rohrleitungsbrüche und -lecks im Reaktorgebäude und Maschinenhaus betrachtet:

- Bruch einer Messleitung im Reaktorgebäude (Ereigniskategorie 2, Zwischenfall)
- Kleine und mittlere Frischdampfleitungslecks im Maschinenhaus (Ereigniskategorie 2, Zwischenfall)
- Bruch einer Frischdampfleitung im Reaktorgebäude oder im Maschinenhaus (Ereigniskategorie 3, Unfall)
- RWCU-Leitungsbruch im Reaktorgebäude (Ereigniskategorie 3, Unfall)

- Bruch einer Speisewasserleitung im Reaktorgebäude oder im Maschinenhaus (Ereigniskategorie 3, Unfall)
- Bruch eines Filters (Aktivkohlebehälter) der Abgasanlage im Maschinenhaus (Ereigniskategorie 3, Unfall)
- Bruch einer Abgasleitung im Maschinenhaus (Ereigniskategorie 3, Unfall)

### **Getroffene Massnahmen und durchgeführte Störfallanalysen**

Im Bewertungszeitraum hat KKM zur Beherrschung von Lecks oder Brüchen im Reaktorgebäude oder Maschinenhaus folgende Massnahmen getroffen:

- Ertüchtigung der Primärcontainment-Durchdringungen der Frischdampf- und Speisewasserleitungen zur Sicherstellung der Isolation des Reaktorkühlsystems bei einem Rohrbruch ausserhalb des Primärcontainments (Kap. 6.4.4 bis 6.4.5)
- Einbau einer redundanten Entwässerungsarmatur am Scramablassbehälter zur Sicherstellung der Isolation des Reaktorkühlsystems nach einem Scram (Kap. 7.5.3)
- Einbau gedämpfter Speisewasser-Rückschlagventile zur Sicherstellung der Isolation des Reaktorkühlsystems bei einem Speisewasserleitungsbruch ausserhalb des Primärcontainments (Kap. 6.5.3)
- Inbetriebnahme der Schutzlogik „Speisewasserleitungsbruch im Reaktorgebäude“ zur Abschaltung des Speisewassersystems bei einem Speisewasserleitungsbruch im Reaktorgebäude (Kap. 7.5.3)
- Inbetriebnahme der Schutzlogik ADS-LEVEL zur automatischen Reaktordruckentlastung durch Öffnen zweier Sicherheits-/Abblaseventile bei tiefem Reaktorniveau und damit Sicherstellung der Kernkühlung.
- Einführung einer Scramauslösung durch hohen Druck im Maschinenhaus

Um die Auswirkungen von Frischdampfleck ausserhalb des Primärcontainments sowie ein Fehlverhalten der Turbinen-Druckregelung nach äusseren Einwirkungen zu untersuchen und die Wirksamkeit getroffener Massnahmen zu prüfen, wurden im Bewertungszeitraum die nachfolgend aufgeführten Störfälle analysiert, wobei zur Störfallbeherrschung nur die SUSAN-Sicherheitssysteme (ALPS, RCIC und ADS-LEVEL) berücksichtigt wurden:

- Unbeabsichtigtes Öffnen von Turbinenbypassventilen beim Anfahren und im abgestellten Zustand (Ereigniskategorie 2, Zwischenfall)
- Frischdampfleitungsbruch ausserhalb des Primärcontainments (Ereigniskategorie 3, Unfall)
- Ausfall des Speisewassersystems mit Ausfall der Hochdruckeinspeisung (RCIC) (auslegungsüberschreitender Störfall)

Aufgrund der Ergebnisse kommt KKM zum Schluss, dass bei Leitungsbrüchen und -lecks im Reaktorgebäude und Maschinenhaus die Reaktorabschaltung und die Kernkühlung nachgewiesen ist. Das Schutzziel „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ wird 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 Reaktorgebäude wird durch

die Anlageinstrumentierung erkannt, so dass der Operateur den Reaktor abschalten und druckentlasten kann.

### **HSK-Beurteilung**

Verschiedene Massnahmen, die im Bewertungszeitraum zur Beherrschung von Leitungsbrüchen und -lecks im Reaktorgebäude und Maschinenhaus getroffen wurden, werden in anderen Kapiteln dieser Stellungnahme beurteilt. Für die betrachtete Störfallgruppe sind die nachfolgenden Massnahmen von besonderer Bedeutung:

- Die Schutzlogik ADS-LEVEL bewirkt bei tiefem Reaktorniveau eine automatische Reaktordruckentlastung durch 2 SRV und ermöglicht dadurch die Kernnotkühlung mittels der Niederdrucksysteme CS und ALPS. Diese Schutzlogik stellt die Kernnotkühlung bei Lecks oder Leitungsbrüchen ausserhalb des Primärcontainments sicher, bei denen das Signal „Drywelldruck hoch“ zur Auslösung der automatischen Reaktordruckentlastung mittels ADS-LOCA fehlt.
- Bei einem Leck an einer Frischdampfleitung besteht die Gefahr des Berstens der Fenster des Maschinenhauses, wodurch radioaktive Stoffe unkontrolliert in die Umgebung freigesetzt werden könnten. Ein grosses Leck an einer Frischdampfleitung im Maschinenhaus führt nach kurzer Zeit zu einem Scram und einer Isolation des Reaktorkühlsystems durch das Auslösesignal „Frischdampfdurchfluss hoch“. Bei einem mittleren Leck an einer Frischdampfleitung wird bei erhöhtem Druck im Maschinenhaus ein Scram ausgelöst, bevor der Berstdruck der Maschinenhausfenster erreicht ist. Dieser Scram reduziert die Dampfproduktion im Reaktorkern und führt zu Druckabfall sowie zu einer Isolation der Frischdampfleitungen bei tiefem Reaktordruck. Bei kleinen Frischdampfleitungslecks muss das Betriebspersonal die Frischdampfisolierung oder eine Turbinenabschaltung von Hand auslösen, wie dies in den Störfall- oder den Gesamtanlage-Fahrvorschriften vorgesehen ist.

Bei den im Bewertungszeitraum durchgeführten Störfallanalysen wurden Hüllrohrtemperaturen berechnet, die unterhalb des zulässigen Werts von 1204°C liegen, womit die ausreichende Kernkühlung nachgewiesen wurde. Die Analyse des Ausfalls des Speisewassersystems mit Ausfall des RCIC zeigt anhand eines abdeckenden Störfalls, dass für die Logik ADS-LEVEL geeignete Auslegungsparameter (Reaktorniveau für die Auslösung, Anzahl SRV, Zeitverzögerung bis zum Öffnen der SRV) festgelegt wurden.

## **7.5 Systemübergreifende interne Einwirkungen**

### **7.5.1 Auswirkungen von Brüchen hochenergetischer Rohrleitungen auf benachbarte Systeme**

#### **Störfallablauf und Ereigniskategorie**

Ein Querbruch oder grossflächiger Längsriss ist erfahrungsgemäss eine sehr unwahrscheinliche Art des Versagens einer klassierten und regelmässig überprüften Leitung. Trotzdem werden Brüche der genannten Art als Auslegungsbasis für das Containment und die Notkühlsysteme angenommen, da sie eine klare obere Grenze für die Grösse eines Kühlmittelverlustes darstellen.

Als direkte Auswirkungen dieser Brüche sind u. a. Druckkräfte, hohe Temperatur, die Strahlwirkung des ausströmenden Mediums und Rohrausschlagskräfte zu berücksichtigen.

Ereigniskategorie gemäss HSK-Richtlinie R-100<sup>88</sup>: 3 (Unfall)

### **Getroffene Massnahmen und durchgeführte Analysen**

Im Bewertungszeitraum hat KKM zur Beherrschung von Auswirkungen von Brüchen hochenergetischer Rohrleitungen aufgrund von Forderungen aus dem HSK-Gutachten von 1991<sup>2</sup> folgende Massnahmen getroffen:

- 1992 wurden pro Umwälzschleife 2 Ausschlagssicherungen nachgerüstet. Damit wurde das Rohrbruchschutzkonzept der Umwälzleitungen um den noch fehlenden Teil ergänzt.
- Da für den Fall eines Frischdampfleitungsbruches die Standfestigkeit der Abschirmwand vor dem Eingang zum Dampftunnel nicht nachgewiesen werden konnte, wurde der Eingang zum Dampftunnel 1996 mit einer Schiebetür nachgerüstet, die die Abschirmwand schützt. Die Schiebetür wurde auf der Innenseite des Dampftunnels angeordnet, damit auf die Befestigungselemente zur Betonwand keine Zuglasten entfallen. Die Abschirmwand blieb als radiologische Abschirmung erhalten.
- Die hochenergetischen Rohrleitungen wurden im Rahmen der Requalifikation der Rohrleitungen detailliert nachgerechnet und, wo erforderlich, wurde die betreffende Rohrleitungshalterung nachgebessert. Speziell an den Frischdampf- und Speisewasserleitungen wurden Fixpunkte ertüchtigt. Für folgende weitere Systeme wurde eine vollständige Requalifikation der Rohrleitungen durchgeführt: SUSAN-Notkühlsysteme, SUSAN-Kühlsysteme, CS, STCS, Notabluft- und Steuerluft-System.
- Der Berechnungsnachweis der Festigkeit des biologischen Schildes im Fall postulierter Rohrbrüche im Bereich des biologischen Schildes wurde 1993 abschliessend erbracht.

### **HSK-Beurteilung**

Im Bewertungszeitraum wurde die Beherrschung der Auswirkungen von Brüchen hochenergetischer Rohrleitungen durch Nachrüstungen verbessert und zusätzliche Berechnungsnachweise wurden erbracht. Damit wurden die Forderungen des HSK-Gutachtens von 1991<sup>2</sup> erfüllt. Weitere Forderungen haben sich im Bewertungszeitraum nicht ergeben.

## **7.5.2 Auswirkungen von Bruchstücken hoher kinetischer Energie infolge Komponentensversagen**

### **Störfallablauf und Ereigniskategorie**

Bezüglich Auswirkungen von Bruchstücken mit hoher kinetischer Energie (Trümmerlasten) sind vor allem Turbinenschaufelversagen und Generatorversagen zu betrachten.

Ereigniskategorie gemäss HSK-Richtlinie R-100<sup>88</sup>: 3 (Unfall)

### **Getroffene Massnahmen und durchgeführte Analysen**

KKM stellt fest, dass Turbinenschaufel- und Generatorversagen wegen der Anordnung der Maschinenachsen zum Reaktorgebäude und zum SUSAN-Bunker keinen Einfluss auf die Sicherheitsfunktionen der SUSAN-Systeme haben. Damit sind die Schutzziele Reaktorabschaltung und Kernkühlung

gewährleistet und damit sind auch die Schutzziele Einschluss der radioaktiven Stoffe und Begrenzung und Überwachung der Strahlenexposition erfüllt.

KKM stellt weiter fest, dass die Anlage bereits vor der Inbetriebsetzung gegen mögliche Trümmerlasten geschützt wurde, wobei insbesondere der Bereich RG -11 m betrachtet wurde. Damals wurde der Torus im Bereich der RCIC-Turbinen mit zusätzlichen, ca. 15 mm starken Prallblechen gegen Leckschlagen durch RCIC-Turbinenprojekteile geschützt.

### **HSK-Beurteilung**

Im Bewertungszeitraum wurden keine zusätzlichen Massnahmen gegen Bruchstücke hoher kinetischer Energie infolge von Komponentenversagen ausgeführt. Die HSK stellt fest, dass notwendige Schutzmassnahmen bereits vor der Inbetriebsetzung von KKM getroffen wurden.

### **7.5.3 Anlageinterne Überflutungen**

#### **Störfallablauf und Ereigniskategorie**

Anlageinterne Überflutungen können sich aus Brüchen oder Lecks an wasserführenden Rohrleitungen ergeben und sicherheitsrelevante Ausrüstungen gefährden. Im Reaktorgebäude ist bei einer Leckmenge von mehr als 500 m<sup>3</sup> die Funktionstüchtigkeit der auf der Kote von -11 m im Reaktorgebäude aufgestellten Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrpumpen nicht mehr sichergestellt.

Im Hinblick auf eine mögliche anlageinterne Überflutung im Reaktorgebäude, Maschinenhaus oder Betriebsgebäude werden im Sicherheitsbericht u. a. folgende Ereignisse untersucht:

- Bruch einer Leitung des Speisewasser-, Hilfskühlwasser-, Zwischenkühlwasser- oder SUSAN-Kühlwassersystems im Reaktorgebäude (Ereigniskategorie 3, Unfall)
- Bruch einer Rohrleitung der Systeme CS, ALPS, RCIC oder TCS im Reaktorgebäude (Ereigniskategorie 3, Unfall)
- Bruch einer Hauptkühlwasserleitung im Maschinenhaus (Ereigniskategorie 3, Unfall)
- Bruch einer Leitung des Hilfskühlwasser- oder Zwischenkühlwassersystems bzw. des Feuerlöschnetzes im Maschinenhaus und im Betriebsgebäude (Ereigniskategorie 3, Unfall)

#### **Getroffene Massnahmen und durchgeführte Analysen**

Im Bewertungszeitraum hat KKM zur Linderung der Folgen von anlageinternen Überflutungen folgende Massnahmen getroffen:

- Einbau einer redundanten Entwässerungsarmatur am Scramablassbehälter
- Inbetriebnahme der Schutzlogik „Speisewasserleitungslecks im Reaktorgebäude“

KKM kommt zum Schluss, dass die Schutzziele Reaktorabschaltung, Kernkühlung und Einschluss der radioaktiven Stoffe je nach Störfall und anfallender Wassermenge mittels des Containment-Rückpumpensystems CRS, das Wasser aus dem Reaktorgebäudesumpf mit einer Kapazität von 100 t/h in den Torus zurückpumpt, und mittels der Betriebssysteme oder des SUSAN eingehalten werden.



## HSK-Beurteilung

Mit den im Bewertungszeitraum getroffenen Massnahmen wurden folgende Ziele erreicht:

- Mit dem Einbau der redundanten Entwässerungsarmatur des Scramablassbehälters wird die Isolation des Reaktorkühlsystems verbessert, denn sie verhindert nach einem Scram einen ständigen Kühlmittelverlust ins Reaktorgebäude, falls die ursprünglich vorhandenen Entwässerungsarmatur versagen sollte (Kap. 6.5.3).
- Nach dem Ansprechen der Schutzlogik „Speisewasserleitungsbruch im Reaktorgebäude“, die bei hohem Wasserniveau im Reaktorgebäudesumpf und hoher Temperatur im Dampftunnel erfolgt, wird das Speisewassersystem abgeschaltet. Damit wird bei grossen Lecks im Speisewassersystem eine Überflutung des Reaktorgebäudes verhindert, welche den Betrieb der Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsysteme gefährden könnte.

Mit diesen Massnahmen wurde die Beherrschung von anlageinternen Überflutungen verbessert. Im Rahmen der Auslegung muss nicht mit einem Leck am Torus oder an einer Torusanschlussleitung bis zur ersten Absperrarmatur (Kap. 6.11.1) oder mit einer Überflutung der im Reaktorgebäude aufgestellten Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsysteme infolge eines Absturzes eines Brennelement-Transportbehälters mit Beschädigung des Torus (Kap. 7.5.5) gerechnet werden.

### 7.5.4 Brand

#### Störfallablauf

Das Kraftwerk muss so ausgelegt sein, dass bei einem Brand in der Anlage der Personenschutz und die Schutzziele der Anlage (Reaktorabschaltung, Kernkühlung, Einschluss der radioaktiven Stoffe und Begrenzung der Strahlenexposition) gewährleistet sind. Eine wichtige Brandschutzmassnahme besteht in der Unterteilung der Anlage in Brandabschnitte (Kap. 6.9), die so gewählt werden, dass die genannten Zielsetzungen eingehalten werden können. Wo dies durch die räumliche Trennung allein nicht möglich ist, kommen technische oder organisatorische Brandschutzmassnahmen zum Einsatz.

#### Eingetretene Ereignisse

Im Bewertungszeitraum ereigneten sich die folgenden Brandfälle:

- Brand im Informations-Container „Entsorgung“ ausserhalb des Areals (1992).
- Brand an einem Anschlusskabel eines Kleintransformators in einem Kabelstollen. Die Brandursache war eine Überlastung des Transformators (1994).
- Brand von Gummischläuchen einer Schweissanlage im Maschinenhaus auf +8m (1995).
- Rauchentwicklung in der Destillationsanlage im Anbau Maschinenhaus Süd (1999).
- Schwelbrand im Absolutfilter in einem Absauggerät im Anbau Maschinenhaus Süd (1999).

KKM kommt zum Schluss, dass im Bewertungszeitraum keine grösseren Brände auftraten und das Schichtpersonal und die Feuerwehr aufgrund von Brandmeldungen rasch und zweckmässig intervenierten.

## HSK-Beurteilung

Die getroffenen Brandschutzmassnahmen werden in Kap. 6.9 bewertet.

Die HSK stellt fest, dass keiner der fünf im Bewertungszeitraum aufgetretenen Brände die nukleare Sicherheit beeinträchtigte und dabei keine radioaktiven Stoffe freigesetzt wurden. Einzig der Brand im Kabelstollen hatte ein gewisses Potential für eine sicherheitstechnische Beeinträchtigung. Die beiden Hydro-Notstrom-Kabelverbindungen, die durch diesen Kabelkanal führen, wurden aber nicht beschädigt. Die HSK sieht bei den Vorkommnissen keine unzulässigen Auswirkungen auf den Anlagenbetrieb.

### 7.5.5 Brennelement-Handhabungsstörfälle

#### Störfallablauf und Ereigniskategorie

Folgende Störfälle, welche die Brennelementhandhabung und -lagerung betreffen, werden betrachtet (in Klammer ist die Ereigniskategorie gemäss HSK-Richtlinie R-100<sup>88</sup> angegeben):

- Brennelementabsturz (Ereigniskategorie 2, Zwischenfall):  
Bei diesem Störfall wird der Absturz eines Brennelementes auf den Reaktorkern während eines Brennelementwechsels unterstellt, wobei es zu einer Beschädigung von Brennstäben und einer Freisetzung radioaktiver Stoffe ins Sekundärcontainment und in die Umgebung kommt.
- Verlust der Brennelementbeckenkühlung (Ereigniskategorie 3, Unfall):  
Ein Verlust der Kühlung des Brennelementbeckens infolge Versagen des Brennelementbecken-Kühlsystems und des STCS ist bei einem Sicherheitserdbeben möglich, bei dem mit dem Ausfall der Sicherheits- und Versorgungssysteme der Stränge I und II gerechnet werden muss. Damit ist auch das Hilfskühlwassersystem, das die Nachzerfallswärme der gelagerten Brennelemente an die Aare abführt, als ausgefallen anzunehmen.
- Absturz eines Brennelement-Transportbehälters (auslegungsüberschreitender Störfall):  
Ein Absturz eines Brennelement-Transportbehälters kann z. B. infolge eines Versagens der Bremsen des Reaktorgebäudekrans erfolgen. Bei einem Absturz des Transportbehälters in der Transportöffnung im Reaktorgebäude können der Torus beschädigt, die auf der Kote -11 m aufgestellten Sicherheitssysteme überflutet und radioaktive Stoffe aus dem Transportbehälter freigesetzt werden.

#### Getroffene Massnahmen und aufgetretene Transienten

1991 wurde der Reaktorgebäudekran durch Nachrüstung der Kupplung zwischen Motor und Getriebe sowie einer Sicherheitsbremse ertüchtigt (Kap. 6.8.4).

Bei der radiologischen Analyse des Brennelementabsturzes wurde der zurzeit standardmässig im Kern nachgeladene Brennelementtyp berücksichtigt (Kap. 7.7.2.9).

KKM stellt fest, dass während des bisherigen Betriebs keine sicherheitsrelevanten Brennelement-Handhabungsstörfälle aufgetreten sind.

## HSK-Beurteilung

Die HSK beurteilt die für die Lagerung und Handhabung von Brennelementen relevanten Störfälle wie folgt:

- Falls die Brennelemente aus dem Kern ins Brennelementbecken entladen wurden und die Kühlung des Brennelementbeckens ausfällt, so dauert es mindestens 22 Stunden, bis die Siedetemperatur des Beckenwassers erreicht ist, und ca. 6 Tage, bis die Brennelemente abgedeckt sind. In dieser Zeit kann über das kombinierte Trink- und Feuerlöschwassersystem sowie über zu erstellende Schlauchleitungen alternatives Kühlwasser aus dem Hochreservoir oder mittels Motorspritze aus der Aare ins Brennelementbecken geleitet werden.
- Die im HSK-Gutachten von 1991<sup>2</sup> zur weiteren Verringerung der Wahrscheinlichkeit eines Transportbehälterabsturzes verlangte Ertüchtigung des Reaktorgebäudekrans wurde durchgeführt.

## 7.6 Externe Ereignisse

In der HSK-Richtlinie R-100<sup>88</sup> werden das Erdbeben und der Flugzeugabsturz als typische Beispiele von externen Ereignissen genannt, die den Auslegungsstörfällen zugeordnet sind und gegen die Sicherheitsmassnahmen getroffen werden müssen. In diesem Kapitel wird der Einfluss der im Bewertungszeitraum getroffenen Massnahmen und von aufgetretenen Ereignissen auf die angenommenen Abläufe der externen Ereignisse behandelt. Wie gross der Schutz der Anlage gegen externe Ereignisse tatsächlich ist, wird in Kap. 8 mittels der probabilistischen Sicherheitsanalyse umfassend untersucht.

Die externen Ereignisse werden in der Regel der Ereigniskategorie 3 (Unfall) gemäss HSK-Richtlinie R-100<sup>88</sup> zugeteilt. Folgende externe Ereignisse werden betrachtet:

- Erdbeben (Kap. 7.6.1; Ereigniskategorie 3, Unfall)
- Blitzschlag (Kap. 7.6.2; Ereigniskategorie 1, Betriebsstörung resp. 3, Unfall)
- Externe Überflutung (Kap. 7.6.3; Ereigniskategorie 3, Unfall)
- Niedrigwasser (Kap. 7.6.4; Ereigniskategorie 3, Unfall)
- Windlasten (Kap. 7.6.5; Ereigniskategorie 3, Unfall)
- Einwirkungen von Gasen und Explosionen (Kap. 7.6.6; Ereigniskategorie 3, Unfall)
- Flugzeugabsturz (Kap. 7.6.7; Ereigniskategorie 3, Unfall). Ein die Auslegungskriterien überschreitender Flugzeugabsturz wird als auslegungsüberschreitender Störfall eingestuft.

Der Flugzeugabsturz wurde beim Bau des KKM, wie damals weltweit üblich, nicht als Lastfall berücksichtigt. Die HSK-Richtlinie R-102<sup>10</sup>, die Auslegungskriterien gegen die Folgen von Flugzeugabsturz enthält, gilt für Neuanlagen, die nach 1986 erbaut wurden. Trotzdem wird in diesem Kapitel vor dem Hintergrund der Terroranschläge in den USA vom 11. September 2001 der im KKM vorhandene Schutz gegen Flugzeugabsturz zusammenfassend bewertet.

Der Schutz der Anlage gegen „Einwirkungen Dritter“ ist nicht Gegenstand dieser Stellungnahme.

## 7.6.1 Erdbeben

### Störfallablauf und Klassierung

Im Unterschied zu anderen Auslegungsstörfällen beginnt ein Erdbeben nicht mit einem klar definierten, auslösenden Ereignis. Stattdessen ist definiert, welche Ausrüstungen der Erdbebenklasse I (EK I) zugeordnet sind, deren Sicherheitsfunktion bzw. Integrität während und nach einem Sicherheitserdbeben SSE (Safe Shutdown Earthquake) gewährleistet sein müssen. Alle nicht der EK I zugeordneten Ausrüstungen müssen als versagend angenommen werden<sup>5</sup>.

Die Eintrittshäufigkeit des SSE liegt im Bereich von  $10^{-4}$ /Jahr. Gemäss HSK-Richtlinie R-100<sup>88</sup> wird das SSE der Ereigniskategorie 3 (Häufigkeit des auslösenden Ereignisses  $10^{-4}$  bis  $10^{-6}$  pro Jahr) zugeteilt (vgl. dazu die Fussnote in Kap. 7.1). In der Umgebung darf somit der in der HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup> festgelegte Dosisgrenzwert (100 mSv) nicht überschritten werden.

### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

KKM legt dar, dass die Reaktorabschaltung, die Brennelementkühlung und der Einschluss der radioaktiven Stoffe mit den für das SSE qualifizierten SUSAN-Systemen (ARSI, RCIC und TCS) nachgewiesen sind.

### HSK-Beurteilung

Der Einschluss der radioaktiven Stoffe ist dadurch gewährleistet, dass bei einem SSE nicht gleichzeitig mit einem Kühlmittelverluststörfall gerechnet werden muss und der Reaktorkühlkreislauf somit intakt bleibt (Kap. 6.6.1). Das Primärcontainment mit seinen Durchdringungen ist ebenfalls auf SSE ausgelegt, weshalb nicht mit einer Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Primärcontainment zu rechnen ist. Die aktive Auslösung der Containmentisolation kann sich auf normalerweise offene Isolationsarmaturen des Reaktorkühlkreislaufs beschränken und ist durch das Alternative Reaktorabschalt- und Isolationssysteme ARSI sichergestellt.

Bei einem SSE ist mit einem sofortigen Ausfall der externen Stromversorgung und mit Lastabwurf auf Eigenbedarf zu rechnen. Die Eigenbedarfsversorgung (6-kV-Schienen) dürfte ebenfalls frühzeitig ausfallen, da diese von seismisch nicht qualifizierten Ausrüstungen abhängig ist (z. B. von der externen Stromversorgung oder den Turbinen, den Kondensatoren, den Generatoren, den Kondensat- und Speisewasserpumpen, der Speisewasser- und Reaktordruckregelung und dem Hauptkühlwassersystem).

Eine Untersuchung zeigte, dass das Maschinenhaus zwar einem SSE nicht standhält, aber auch nicht vollständig zerstört wird. Die Integrität der Frischdampf- und Speisewasserleitungen sind deshalb, obwohl sie der Erdbebenklasse EK I zugeordnet sind, bei einem Versagen des Maschinenhauses nicht sicher gewährleistet.

Bei einem Leitungsbruch im Maschinenhaus wird das Reaktorschutzsystem aktiviert und löst automatisch eine Schnellabchaltung, die Isolation des Reaktorkühlkreislaufs und die Not- und Nachkühlsysteme aus. Damit ist eine ausreichende Kernkühlung sichergestellt und störfallbedingte Hüllrohrschäden können ausgeschlossen werden. Die Freisetzung radioaktiver Stoffe begrenzt sich somit auf die Aktivität des Wassers und des Dampfes, die bis zur Isolation des Reaktorkühlkreislaufs ins Maschinenhaus austreten kann. Die daraus zu erwartenden radiologischen Konsequenzen sind im Kap. 7.7.2.10 dargestellt.

## 7.6.2 Blitzschlag

### Störfallablauf und Ereigniskategorie

Ein Kernkraftwerk muss bei einem Blitzschlag so ausgelegt sein, dass die dabei auftretenden Folgeschäden die Reaktorabschaltung, die Kernkühlbarkeit und der Einschluss der radioaktiven Stoffe nicht gefährden.

Untersucht werden folgende Blitzschlag-Szenarien (die Störfallkategorie gemäss R-100<sup>88</sup> ist in Klammern beigefügt):

- Blitzschlag mit Auswirkungen auf den Anlagenbetrieb: Ereigniskategorie 1 (Betriebsstörung)
- Einschlag eines Auslegungsblitzes<sup>2</sup>: Ereigniskategorie 3 (Unfall)

### Eingetretene Ereignisse

Am 28. Juni 1991 schlug ein Blitz innerhalb des KKM-Areals ein. Der genaue Einschlagort konnte nicht ermittelt werden, doch wird aufgrund des Schadensbildes ein Einschlag im Bereich Kamin/Zwischenlager vermutet. Als Folge wurden verschiedene Sicherungsautomaten der 125V-Steuerungsversorgung ausgelöst. Wegen der fehlenden Steuerungen war der Notstromdiesel während ca. einer halben Stunde nicht verfügbar und bei der Leittechnik von Hilfs- oder Nebensystemen wurden Störungen festgestellt. Infolge der Blitzeinwirkung entstanden bei der Leittechnik der Trinkwasserversorgung und der Telefonverbindung der Anschlüsse Rewag und Runtigenrain Schäden; zudem mussten Kameras der Peripherieüberwachung ersetzt werden. Der Leistungsbetrieb der Anlage wurde aber nicht gestört. Auch die SUSAN-Systeme wurden durch das Ereignis nicht beeinträchtigt. Bezüglich Blitzschutz wurden keine Verbesserungsmöglichkeiten erkannt.

Am 9. Juni 1993 schlug ein Blitz in die Unterstation Mühleberg-West oder in die 220kV-Leitung nach Galmiz ein (Kap. 5.2.1). Als Folge davon kam es im KKM zu einer Auslösung des Differentialschutzes der beiden Blocktransformatoren, wodurch ein Turbinenschnellschluss beider Turbinen und ein Teilsclam ausgelöst wurden. Durch das verzögerte Öffnen eines Bypassventiles stieg der Reaktordruck an, was zu einem Abschalten der Anlage führte. Die SUSAN-Systeme waren vom Vorkommnis nicht betroffen. Das Ansprechen des Differentialschutzes ist mit grosser Wahrscheinlichkeit auf einen zu grossen Verlagerungsstrom zurückzuführen. Der Differentialschutz wurde verbessert.

### HSK-Beurteilung

Die im KKM getroffenen Blitzschutzvorkehrungen werden in Kap. 6.10 bewertet.

Die zwei blitzbedingten, im KKM während des Bewertungszeitraumes aufgetretenen Ereignisse werden wie folgt bewertet:

- Der Blitzschlag vom Juni 1991 verursachte verschiedene Störungen und kleinere Defekte bei leittechnischen Ausrüstung der Anlage. Der Reaktorbetrieb blieb ungestört.
- Der Blitzschlag vom Juni 1993 verursachte durch das Ansprechen des Differentialschutzes der Blocktransformatoren einen Teilsclam, der infolge eines unabhängigen Fehlers im Sekundäranlagenteil zu einem Scram führte. Im übrigen verhielt sich die Anlage bezüglich Blitzschutz erwartungsgemäss. Als Folge des Blitzeinschlags wurde der Differentialschutz der Blocktransformatoren geeignet angepasst.

Bei beiden Blitzschlägen wurden weder eine Sicherheitsfunktion noch die gegen die Auswirkungen eines Blitzeinschlages geschützten SUSAN-Systeme beeinträchtigt. Die HSK sieht bei den Vorkommnissen keine unzulässigen Auswirkungen.

### **7.6.3 Externe Überflutung**

#### **Störfallablauf und Ereigniskategorie**

Der Auslegung des SUSAN-Systems gegen Überflutung ist der gleichzeitige Bruch der Saane-Staumauern am Schiffenensee und am Lac de la Gruyère (Rossens) infolge eines Erdbebens im Nahbereich dieser Stauseen zu Grunde gelegt. Dieser Bruch führt aufgrund der stromabwärts liegenden Einmündung der Saane in die Aare zu einem Rückstau der Aare mit einer Flutkote von +6,0 m über dem Arealniveau (= 466 m ü.M.).

Untersuchungen haben ergeben, dass nach einem Sicherheitserdbeben (SSE) am KKM-Standort die Wohlensee-Staumauer schlimmstenfalls durch eine Bresche mit einer Breite von 62 m und einer Höhe von 3 m im Wehrbereich beschädigt wird. Infolge dieser Bresche steigt der Aarewasserspiegel nicht bis zum Arealniveau an und das KKM-Gelände wird somit nicht überflutet.

Gemäss R-100<sup>88</sup> wird das der Auslegung zugrunde gelegte Überflutungsszenario der Ereigniskategorie 3 (Unfall) zugeordnet.

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente und eingetretene Ereignisse**

KKM legt dar, dass das Reaktorgebäude, das SUSAN-Gebäude und das Zwischenlager für mittelaktive Abfälle gegen eine externe Überflutung bis zu einer Flutkote von +6,0 m Höhe ausgelegt sind. Die Einhaltung der Schutzziele Reaktorabschaltung, Kernkühlung und Einschluss der radioaktiven Stoffe ist durch die SUSAN-Systeme sichergestellt.

Das Maschinenhaus und das Aufbereitungsgebäude sind nur teilweise gegen Überflutung geschützt. Eine allfällige Freisetzung radioaktiver Stoffe ist aus offenen Tanks im Aufbereitungsgebäude möglich, die mit radioaktiven Flüssigkeiten oder verbrauchten Harzen gefüllt sind (Kap. 7.7.2.7).

Der Höchststand der Aare lag während des Hochwassers von Mitte Mai 1999 bei 464,1 m ü.M. und somit um 1,9 m unterhalb des Arealniveaus. Dieser Wasserstand entspricht nicht ganz dem bei einem 100jährigen Hochwasser erwarteten Wasserspiegel. Infolge des Anstiegs des Grundwasserspiegels drang Wasser in Kellergeschosse verschiedener nicht-überflutungssicher gebauten Gebäude (u. a. ins Betriebsgebäude und ins Maschinenhaus) und in den Kabelkanal vom Kraftwerk zur Schaltanlage Mühleberg-West ein. Das eingedrungene Wasser wurde durch Wassersauger und Pumpen abgeführt. Kabel waren durch die Feuchtigkeit nicht gefährdet und der Betrieb wurde nicht wesentlich beeinträchtigt (Kap. 3.1).

#### **HSK-Beurteilung**

Die HSK kommt zum Schluss, dass das Reaktorgebäude und die SUSAN-Systeme einer externen Überflutung standhalten und der Reaktor in einen sicheren Zustand gebracht und dort gehalten werden kann. Gemäss heutigem Kenntnisstand ist eine ausreichende Störfallvorsorge gegen externe Überflutungen getroffen worden.

#### 7.6.4 Niedrigwasser

##### Störfallablauf und Ereigniskategorie

Ein Niedrigwasser der Aare beim KKM-Areal kann durch Abflussunterbruch beim stromaufwärts gelegenen Wohlensee entstehen. Ein extremer Niedrigwasserstand kann sich ergeben, wenn dieser Abflussunterbruch mit dem Verlust der Stauhaltung beim stromabwärts gelegenen Stauwehr Niederried kombiniert ist.

Die Absperrorgane des Stauwehrs des Wohlensees sind normalerweise geschlossen, da möglichst alles Wasser durch die Turbinen des Wasserkraftwerks Mühleberg geleitet wird (Laufkraftwerk). Bei geschlossenen Absperrorganen kann ein Abflussunterbruch durch eine Turbinenabschaltung infolge von Erdbeben, Fehlmanipulation, Defekt, Netzausfall, oder Einwirkung Dritter verursacht werden. Nach einem Abflussunterbruch steigt der Wasserspiegel des Wohlensees an, bis etwa nach einer Stunde das Überströmen des Wehres beginnt. Als Ursache des Verlusts der Stauhaltung des Stauwehrs Niederried kommt ein Bruch der Staumauer infolge eines Erdbebens in Frage.

Ein niedriger Wasserstand der Aare könnte die ausreichende Aarewasserzufuhr zum Hilfskühlwassersystems SWS und zum SUSAN-Kühlwassersystem CWS verhindern. Ein Ausfall dieser Systeme würde die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor beeinträchtigen. Zur Nachwärmeabfuhr ist zumindest das CWS notwendig.

Gemäss R-100<sup>88</sup> wird das der Auslegung zugrunde gelegte Störfallszenario für extremes Niedrigwasser der Ereigniskategorie 3 (Unfall) zugeordnet.

##### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente und durchgeführte Untersuchungen

Während der SUSAN-Projektierung wurden der Verlauf der Aaresohle sowie die natürlichen und die bei Störfällen unterstellten Niedrigwasserstände untersucht. In der PSÜ-Dokumentation wurden der Verlauf der Aaresohle beim KKM-Areal und die Einlaufkoten der betroffenen Kühlwassersysteme zusammengestellt. Für die Beurteilung der Auswirkungen eines Niedrigwassers sind folgende Werte von Bedeutung:

- Betonschwelle beim Pumpenhaus (Einlauf zum Hauptkühlwassersystem und SWS): 458,0 m ü.M.
- Aaresohle beim Auslaufbauwerk des Hauptkühlwassersystems (Einlauf zum CWS): 458,0 m ü.M.
- Aaresohle am Rand der beckenartigen Vertiefung (natürliches Staubecken) stromabwärts des KKM-Areals: 458,0 m ü.M.
- Aarewasserstand bei extremem Niedrigwasser mit Verlust der Stauhaltung im Kraftwerk Niederried und gleichzeitigem Abflussunterbruch aus dem Wohlensee: 458,29 m ü.M.

KKM weist darauf hin, dass auch bei extremem Niedrigwasser die Zuflussöffnung zum SUSAN-Kühlwassersystem CWS mit Wasser überdeckt ist. Trotz des Abflussunterbruchs ist über Lecks am Stauwehr und am Grundablass des Wohlensees, über Sickerwasser der Stauanlage, über kleine Bäche aus der Umgebung und über Grundwassereintritte in die Aare eine Restwasser-Abflussmenge von mindestens  $0,4 \text{ m}^3/\text{s}$  vorhanden. Für den Betrieb des SWS resp. des CWS werden eine Abflussmenge von  $0,7 \text{ m}^3/\text{s}$  resp.  $0,09 \text{ m}^3/\text{s}$  benötigt. KKM kommt zum Schluss, dass auch bei extremem Niedrigwasser die Kühlwasserversorgung des KKM mittels des CWS gewährleistet ist.

Zur Beurteilung allfälliger Veränderungen bei der Aare-Stauhaltung wurden die Aare-Querprofile zwischen den Wasserkraftwerken Mühleberg und Niederried in den Jahren 1970 bis 1990 im Abstand von 10 Jahren vermessen. Da keine wesentlichen Veränderungen aufgetreten sind, hat die BKW in Absprache mit dem Bundesamt für Wasser und Geologie (BWG) für die zukünftigen Profilaufnahmen einen Zeitabstand von 15 bis 20 Jahren vorgesehen.

### **HSK-Beurteilung**

Aus den vorgelegten Unterlagen schliesst die HSK, dass bei extremem Niedrigwasser mit Abflussunterbruch des Wohlensees und Verlust der Stauhaltung des Stauwehrs Niederried zwar das Hauptkühlwassersystem und damit die Hauptwärmesenke über die Kondensatoren ausfällt, die Sohlen der Eintrittsöffnungen zum Hilfskühlwassersystem SWS und zum SUSAN-Kühlwassersystem CWS liegen aber noch um 0,3 m unterhalb des bei einem Niedrigwasser zu erwartenden Minimalwasserstandes. Zum Betrieb des CWS ist eine ausreichende Restwasser-Abflussmenge vorhanden. Falls sich die Aaresohle beim KKM-Areal in Zukunft nicht wesentlich ändert, kann eine Gefährdung der Anlagensicherheit durch Niedrigwasser ausgeschlossen werden.

Zur Gewährleistung des minimalen Wasserstandes, der zur Funktionstüchtigkeit des CWS bei extremem Niedrigwasser benötigt wird, ist vor allem die stromabwärts des KKM-Areals vorhandene beckenartige Vertiefung (natürliches Staubecken) der Aare von Bedeutung. Wegen der Bedeutung des Verlaufs der Aaresohle für die Beherrschung eines störfallbedingten Niedrigwassers verlangt die HSK die Beibehaltung des bisherigen Zeitintervalls für die periodische Profilaufnahme der Aare. *Die Aare-Querprofile im Bereich der Wasserfassung des CWS und des stromabwärts gelegenen natürlichen Staus der Aare müssen deshalb in periodischen Abständen von höchstens 10 Jahren, zum ersten Mal bis Ende 2003, erneut aufgenommen werden. (Pendenz)*

### **7.6.5 Windlasten**

#### **Störfallablauf und Ereigniskategorie**

Windkräfte, welche die Belastungsgrenze von Gebäudestrukturen übersteigen, können Gebäude zum Einsturz bringen und die Funktionsfähigkeit der darin vorhandenen Sicherheitssysteme ausser Kraft setzen.

Gemäss R-100<sup>88</sup> wird das der Auslegung zugrunde gelegte Störfallszenario für extreme Windlasten der Ereigniskategorie 3 (Unfall) zugeordnet.

#### **Zusammenfassung der PSÜ-Dokumentation und eingetretene Ereignisse**

In der deterministischen Sicherheitsstatusanalyse legt KKM dar, dass grosse Windlasten während des Sturms „Lothar“ vom 26. Dezember 1999 auftraten und dabei am Meteomast in einer Höhe von 110 m über Boden eine maximale Windgeschwindigkeit von 149 km/h gemessen wurde. Die Windgeschwindigkeiten beim Meteomast, der 800 m vom KKM-Areal entfernt liegt, können als typisch für das KKM und seine Umgebung angesehen werden.

KKM kommt zum Schluss, dass der Sturm „Lothar“ im Bereich des KKM mit einer maximalen Windgeschwindigkeit von ca. 150 km/h wirkte. Der Sturm blieb ohne Auswirkungen auf die Anlage.



## HSK-Beurteilung

Bei der Auslegung der Gebäude des KKM wurden die einwirkenden Windkräfte gemäss SIA-Norm 160 (1956)<sup>66</sup> mit den entsprechenden Staudrücken berücksichtigt. Bei der Auslegung des 125 m hohen Abluftkamins wurde zusätzlich ein „Stosszuschlag“ mit dem Faktor 1,90 angesetzt. Dem seinerzeit im Objekthöhenbereich von 80 bis 160 m angesetzten Staudruck liegt eine Windgeschwindigkeit von ca. 175 km/h zugrunde.

Die HSK stellt fest, dass die Windgeschwindigkeiten, die 1999 während des Sturmes „Lothar“ in der Umgebung des KKM von den installierten Messstellen registriert wurden, zu Windkräften im Rahmen der in der Auslegung getroffenen Annahmen führten. Die Gebäude des KKM und insbesondere der Abluftkamin werden somit als ausreichend standsicher gegen extrem starke Windeinwirkungen angesehen, wie sie beim Sturm „Lothar“ aufgetreten sind.

### 7.6.6 Einwirkungen von Gasen und Explosionen

#### Störfallablauf und Ereigniskategorie

Eine äussere Gefährdung des Kraftwerkes durch eine Explosion könnte wie folgt geschehen:

- Explosion in einer Industrieanlage oder einer Lagerstätte für feuergefährliche Stoffe
- Explosion einer Gas- oder Erdölleitung
- Explosion einer ins Kraftwerksareal zugeströmten Gaswolke
- Explosion beim Transport explosionsfähiger Stoffe auf Strasse, Schiene oder Fluss

Gemäss R-100<sup>88</sup> werden die aufgeführten Explosionen der Ereigniskategorie 3 (Unfall) zugeordnet.

#### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

Die am KKM im Abstand von ca. 1 km vorbeiführende Autobahn A1 von Bern nach Lausanne ist seit dem Jahre 2001 durchgehend befahrbar. Die Verkehrsdichte auf dieser Autobahn hat deshalb zugenommen. KKM kommt zum Schluss, dass sich aufgrund der Standortverhältnisse kein Gefährdungspotenzial durch eine äussere Einwirkung von Gasen oder Explosionen ableiten lässt.

## HSK-Beurteilung

Die Entfernungen zwischen dem KKM und Industrieanlagen, Lagerstätten für feuergefährliche Stoffe, Gasleitungen und wichtigen Verkehrswegen, die als Ursprungsort einer Explosion oder einer zugeströmten Gaswolke in Frage kommen, sind relativ gross. Zudem werden die Auswirkungen einer Explosion durch die vertiefte Lage des Kernkraftwerks und durch die massive Bauweise der Gebäude abgeschwächt. Die Zunahme der Verkehrsdichte auf der Autobahn A1 hat keinen wesentlichen Einfluss auf die Sicherheit des KKM. Eine Gefährdung des KKM durch eine Explosion, deren Ursprung ausserhalb der Anlage liegt, kann ausgeschlossen werden.

### 7.6.7 Flugzeugabsturz

#### Störfallablauf und Ereigniskategorie

Der Störfallablauf und die Konsequenzen eines Flugzeugabsturzes (militärisch oder zivil) auf ein Kernkraftwerk sind abhängig von verschiedenen Parametern, die durch den Flugzeugtyp, die Anflug- und Absturzcharakteristik sowie die werkspezifische Auslegung der Gebäude, Strukturen und Sys-

teme bestimmt werden. Unter anderem sind Geschwindigkeit, Gewicht, Struktureigenschaften, Auftreffcharakteristik, Resttreibstoffgehalt und Auftreffort des Flugzeugs wesentliche Einflussgrössen. Die Auswirkungen auf die Anlage bei einem Flugzeugabsturz können in zwei Gruppen gegliedert werden:

1. Beschädigung oder Zerstörung von sicherheitsrelevanten Strukturen, Systemen und Komponenten durch die mechanische Stosslast bei einem Aufprall des Flugzeuges oder seiner Trümmer.
2. Beschädigung oder Zerstörung von sicherheitsrelevanten Strukturen, Systemen und Komponenten durch den Folgebrand.

Gemäss HSK-Richtlinie R-100<sup>88</sup> wird ein Flugzeugabsturz auf ein Kernkraftwerk der Ereigniskategorie 3 (Unfall) und ein die Auslegungskriterien überschreitender Flugzeugabsturz den auslegungsüberschreitenden Störfällen (schwerer Unfall) zugeteilt.

Für nukleare Neubauprojekte wurde im Jahre 1986 die HSK-Richtlinie R-102<sup>10</sup> herausgegeben, welche die Auslegungskriterien festlegt, um einen vollumfänglichen Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen gegen die Folgen eines Flugzeugabsturzes sicherzustellen. Zum Zeitpunkt des Baus der älteren schweizerischen Kernkraftwerke war die Auslegung von Kernkraftwerken gegen Flugzeugabsturz jedoch weder in der Schweiz noch im Ausland eine gesetzliche oder behördliche Forderung. Die Anlage KKM wurde dementsprechend nicht eigens für diesen Störfall ausgelegt.

### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente und durchgeführte Untersuchungen**

Gemäss der PSA-Studie für Mühleberg beträgt die Gesamthäufigkeit eines unfallbedingten Flugzeugabsturzes auf das Reaktorgebäude des KKM  $2,4 \cdot 10^{-7}$  pro Jahr (Kap. 8.1.5.4) und liegt im Bereich des gesellschaftlich allgemein hin tolerierten Restrisikos. Dabei sind die berechneten Absturzhäufigkeiten von Militärjets und Zivilflugzeugen etwa gleich gross.

In Anbetracht des fortgeschrittenen Standes der Technik bei der Auslegung von deutschen und schweizerischen Kernkraftwerken gegen einen Flugzeugabsturz in den 70er Jahren hat die HSK zusätzliche Massnahmen gegen auslegungsüberschreitende externe Ereignisse gefordert. Dementsprechend wurden Ende der 80er Jahre wesentliche Nachrüstungsmassnahmen der Anlage KKM gegen einen Flugzeugabsturz durchgeführt, die auch Massnahmen gegen einen Flugzeugabsturz beinhalten. Um auch einen Schutz gegen einen Absturz von Flugzeugtrümmern zu erreichen und die übergeordneten Schutzziele zu erfüllen, wurde 1989 das Spezielle Unabhängige System zur Abführung der Nachzerfallswärme SUSAN nachgerüstet. Das SUSAN-Gebäude liegt zum Teil unterirdisch und ist gemäss HSK-Richtlinie R-102<sup>10</sup> gegen die Trümmereinwirkungen eines Flugzeugabsturzes ausgelegt.

Seit dem Attentat vom 11. September 2001 wird auch die Möglichkeit eines absichtlich herbeigeführten terroristischen Flugzeugabsturzes auf ein Kernkraftwerk in Betracht gezogen und es wurden bereits in einigen Ländern erste Schritte für Grenzlast- und Konsequenzenuntersuchungen zu diesem Szenarium vorgenommen. Eine solche Untersuchung zum gezielten Flugzeugabsturz wird derzeit auch für das KKM und die anderen schweizerischen Kernkraftwerke durchgeführt.

### **HSK-Beurteilung**

Ein nicht absichtlich herbeigeführter Flugzeugabsturz auf ein Kernkraftwerk wird von der Fachwelt auch in Zukunft als ein extrem seltenes Ereignis eingestuft. Während der fast 50-jährigen Kernenergienutzung gab es weltweit keinen Flugzeugabsturz auf ein Kernkraftwerk. Die langjährigen internati-

onalen Flugunfallstatistiken zeigen denn auch, dass die Absturzwahrscheinlichkeit für einen schnellfliegenden Militärjet oder ein grosses Verkehrsflugzeug auf eine Flächenparzelle von der Grösse eines Kernkraftwerks unter einmal pro 1 Million Jahre liegt. Dies wird durch die Absturzwahrscheinlichkeitsanalyse der PSA-Studie für KKM bestätigt (Kap. 8.1.5.4). In anderen Gefahrenbereichen werden gegen derart unwahrscheinliche Ereignisse keine expliziten Schutzmassnahmen getroffen.

Obwohl das KKM beim Bau nicht eigens auf einen Absturz eines schnell fliegenden Militärflugzeuges oder einer grossen Passagiermaschine ausgelegt wurde, bietet die Anlage nach Ansicht der HSK dennoch erhebliche Schutzfaktoren:

- günstige Topographie: KKM liegt zwischen Hügeln in einem Taleinschnitt.
- räumliche Trennung von sicherheitsrelevanten Systemen
- das 1989 in Betrieb genommenen und gebunkerte, z. T. unter der Erde liegende SUSAN-Notstandssystem
- massive interne Beton- und Stahlstrukturen als zusätzliche innere Schutzbarrieren gegen eine Beschädigung von Komponenten, die radioaktive Stoffe enthalten

Für den Fall des wahrscheinlicheren Absturzes von leichteren Flugzeugen, Helikoptern oder Flugzeugtrümmern ist die Anlage KKM mit den bestehenden baulichen und mechanischen Voraussetzungen sowie durch die räumliche Trennung und Bunkerung wichtiger Sicherheitssysteme gut geschützt. Die Kernkühlung kann bei solchen Abstürzen auf das KKW-Gelände gewährleistet werden, d. h. die radiologischen Konsequenzen in der Umgebung sind begrenzt und erfüllen die Kriterien der HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup> (Kap. 7.7.2.10)

Die ersten vorläufigen Ergebnisse der laufenden Untersuchung (Stand Herbst 2002) zu den Auswirkungen eines gezielten terroristischen Flugzeugabsturzes zeigen, dass die tatsächlich notwendigen Schutzwandstärken von KKW-Reaktorgebäuden gegen einen Flugzeugabsturz geringer sind, als bisher aufgrund der Ergebnisse konservativer Rechnungen angenommen wurde. Aus dieser Untersuchung ergibt sich auch für das KKM ein höherer Schutzgrad gegen das Eindringen von Triebwerks- oder Trümmerteilen von schnellfliegenden Militärjets und grossen Verkehrsflugzeugen als bisher angenommen wurde. Weiterhin zeigt die Untersuchung, dass die Tragfähigkeit und Dichtheit der sicherheitsrelevanten Gebäude auch nach einem mehrstündigen Kerosinbrand erhalten bleibt. Ein Bericht zu dieser Untersuchung wird im Frühjahr 2003 dem Bundesrat eingereicht.

Die HSK kommt zum Schluss, dass das KKM, welches Ende der 60er Jahre entsprechend dem Stand des Wissens und des damaligen Vorgehens noch nicht eigens auf einen Flugzeugabsturz ausgelegt wurde, dennoch aufgrund der Nachrüstungen und der neuen Erkenntnisse aus der oben erwähnten Untersuchung über einen angemessenen Schutzgrad gegen jegliche Art von Flugzeugabsturz verfügt.

## **7.7 Radiologische Auswirkungen von Auslegungstörfällen**

Der Nachweis eines ausreichenden Sicherheitskonzepts wird im Rahmen der Auslegung anhand umfassender Störfallanalysen geführt. Dabei muss nachgewiesen werden, dass für alle während der Lebensdauer einer Anlage zu erwartenden und für alle nach menschlichem Ermessen nicht auszuschliessenden Ereignisse die Anlage so ausgelegt ist, dass dabei keine für die Umgebung gefährlichen Dosen auftreten. Für Einzelpersonen der Bevölkerung sind gemäss der HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup> für Störfälle der Ereigniskategorie 1 maximal 0,2 mSv pro Jahr, für Störfälle der Ereigniskategorie 2

maximal 1 mSv und für Störfälle der Ereigniskategorie 3 maximal 100 mSv zulässig. Dieser Nachweis wurde für Auslegungsstörfälle bereits im Rahmen des Bewilligungsverfahrens für die Inbetriebnahme und den Betrieb der Anlage geführt, und es wurde damals gezeigt, dass die zu erwartenden Dosen deutlich geringer sind als die einzuhaltenden Dosiswerte. Allerdings wurde, wie damals üblich, die Ingestion kontaminierter Nahrungsmittel in den Berechnungen nicht berücksichtigt.

Die Rechenmodelle zur Beschreibung des Transports radioaktiver Stoffe innerhalb und ausserhalb der Anlage wurden im Laufe der Jahre ständig verfeinert und gewisse Randbedingungen wurden den neueren Erkenntnissen angepasst. So ist zum Transport radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage bis zur Freisetzung in die Anlagenumgebung (Quelltermberechnung) im Jahre 2000 die neue USNRC-Richtlinie 1.183<sup>96</sup> erschienen, welche für die HSK die diesbezüglich massgebende Beurteilungsgrundlage ist. Des weiteren wurden die Annahmen zur Ausbreitungs- und Dosisberechnung, die heute für die Schweiz in der HSK-Richtlinie R-41<sup>7</sup> festgelegt sind, geändert. Dies führte zur Notwendigkeit, die radiologischen Auswirkungen von Auslegungsstörfällen im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM neu zu beurteilen.

Die Überprüfung der HSK stützt sich auf den KKM-Sicherheitsbericht<sup>11</sup> und auf den KKM-Bericht über die Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung nach Störfällen.

### 7.7.1 Rechenmodelle zur Bestimmung der radiologischen Auswirkungen

Die für die Bestimmung der radiologischen Auswirkungen notwendigen Berechnungen umfassen:

Innerhalb der Anlage:

- Aktivitätsinventar im Brennstoff und Reaktorkühlmittel,
- Transport radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage bis zur Freisetzung in die Umgebung.

Ausserhalb der Anlage:

- Ausbreitung der aus der Anlage freigesetzten radioaktiven Stoffe in der Atmosphäre und Ablagerung auf dem Boden,
- Dosis für Einzelpersonen der Bevölkerung in der Umgebung.

Für den Nachweis werden konservative Ergebnisse verlangt. Damit wird sichergestellt, dass diese eine obere Grenze der zu erwartenden radiologischen Auswirkungen darstellen. Konservative Ergebnisse können gewonnen werden entweder durch Berechnungen mit Rechenmodellen und Eingabedaten, welche systematisch zu ungünstigeren Ergebnissen führen als sie tatsächlich auftreten würden, oder durch Berechnungen mit realistischen Rechenmodellen und Eingabedaten unter Berücksichtigung von Sicherheitszuschlägen, die aufgrund vorhandener Unsicherheiten in Rechenmodellen und der Streuung der Eingabedaten bestimmt werden.

Im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung des KKM hat der Betreiber die in der Kraftwerksumgebung zu erwartenden Dosen für eine Reihe von radiologisch repräsentativen Auslegungsstörfällen neu analysiert. Andere radiologisch relevante Störfälle werden durch diese Störfälle abgedeckt. Dies ist ein übliches Verfahren.

Folgende Störfälle wurden radiologisch untersucht:

- Steuerstab-Fall (Ereigniskategorie 2, Kap. 7.7.2.1)
- Kühlmittelverluststörfall (Ereigniskategorie 3, Kap. 7.7.2.2)

- Messleitungsbruch im Reaktorgebäude (Ereigniskategorie 2, Kap. 7.7.2.3)
- RWCU-Leitungsbruch im Reaktorgebäude (Ereigniskategorie 3, Kap. 7.7.2.4)
- Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus (Ereigniskategorie 3, Kap. 7.7.2.5)
- Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus (Ereigniskategorie 3, Kap. 7.7.2.6)
- Bruch eines Aktivkohlebehälters im Maschinenhaus (Ereigniskategorie 3, Kap. 7.7.2.7)
- Abgasleitungsbruch im Maschinenhaus (Ereigniskategorie 3, Kap. 7.7.2.8)
- Brennelementabsturz (Ereigniskategorie 2, Kap. 7.7.2.9)
- Externe Ereignisse (Ereigniskategorie 3, Kap. 7.7.2.10)

Die HSK hat die vom Betreiber unterbreiteten Rechenmodelle für die radiologischen Störfallanalysen sowie deren Annahmen und Eingabeparameter überprüft und hat die Ergebnisse durch eigene Analysen im Detail auch quantitativ kontrolliert.

### 7.7.1.1 Aktivitätsinventar und Transport radioaktiver Stoffe in der Anlage

#### Vorgehensweise

Das Aktivitätsinventar des Reaktorkerns ist bei Störfällen mit postulierten Brennstabschäden von Bedeutung. Zu diesen Störfällen gehören der Brennelementabsturz, der Steuerstab-Fall und der Kühlmittelverluststörfall im Drywell. Bei den übrigen sieben der oben aufgeführten und analysierten Störfälle spielt nur das Aktivitätsinventar des Kühlmittels (Reaktorwasser, Frischdampf) resp. des Abgases eine Rolle.

Das Aktivitätsinventar des Reaktorkerns (Bq/Kern) bei Störfalleintritt wurde nicht neu ermittelt. Es entspricht somit dem im HSK-Gutachten von 1991<sup>2</sup> verwendeten.

Die Aktivitätsinventare (Aktivitätskonzentrationen) von Reaktorwasser und Frischdampf (Bq/m<sup>3</sup>) wurden neu bestimmt, um einerseits die aktuellen Festlegungen der Technischen Spezifikationen zu berücksichtigen und andererseits das Nuklidspektrum durch radiologisch wichtige Nuklide von Aktivierungs- und Spaltprodukten (sog. Feststoffe) zu ergänzen.

Die Annahmen zum Transport radioaktiver Stoffe in der Anlage hängen vom konkreten Störfall ab und werden in den folgenden störfallspezifischen Kapiteln diskutiert und beurteilt.

#### Annahmen des KKM

Das Aktivitätsinventar des Reaktorkerns (Bq/Kern) bei Störfalleintritt basiert auf einem Reaktorbetrieb während 1000 Tagen bei einer Nennleistung von 1097 MW<sub>th</sub>.

Die im Sicherheitsbericht angegebenen Aktivitätskonzentrationen der Iodnuklide im Reaktorwasser wurden an den aktuellen Wert der Technischen Spezifikationen für das Leitnuklid Iod-131 (4,4·10<sup>10</sup> Bq/m<sup>3</sup>) angepasst. Zur Erweiterung des Nuklidspektrums wurden sowohl Messwerte aus dem KKM als auch Standardwerte herangezogen, die das American Nuclear Standard (ANS) Committee für einen Referenzkern eines Siedewasserreaktors mit 3400 MW<sub>th</sub> angibt (ANS-Quelltermspezifikation<sup>97</sup>).

Hinsichtlich Aktivität des Frischdampfs wurden die Freisetzungsraten (Bq/s) der Edelgasnuklide in Übereinstimmung mit dem aktuellen Wert der Technischen Spezifikationen für das Leitnuklid Iod-131

angepasst. Für den Aktivitätsübertritt aus dem Reaktorwasser in den Frischdampf wurden Carryover-Faktoren von 1,4% für Iodnuklide (Erfahrungswert für KKM) und von 0,1% für die übrigen (nicht gasförmigen) Nuklide angenommen (ANS-Quelltermspezifikation<sup>97</sup>). Bei zwei Störfällen wurde ein konservativerer Carryover-Faktor von 2% für die Iodnuklide verwendet (Kap. 7.7.2.1 und 7.7.2.8).

### **HSK-Beurteilung**

Im Sicherheitsbericht sowie in den eingereichten PSÜ-Unterlagen findet man weder Angaben zum Aktivitätsinventar des Referenz-Reaktorkerns noch eine Charakteristik desselben hinsichtlich Nachladeanteil, Entladeabbrand, Kernabbrand usw. Das Aktivitätsinventar des Kerns entspricht dem Stand von 1991 und ist nicht mehr aktuell, weil sich der eingesetzte Brennelementtyp, die Beladestrategie und die Abbrandlimiten geändert haben. *KKM hat deshalb bis Ende 2003 das Aktivitätsinventar für den Referenz-Reaktorkern entsprechend der aktuellen Beladestrategie und der aktuellen Abbrandlimiten neu zu berechnen. Dies impliziert Neuanalysen der Störfälle Steuerstab-Fall, Kühlmittelverlust und Brennelementabsturz, bei denen Brennstabschäden postuliert werden. Bei diesen Neuanalysen sind auch die störfallspezifischen HSK-Beurteilungen zu berücksichtigen. (PSÜ-Pendenz)*

Das Vorgehen zur Bestimmung neuer Aktivitätsinventare von Reaktorwasser und Frischdampf ist nach Ansicht der HSK akzeptabel. Das erweiterte Nuklidspektrum berücksichtigt insbesondere auch diejenigen Nuklide, die in den deutschen Richtlinien und im Nuklidspektrum für das KKL aufgeführt sind.

#### **7.7.1.2 Atmosphärische Ausbreitung und Dosisberechnung**

##### **Vorgehensweise**

Die aus der Anlage freigesetzten radioaktiven Stoffe gelangen in die Atmosphäre und breiten sich in Abwindrichtung aus. Besonders wichtig für die Berechnung der Strahlenexposition der Bevölkerung ist die bei der Ausbreitung entstehende Verdünnung der radioaktiven Wolke, die vom Wetter abhängig ist. Es wird im allgemeinen zwischen sechs Stabilitätsklassen der Atmosphäre unterschieden, womit die unterschiedliche Durchmischung und damit Verdünnung der radioaktiven Stoffe charakterisiert wird. Die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung hängen neben der Stabilitätsklasse von den Niederschlagsverhältnissen, der Freisetzungshöhe der radioaktiven Stoffe, der Windgeschwindigkeit und der betrachteten Abwinddistanz ab. Bei bodennahen Freisetzungen führen stabile Schwachwindlagen ohne Regen in der näheren Umgebung oft zu den grössten radiologischen Auswirkungen während des Durchzugs der radioaktiven Wolke (Wolkenphase). Wetterlagen mit Regen verursachen gegenüber trockenen Wetterlagen grössere Bodenkontaminationen und damit auch grössere Dosisbelastungen in der Phase nach dem Wolkendurchzug (Bodenphase).

Die Freisetzung radioaktiver Stoffe aus der Anlage kann je nach Störfall innerhalb einer Zeitspanne von einigen Stunden oder während einer längeren Zeitdauer erfolgen. Die Dosisbelastung der Bevölkerung durch luftgetragene radioaktive Stoffe erfolgt daher ebenfalls über unterschiedliche Zeiträume. Aus der radioaktiven Wolke können radioaktive Stoffe auf dem Boden abgelagert werden und damit auch nach dem Durchzug der Wolke längerfristig Dosisbelastungen verursachen. Abgelagerte radioaktive Stoffe können in den Boden hineinsickern, wodurch eine Abschwächung der externen Strahlung erzielt wird, oder sie können wiederaufgewirbelt werden und erneut Dosisbelastungen durch luftgetragene radioaktive Stoffe verursachen.

## **Annahmen des KKM**

Bei allen Auslegungsstörfällen wurde angenommen, dass die Freisetzung radioaktiver Stoffe zu einem nicht wählbaren Zeitpunkt erfolgt und somit die Wetterbedingungen nicht bekannt sind. Zur Ermittlung der maximalen Dosis gemäss HSK-Richtlinie R-41<sup>7</sup> wurden Berechnungen für verschiedene Abwinddistanzen und Stabilitätsklassen der Atmosphäre bei trockener und nasser Ablagerung durchgeführt und die jeweils ungünstigsten Resultate verwendet.

### Atmosphärische Ausbreitung und Ablagerung

In den Analysen wurde unterschieden zwischen Freisetzungen direkt aus Anlageräumen und Freisetzungen über den Abluftkamin. Bei Freisetzungen aus Anlageräumen wurde in den Berechnungen eine bodennahe Freisetzung angenommen. Bei Freisetzungen über den Abluftkamin wurde eine Freisetzungshöhe von 125 m angesetzt.

In den Berechnungen wurde eine konstante höhenunabhängige Windgeschwindigkeit von 1 m/s angenommen. Ferner wurde davon ausgegangen, dass es bei nasser Ablagerung während den ersten 8 Stunden ständig mit einer mittleren Intensität von 2 mm/h regnet. Bei längerdauernden Freisetzungen radioaktiver Stoffe darf davon ausgegangen werden, dass sich Windrichtung und Wetterlage zeitlich ändern. Die Störfallanalysen wurden deshalb mit zeitlich gestaffelten Ausbreitungs- und Auswaschbedingungen gemäss HSK-Richtlinie R-41<sup>7</sup> 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. Als Parameterwerte wurden die heute üblichen Werte angenommen.

### Dosisberechnung für die Bevölkerung

Die Ermittlung der maximalen Dosis in der Umgebung erfolgte für eine erwachsene Person, die sich während des Durchzugs der radioaktiven Wolke 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 HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup> festgelegten Dosiswerten wurde in den Berechnungen grundsätzlich von einer Integrationszeit (Expositions- bzw. Inkorporationsdauer) von einem Jahr unmittelbar nach dem Ereignis ausgegangen. Bei den gerechneten Dosen aus Inhalation und Ingestion handelt es sich zudem um Folgedosen über 50 Jahre. Folgende Expositionspfade wurden berücksichtigt:

In der Wolkenphase (Wolkendosis):

- Externe Bestrahlung aus der vorbeiziehenden radioaktiven Wolke,
- Interne Bestrahlung während des Wolkendurchzugs durch Inhalation luftgetragener radioaktiver Stoffe.

In der Bodenphase (Bodendosis):

- Externe Bestrahlung durch auf dem Boden abgelagerte radioaktive Stoffe,
- Interne Bestrahlung durch Inhalation der nach dem Wolkendurchzug wiederaufgewirbelten radioaktiven Stoffe,
- Interne Bestrahlung durch Ingestion kontaminierter Lebensmittel.

Bei der Inhalation wurde während den ersten 8 Stunden des Wolkendurchzugs von einer erhöhten Atemrate von  $3,3 \cdot 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$  ausgegangen. Bei der Inhalation während der restlichen Zeit des Wolkendurchzugs und bei der langfristigen Inhalation durch Wiederaufwirbelung wurde eine mittlere Atemrate von  $2,3 \cdot 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$  angesetzt. Zur Bestimmung der Inhalations- und Ingestionsdosen wurden die Dosisfaktoren aus der schweizerischen Strahlenschutzverordnung<sup>37</sup> verwendet.

Die Dosisfaktoren für externe Bestrahlung wurden aus der Datenbank von Kocher<sup>98</sup> übernommen, jedoch unter Berücksichtigung der Organ-Wichtungsfaktoren gemäss ICRP-60<sup>99</sup>. 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.

## HSK-Beurteilung

Die im Rahmen der radiologischen Störfallanalysen erforderlichen Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden grundsätzlich gemäss der HSK-Richtlinie R-41<sup>7</sup> durchgeführt. Die HSK hat die vom Betreiber unterbreiteten Analysen überprüft. Die HSK akzeptiert die verwendeten Rechenmethoden und erachtet die getroffenen Annahmen und Eingabeparameter als konservativ.

## 7.7.2 Ergebnisse der radiologischen Störfallanalysen

### 7.7.2.1 Steuerstab-Fall

Der Steuerstab-Fall gehört zur Ereigniskategorie 2. Gemäss HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert 1 mSv.

### Störfallablauf

Zum Störfallablauf wird auf Kap. 7.3.2 verwiesen. Zur Bestimmung der radiologischen Konsequenzen wird angenommen, dass der Steuerstab-Fall 30 Minuten nach Abschaltung des Reaktors (heissunterkritischer Zustand) eintritt. Dabei gelangen radioaktive Stoffe aus den beschädigten Brennstäben über die Frischdampfleitungen zu den Turbinen und in die Kondensatoren, bis nach kurzer Zeit die Frischdampfisolationsventile durch das Signal „Hohe Strahlung an den Frischdampfleitungen“ geschlossen werden und damit der Dampfstrom zu den Turbinen unterbrochen wird. Mit der Isolation der Frischdampfleitungen fällt auch die Abgasanlage aus, und das Kondensatorvakuum kann nicht mehr aufrechterhalten werden. Es wird angenommen, dass die in den Kondensatoren eingeschlossenen radioaktiven Stoffe über Kondensatorleckagen ins Maschinenhaus und von dort über die Maschinenhauslüftung zum Abluftkamin und in die Umgebung gelangen. Damit wird ein allfälliger Überdruck in den Kondensatoren berücksichtigt.

### Von KKM durchgeführte Analysen

Die Annahmen für die Quelltermberechnung entsprechen weitestgehend denen im HSK-Gutachten von 1991<sup>2</sup>. Insbesondere wird die Beschädigung von 850 Brennstäben aus (8x8)-Brennelementen angenommen. Für die Freisetzung der Edelgas- und Iodnuklide aus diesen Brennstäben wird jedoch gemäss der USNRC-Richtlinie 1.183<sup>96</sup> aus dem Jahr 2000 ein höherer Wert (10%) verwendet.



Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der Richtlinie HSK-R-41<sup>7</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $1,4 \cdot 10^{-1}$  mSv.

### HSK-Beurteilung

Der Quellterm basiert auf dem Aktivitätsinventar eines nicht mehr aktuellen Referenz-Reaktorkerns (siehe Kap. 7.7.1.1). Die Annahme von 850 beschädigten Brennstäben aus (8x8)-Brennelementen ist ebenfalls nicht mehr aktuell, da solche Brennelemente im KKM nicht mehr eingesetzt werden.

Die HSK hat eine eigene Quelltermberechnung durchgeführt. Da das Aktivitätsinventar des KKM-Reaktorkerns im Sicherheitsbericht nicht dokumentiert ist, wurde das entsprechende Aktivitätsinventar des KKL-Reaktorkerns auf die KKM-Verhältnisse skaliert. Im Unterschied zu den Berechnungen des Betreibers wurde für elementares Iod eine 10-fach grössere Rückhaltung im Reaktorwasser und im Maschinenhaus ein Abscheidegrad von 50% (statt 0%) angenommen. Diese realistischeren - auch im Fall des KKL zugrunde gelegten - Annahmen ergeben einen Quellterm, der etwa um einen Faktor 10 bis 20 niedriger ist als der vom Betreiber ausgewiesene. Wie bereits in Kap. 7.7.1.1 erwähnt, hat KKM diesen Störfall mit dem aktualisierten Referenzkern nochmals zu analysieren. Dabei ist auch die Annahme zur Zahl beschädigter Brennstäbe zu aktualisieren.

Die von der HSK ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.7.2-1 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Gemäss HSK-Analyse beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr  $1,0 \cdot 10^{-2}$  mSv.

Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss R-11<sup>6</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 2 eingehalten wird.

Tab. 7.7.2-1: Maximale Dosis für den Steuerstab-Fall

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKM-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$3,1 \cdot 10^{-3}$	$3,8 \cdot 10^{-3}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$1,4 \cdot 10^{-1}$	$6,5 \cdot 10^{-3}$
Total Wolken- und Bodenphase	$1,4 \cdot 10^{-1}$	$1,0 \cdot 10^{-2}$

### 7.7.2.2 Kühlmittelverluststörfall

Der Kühlmittelverluststörfall (LOCA) „Doppelendiger Bruch einer Umwälzschleife im Drywell“ (Kap. 7.4.4) gehört zur Ereigniskategorie 3. Gemäss HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv.

## Störfallablauf

Der Störfallablauf ist in Kap. 7.4.4 beschrieben. Die radioaktiven Stoffe gelangen über die Bruchstelle in den Drywell und dann durch die Überströmleitungen ins Toruswasser, in dem ein Grossteil der nicht gasförmigen radioaktiven Stoffe zurückgehalten wird. Der Rest gelangt in die Torusatmosphäre. Durch Leckage des Primärcontainments gelangen radioaktive Stoffe ins Sekundärcontainment (Reaktorgebäude) und über die Filter des Notabluftsystems (SGTS) zum Abluftkamin und schliesslich in die Umgebung. Zudem werden direkte Leckagen aus dem Primärcontainment über Rohrleitungen mit undichten Isolationsarmaturen in das Maschinenhaus (d. h. unter Umgehung des Sekundärcontainments) berücksichtigt, die über Maschinenhauslüftung und Abluftkamin ungefiltert in die Umgebung freigesetzt werden.

## Von KKM durchgeführte Analysen

Bei der Ermittlung der Quellterme ist der Betreiber von den Quelltermen eines anderen Siedewasserreaktors, des Kernkraftwerks Leibstadt<sup>100</sup> (KKL), ausgegangen und hat diese an die Verhältnisse des KKM angepasst (skaliert). Die Quelltermbestimmung basiert damit auf Annahmen, die sich in folgenden Punkten von den Annahmen im HSK-Gutachten von 1991<sup>2</sup> unterscheiden

- 10% der Brennstäbe aus (8x8)-Brennelementen werden beschädigt<sup>100,101</sup>.
- Die Freisetzung der Edelgas-, Iod- und Feststoffnuklide aus den beschädigten Brennstäben sowie die Zusammensetzung des freigesetzten Iods wird wie bei KKL<sup>100</sup> angenommen.
- Für elementares Iod wird eine 10-fach grössere Rückhaltung<sup>100</sup> im Toruswasser angenommen.
- Bei der direkten Leckage aus dem Primärcontainment ins Maschinenhaus (Sekundärcontainment-Bypassleckage) werden ausser undichten Frischdampf-Isolationsventilen (Frischdampf-Pfad) auch undichte Speisewasser-Rückschlagventile (Speisewasser-Pfad) berücksichtigt. Es wird unterstellt, dass über den letzteren Pfad 3000 kg Dampf aus Reaktorwasser ins Maschinenhaus gelangen.
- Zusammensetzung des in die Umgebung freigesetzten Iods: 90% organisches und 10% elementares Iod.

Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der HSK-Richtlinie R-41<sup>7</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 1,8 mSv.

## HSK-Beurteilung

Die Verwendung von Quelltermen einer anderen Anlage ist problematisch und muss als methodischer Mangel betrachtet werden. Die HSK hat geprüft, ob die bei der KKL-Quelltermbestimmung getroffenen Annahmen auch für KKM gültig resp. abdeckend sind, ob Anpassungen (Skalierungen) an die KKM-Verhältnisse korrekt durchgeführt wurden und ob ein für KKM repräsentativer wie auch konservativer Quellterm ermittelt wurde.

Die Vorgänge, die beim LOCA zu einer Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung führen und die beteiligten Systeme (z. B. SGTS) sind in beiden Anlagen grundsätzlich vergleichbar. Wesentliche Annahmen zum Aktivitätstransport wie die Leckraten vom Primär- in das Sekundärcontainment sowie vom Sekundärcontainment in die Umgebung sind in beiden Anlagen gleich oder werden durch die Annahmen für KKL abgedeckt. Bei der Sekundärcontainment-Bypassleckage (SCBL) über den Frischdampf-Pfad wurden die unterschiedlichen Verhältnisse im KKM gegenüber KKL durch eine Ska-

lierung korrekt berücksichtigt. Die Quelltermbeiträge von diesem Pfad sowie vom SGTS-Pfad wurden durch eine Leistungs-Skalierung an die KKM-Leistung und damit in geeigneter Weise an das Aktivitätsinventar des KKM-Reaktorkerns angepasst.

Bei der SCBL über den Speisewasser-Pfad wurde für KKM, ohne Bezugnahme auf KKL, eine Abschätzung vorgenommen; die verwendete Dampfmenge (3000 kg) aus Reaktorwasser stammt allerdings von einem anderen Störfall (Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus, Kap. 7.7.2.6), was methodisch falsch ist. Beim LOCA im KKM wird, anders als bei KKL, die SCBL über den Speisewasser-Pfad durch die Dichtheit von Motorschiebern im Maschinenhaus bestimmt.

Die HSK hat eine eigene Quelltermberechnung durchgeführt, die den Aktivitätstransport KKM-spezifisch modelliert. Da das Aktivitätsinventar des KKM-Reaktorkerns im Sicherheitsbericht nicht dokumentiert ist, wurde das entsprechende Aktivitätsinventar des KKL-Reaktorkerns auf die KKM-Verhältnisse skaliert.

Ein Vergleich mit den von der HSK berechneten Quelltermen zeigt, dass die Anpassung (Skalierung) des KKL-Quellterms an die Verhältnisse im KKM insgesamt zu konservativen Resultaten führt. Im Rahmen der von KKM durchzuführenden Neuanalyse des Kühlmittelverluststörfalls im Drywell (Pendenz in Kap. 7.7.1.1) sind alle methodischen Mängel zu beheben.

Die von der HSK ermittelte maximal zu erwartenden Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.7.2-2 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr 1,6 mSv.

Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss R-11<sup>6</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.

Tab. 7.7.2-2: Maximale Dosis für den Kühlmittelverluststörfall

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKM-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$1,5 \cdot 10^{-1}$	$1,1 \cdot 10^{-1}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	1,6	1,5
Total Wolken- und Bodenphase	1,8	1,6

### 7.7.2.3 Messleitungsbruch im Reaktorgebäude

Der Messleitungsbruch im Reaktorgebäude gehört zur Ereigniskategorie 2. Gemäss HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert 1 mSv.

## Störfallablauf

Der Störfallablauf ist in Kap. 7.4.5 beschrieben. Es handelt sich um einen nichtabsperrbaren Bruch, so dass zur Beendigung der Reaktorwasser-Leckage der Reaktor abgeschaltet, rasch abgefahren und druckentlastet werden muss. Die ins Reaktorgebäude freigesetzte Aktivität wird durch das Notabluftsystem (SGTS) gefiltert über den Kamin abgegeben.

## Von KKM durchgeführte Analysen

Es wird angenommen, dass der Reaktor nach 1,5 Stunden drucklos ist. Die in dieser Zeit ins Reaktorgebäude ausgeströmte Menge von Reaktorwasser ist etwa viermal so gross wie beim „Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus“ (Kap. 7.7.2.5). Die dabei ins Reaktorgebäude freigesetzte Aktivität wird als Vierfaches der beim letzteren Störfall freigesetzten Aktivität berechnet, jedoch ohne Edelgase, die es bei einer Reaktorwasser-Leckage nicht gibt.

Der Abscheidegrad des SGTS-Filters für Aerosole (Feststoffe) und für elementares Iod beträgt 99,9%, für organisches Iod 99%.

Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der HSK-Richtlinie R-41<sup>7</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $1,4 \cdot 10^{-3}$  mSv.

## HSK-Beurteilung

Der Vergleich mit dem „Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus“ berücksichtigt nicht, dass die Zusammensetzung der Leckagen (Anteile von Wasser und Dampf) für beide Störfälle unterschiedlich ist. Dies ist aber wichtig, da sich die Aktivitätskonzentrationen im Wasser und im Dampf stark unterscheiden.

Die HSK hat eine eigene Quelltermberechnung durchgeführt, um die Konservativität des Vorgehens von KKM zu überprüfen. Dabei wurde von einer Reaktorwasser-Leckage ausgegangen, die viermal so gross ist wie die Gesamtleckage beim „Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus“. Von der Reaktorwasser-Leckage verdampfen spontan 30% und 10% der im verdampfenden Anteil befindlichen Iodaktivität gelangt in die Reaktorgebäude-Atmosphäre. Es ergeben sich mit diesen Annahmen höhere Iod-Quellterme als beim KKM-Vorgehen.

Nach Ansicht der HSK entspricht die Methodik des KKM zur Quelltermbestimmung nicht dem tatsächlichen Störfallablauf und ist nicht konservativ. Auf eine Neuberechnung der Quellterme kann jedoch verzichtet werden, da die resultierende Dosis um mehrere Grössenordnungen unter dem Dosisgrenzwert liegt.

Die von der HSK ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.7.2-3 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr  $9,0 \cdot 10^{-4}$  mSv.

Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss R-11<sup>6</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 2 eingehalten wird.

Tab. 7.7.2-3: Maximale Dosis für den Messleitungsbruch im Reaktorgebäude

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKM-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$7,9 \cdot 10^{-6}$	$2,7 \cdot 10^{-5}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$1,4 \cdot 10^{-3}$	$8,7 \cdot 10^{-4}$
Total Wolken- und Bodenphase	$1,4 \cdot 10^{-3}$	$9,0 \cdot 10^{-4}$

#### 7.7.2.4 RWCU-Leitungsbruch im Reaktorgebäude

Der RWCU-Leitungsbruch im Reaktorgebäude gehört zur Ereigniskategorie 3. Gemäss HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv.

##### Störfallablauf

Es sind drei Fälle (Bruchlagen) zu betrachten. In zwei Fällen muss der Bruch vom Operateur manuell abgesperrt werden. Der ungünstigste Fall ist ein Bruch im kalten Strang des RWCU. Die ins Reaktorgebäude freigesetzte Aktivität wird durch das Notabluftsystem (SGTS) gefiltert über den Kamin abgegeben.

##### Von KKM durchgeführte Analysen

Es wird eine Operateur-Reaktionszeit von 10 Minuten unterstellt. Dann ist die Leckage von Reaktorwasser in das Reaktorgebäude im ungünstigsten Fall etwa 3,5-mal so gross wie die Gesamtleckage beim „Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus“ (Kap. 7.7.2.5). Die dabei in das Reaktorgebäude freigesetzte Aktivität wird als 3,5-faches der beim letzteren Störfall freigesetzten Aktivität berechnet, jedoch ohne Edelgase, die es bei einer Reaktorwasser-Leckage nicht gibt.

Der Abscheidegrad des SGTS-Filters für Aerosole (Feststoffe) und für elementares Iod beträgt 99,9%, für organisches Iod 99%.

Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der HSK-Richtlinie R-41<sup>7</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $1,2 \cdot 10^{-3}$  mSv.

##### HSK-Beurteilung

Bezüglich des Vergleichs mit dem „Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus“ gelten dieselben Bemerkungen wie beim Messleitungsbruch (Kap. 7.7.2.3). Nach Ansicht der HSK entspricht die Methodik zur Quelltermbestimmung nicht dem tatsächlichen Störfallablauf und ist nicht konservativ. Auf eine Neuberechnung der Quellterme kann jedoch verzichtet werden, da die resultierende Dosis um mehrere Grössenordnungen unter dem Dosisgrenzwert liegt.

Auch für den RWCU-Leitungsbruch hat die HSK eine eigene Quelltermberechnung durchgeführt.

Die von der HSK ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.7.2-4 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr  $7,8 \cdot 10^{-4}$  mSv.

Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss R-11<sup>6</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.

Tab. 7.7.2-4: Maximale Dosis für den RWCU-Leitungsbruch im Reaktorgebäude

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKM-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$6,9 \cdot 10^{-6}$	$2,3 \cdot 10^{-5}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$1,2 \cdot 10^{-3}$	$7,6 \cdot 10^{-4}$
Total Wolken- und Bodenphase	$1,2 \cdot 10^{-3}$	$7,8 \cdot 10^{-4}$

#### 7.7.2.5 Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus

Der Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus gehört zur Ereigniskategorie 3. Gemäss HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv.

##### Störfallablauf

Der Störfallablauf ist in Kap. 7.4.3 beschrieben. Ein Bruchort im Maschinenhaus ist am ungünstigsten, da dieses Gebäude keine Barriere gegenüber Aktivitätsfreisetzung darstellt.

Die im Kühlmittel vorhandenen radioaktiven Stoffe gelangen mit dem ausströmenden Dampf resp. Wasser so lange ins Maschinenhaus, bis durch automatisches Schliessen der Frischdampfisolationsventile der Dampfstrom unterbrochen wird. Bei einem grossen Leitungsbruch steigt der Druck im Maschinenhaus so stark an, dass die Maschinenhaus-Fenster bersten und die radioaktiven Stoffe direkt in die Umgebung gelangen.

##### Von KKM durchgeführte Analysen

Bis zum Schliessen der Frischdampfisolationsventile (10,5 s) strömen aus der Bruchstelle 1860 kg Frischdampf und 5720 kg Reaktorwasser ins Maschinenhaus.

Die im Frischdampf enthaltenen radioaktiven Edelgas- und Iodnuklide gelangen vollständig in die Maschinenhaus-Atmosphäre. Vom Reaktorwasser verdampfen bei Atmosphärendruck spontan ca. 30%. Neuere Untersuchungen haben gezeigt, dass dabei weniger als 10% der im verdampfenden Anteil befindlichen Iodaktivität in die Maschinenhaus-Atmosphäre gelangt. Der in der Analyse verwendete Wert von 10% ist deshalb konservativ. Das in die Maschinenhaus-Atmosphäre freigesetzte Iod ist gemäss NRC-Guide 1.183 zu 95% aerosolförmig, zu 4,85% elementar und zu 0,15% organisch.

Die radioaktiven Stoffe werden im Maschinenhaus nicht zurückgehalten und werden kurzzeitig, 20 m über dem Boden, aus den geborstenen Maschinenhaus-Fenstern in die Umgebung freigesetzt.

Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der HSK-Richtlinie R-41<sup>7</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 1,1 mSv.

#### Frischdampfleitungsbruch im Reaktorgebäude (Ereigniskategorie 3)

Beim Frischdampfleitungsbruch im Reaktorgebäude wird eine vergleichbare Wasser- bzw. Dampfmenge aus der Bruchstelle freigesetzt wie beim Bruch im Maschinenhaus. Während beim Bruch im Maschinenhaus die freigesetzte Aktivität aus den geborstenen Maschinenhaus-Fenstern direkt in die Umgebung gelangt, wird sie beim Bruch im Reaktorgebäude zu einem Grossteil in der Anlage zurückgehalten. Die Rückhaltung erfolgt durch Abscheideeffekte im äusseren Torus und durch die Filter des Notabluftsystems. Die Abgabe von Aktivität erfolgt über den Abluftkamin. Aufgrund der Aktivitätsrückhaltung und der grösseren Abgabehöhe ist die Strahlenexposition beim Bruch im Reaktorgebäude deutlich geringer als beim Leitungsbruch im Maschinenhaus. Eine separate Analyse erübrigt sich deshalb.

#### **HSK-Beurteilung**

Die KKM-Analyse berücksichtigt neuere Untersuchungen zum Aktivitätstransport und aktuelle Richtlinien der NRC. Damit ergeben sich realistischere aber dennoch konservative Quellterme. Die HSK hat die Quellterme durch eigene Berechnungen verifiziert.

Die von der HSK ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.7.2-5 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr  $8,0 \cdot 10^{-1}$  mSv.

Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss R-11<sup>6</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.

Tab. 7.7.2-5: Maximale Dosis für den Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKM-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$4,1 \cdot 10^{-2}$	$4,1 \cdot 10^{-2}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	1,1	$7,6 \cdot 10^{-1}$
Total Wolken- und Bodenphase	1,1	$8,0 \cdot 10^{-1}$

#### **7.7.2.6 Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus**

Der Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus gehört zur Ereigniskategorie 3. Gemäss HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv.

## Störfallablauf

Der Störfallablauf ist in Kap. 7.4.3 beschrieben. Ein Bruchort im Maschinenhaus ist am ungünstigsten, da dieses Gebäude keine Barriere gegenüber Aktivitätsfreisetzung darstellt.

Aus der Bruchstelle strömt einerseits Kondensat und andererseits Reaktorwasser über die nicht völlig dicht schliessenden Speisewasser-Rückschlagventile ins Maschinenhaus und verdampft teilweise. Die nuklidspezifischen Aktivitätskonzentrationen im Reaktorwasser sind wesentlich höher (bei Iodnukliden ca. 70-fach) als die im Kondensat. Im Reaktorwasser sowie im Speisewasser ist die Aktivitätskonzentration der Edelgasnuklide vernachlässigbar klein.

Um die Leckage zu beenden, muss der Reaktor abgefahren (druckentlastet) werden.

## Von KKM durchgeführte Analysen

Für das Abfahren des Reaktors werden konservativ zwei Stunden veranschlagt. Aus der Bruchstelle gelangen dann 4400 kg Dampf aus Kondensat und 3000 kg Dampf aus Reaktorwasser in die Maschinenhaus-Atmosphäre.

Es wird konservativ unterstellt, dass die Kondensatreinigungsanlage nicht in Betrieb ist; damit entspricht die Aktivitätskonzentration des (ungereinigten) Kondensats derjenigen des Frischdampfes. Für die Aktivitätskonzentration von Iod-131 im Reaktorwasser wird die Limite der Technischen Spezifikationen von  $4,4 \cdot 10^{10}$  Bq/m<sup>3</sup> zugrunde gelegt.

In den Dampf geht jeweils 10% der Aktivität des ausgeströmten Kondensats resp. Reaktorwassers über (Begründung wie beim Frischdampfleitungsbruch). Die Zusammensetzung des Iods in der Maschinenhaus-Atmosphäre wird wie beim Frischdampfleitungsbruch angenommen (Kap. 7.7.2.5).

Die radioaktiven Stoffe werden im Maschinenhaus nicht zurückgehalten und werden kurzzeitig, 20 m über dem Boden, aus den geborstenen Maschinenhaus-Fenstern in die Umgebung freigesetzt.

Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der HSK-Richtlinie R-41<sup>7</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 1,7 mSv.

### Speisewasserleitungsbruch im Reaktorgebäude (Ereigniskategorie 3)

Beim Speisewasserleitungsbruch im Reaktorgebäude wird eine vergleichbare Wasser- bzw. Dampfmenge aus der Bruchstelle freigesetzt wie beim Bruch im Maschinenhaus. Während beim Bruch im Maschinenhaus die freigesetzte Aktivität aus den geborstenen Maschinenhaus-Fenstern direkt in die Umgebung gelangt, wird sie beim Bruch im Reaktorgebäude zu einem Grossteil in der Anlage zurückgehalten. Die Rückhaltung erfolgt durch Abscheideeffekte im äusseren Torus und durch die Filter des Notabluftsystems. Die Abgabe von Aktivität erfolgt über den Abluftkamin. Aufgrund der Aktivitätsrückhaltung und der grösseren Abgabehöhe ist die Strahlenexposition beim Bruch im Reaktorgebäude deutlich geringer als beim Leitungsbruch im Maschinenhaus. Eine separate Analyse erübrigt sich deshalb.

## HSK-Beurteilung

Gegenüber dem HSK-Gutachten von 1991<sup>2</sup> wurden die aus der Bruchstelle ins Maschinenhaus gelangenden Wasser- resp. Dampfmen gen neu ermittelt und der Aktivitätsübertritt bei der Verdampfung neu angesetzt. Dabei wurde berücksichtigt, dass die Speisewasser-Rückschlagventile undicht sein können, so dass aus dem zwischen Bruchstelle und Reaktordruckbehälter liegenden Abschnitt



der Speisewasserleitung zuerst Kondensat und später Reaktorwasser ausströmt und teilweise verdampft. Die HSK erachtet die neu berechneten Dampfmengen und deren Aktivitätskonzentration als ausreichend konservativ. Die Leckratenprüfung der Speisewasser-Rückschlagventile gewährleistet, dass die in den Analysen angenommene Dampfmenge aus Reaktorwasser mit ausreichendem Abstand eingehalten wird.

Die von der HSK ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.7.2-6 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr 1,3 mSv.

Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss R-11<sup>6</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.

Tab. 7.7.2-6: Maximale Dosis für den Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKM-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$6,3 \cdot 10^{-2}$	$6,3 \cdot 10^{-2}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	1,6	1,2
Total Wolken- und Bodenphase	1,7	1,3

### 7.7.2.7 Bruch eines Aktivkohlebehälters im Maschinenhaus

Der Bruch eines Aktivkohlebehälters im Maschinenhaus gehört zur Ereigniskategorie 3. Gemäss HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv.

#### Störfallablauf

Beim Bruch eines Aktivkohlebehälters wird ein Fehlverhalten der Komponente mit dem maximalen Aktivitätsinventar postuliert, was hier einem Bruch des ersten Aktivkohlebehälters gleichkommt. Als wahrscheinliche Ursache kommt ein Erdbeben oder eine Wasserstoff-Deflagration in Frage.

#### Von KKM durchgeführte Analysen

Es wurden die im Sicherheitsbericht dokumentierten Quellterme, nach Anpassung an den aktuellen Wert der Technischen Spezifikationen für das Leitnuklid Iod-131, berücksichtigt. Die Annahmen für die Quelltermberechnung entsprechen denen im HSK-Gutachten von 1991<sup>2</sup>.

Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der HSK-Richtlinie R-41<sup>7</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $1,8 \cdot 10^{-1}$  mSv.

## HSK-Beurteilung

Die berechneten Quellterme werden von der HSK akzeptiert. Es gibt weder relevante anlagentechnische Änderungen noch eine Notwendigkeit zum Abbau konservativer Annahmen bei der Quelltermbestimmung.

Die von der HSK ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.7.2-7 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr  $1,8 \cdot 10^{-1}$  mSv.

Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss R-11<sup>6</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.

Tab. 7.7.2-7: Maximale Dosis für den Bruch eines Aktivkohlebehälters im Maschinenhaus

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKM-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$6,7 \cdot 10^{-2}$	$7,5 \cdot 10^{-2}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$1,1 \cdot 10^{-1}$	$1,1 \cdot 10^{-1}$
Total Wolken- und Bodenphase	$1,8 \cdot 10^{-1}$	$1,8 \cdot 10^{-1}$

### 7.7.2.8 Abgasleitungsbruch im Maschinenhaus

Der Abgasleitungsbruch im Maschinenhaus gehört zur Ereigniskategorie 3. Gemäss HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv.

#### Störfallablauf

Beim Bruch der Abgasleitung beider Kondensatoren gelangen radioaktive Stoffe ins Maschinenhaus und von dort in die Umgebung. Als wahrscheinliche Ursache kommt ein Erdbeben oder eine Wasserstoff-Deflagration in Frage. Eine weitere Ursache wäre der Absturz eines Brennelement-Transportbehälters im Maschinenhaus.

#### Von KKM durchgeführte Analysen

Es wurden die im Sicherheitsbericht dokumentierten Quellterme, nach Anpassung an den aktuellen Wert der Technischen Spezifikationen für das Leitnuklid Iod-131, berücksichtigt. Die Annahmen für die Quelltermberechnung entsprechen denen im HSK-Gutachten von 1991<sup>2</sup>.

Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der HSK-Richtlinie R-41<sup>7</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $8,5 \cdot 10^{-2}$  mSv.

## HSK-Beurteilung

Die berechneten Quellterme werden von der HSK akzeptiert. Es gibt weder relevante anlagentechnische Änderungen noch eine Notwendigkeit zum Abbau konservativer Annahmen bei der Quelltermbestimmung.

Die von der HSK ermittelte maximal zu erwartenden Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.7.2-8 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr  $8,9 \cdot 10^{-2}$  mSv.

Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss R-11<sup>6</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.

Tab. 7.7.2-8: Maximale Dosis für den Abgasleitungsbruch im Maschinenhaus

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKM-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$6,1 \cdot 10^{-2}$	$6,0 \cdot 10^{-2}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$2,4 \cdot 10^{-2}$	$2,9 \cdot 10^{-2}$
Total Wolken- und Bodenphase	$8,5 \cdot 10^{-2}$	$8,9 \cdot 10^{-2}$

### 7.7.2.9 Brennelementabsturz

Der Brennelementabsturz (Kap. 7.5.5) gehört zur Ereigniskategorie 2. Gemäss HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert 1 mSv.

#### Störfallablauf

Der Absturz eines Brennelements kann über dem Reaktorkern oder über dem Lagerbecken erfolgen. Dabei kann es zur Beschädigung von Brennstäben des abstürzenden oder/und des getroffenen Brennelements kommen. Die Beschädigung findet einige Meter unter der Wasseroberfläche statt.

Stürzt beim Be- oder Entladen des Reaktorkerns ein Brennelement auf den Reaktorkern oder ins Lagerbecken, so wird – falls radioaktive Stoffe freigesetzt werden sollten – das Reaktorgebäude infolge hoher Strahlung automatisch lüftungsmässig isoliert. Bis zu dieser Gebäudeisolation gelangen die luftgetragenen radioaktiven Stoffe über Aerosolfilter und danach über die Filter des Notabluftsystems zum Abluftkamin und in die Umgebung.

#### Von KKM durchgeführte Analysen

Die Quellterme sind vom Betreiber mit Annahmen berechnet worden, die sich in folgenden Punkten von den Annahmen im HSK-Gutachten von 1991<sup>2</sup> unterscheiden:

- Der aktuelle Brennelementtyp (10x10) wird zugrunde gelegt.
- Die 10 Brennstäbe einer äusseren Kante des Brennelements werden beschädigt.

- Die Freisetzung der Edelgas- und Iodnuklide aus den beschädigten Brennstäben sowie die Zusammensetzung des freigesetzten Iods basiert auf der USNRC-Richtlinie 1.183<sup>96</sup> aus dem Jahr 2000. Dementsprechend ist der Anteil des organischen Iods, welches ohne Rückhaltung im Wasser in die Reaktorgebäudeluft gelangt, sehr klein (0,15%).
- Die Rückhaltung von elementarem Iod im Wasser wird im Einklang mit der USNRC-Richtlinie 1.183<sup>96</sup> angenommen. Dementsprechend gelangt etwa 100-mal weniger elementares Iod in die Reaktorgebäudeluft als früher unterstellt.

Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der HSK-Richtlinie R-41<sup>7</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von  $7,6 \cdot 10^{-3}$  mSv.

### HSK-Beurteilung

Die zur Quelltermberechnung getroffenen Annahmen entsprechen weitgehend der USNRC-Richtlinie 1.183<sup>96</sup> und sind insofern akzeptabel. Allerdings basiert der Quellterm auf dem Aktivitätsinventar eines nicht mehr aktuellen Referenz-Reaktorkerns (siehe Kap. 7.7.1.1). Die Annahme, dass nur die Brennstäbe einer äusseren Kante des (10x10)-Brennelements beim Absturz defekt werden, ist im Einklang mit den deutschen Störfalleitlinien<sup>101</sup>. Die USNRC-Richtlinie 1.183<sup>96</sup> schreibt die genaue Anzahl der Defektstäbe nicht vor, sondern lässt eine realistische Abschätzung zu. Nach Ansicht der HSK muss diese Abschätzung die weltweite Erfahrung mit Brennelementabstürzen hinreichend konservativ abdecken. Wie bereits in Kap. 7.7.1.1 erwähnt, hat KKM den Brennelementabsturz unter Berücksichtigung des aktuellen Referenzkerns bis Ende 2003 neu zu analysieren. Bestandteil dieser Neuanalyse ist eine begründete Abschätzung für die Anzahl der beim Absturz beschädigten Brennstäbe.

Die HSK hat eine eigene Quelltermberechnung durchgeführt. Da das Aktivitätsinventar des KKM-Reaktorkerns im Sicherheitsbericht nicht dokumentiert ist, wurde das entsprechende Aktivitätsinventar des KKL-Reaktorkerns auf die KKM-Verhältnisse skaliert.

Die von der HSK ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.7.2-9 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr  $1,4 \cdot 10^{-2}$  mSv.

Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss R-11<sup>6</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 2 eingehalten wird.

Tab. 7.7.2-9: Maximale Dosis für den Brennelementabsturz

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKM-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$4,4 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-3}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	$3,2 \cdot 10^{-3}$	$1,2 \cdot 10^{-2}$
Total Wolken- und Bodenphase	$7,6 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-2}$

### 7.7.2.10 Externe Ereignisse

Störfälle durch Einwirkungen von Aussen gehören zur Ereigniskategorie 3. Gemäss HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup> beträgt der maximal zulässige Dosiswert 100 mSv im ersten Jahr.

#### Störfallablauf

Bei den äusseren Einwirkungen Überflutung, Erdbeben und Flugzeugabsturz muss damit gerechnet werden, dass Systeme ausserhalb des Containments mit radioaktivem Inhalt (z. B. Abgas- oder Aufbereitungsanlage sowie Frischdampf- und Speisewassersysteme im Maschinenhaus) beschädigt werden.

#### Von KKM durchgeführte Analysen

Zur Berechnung der radiologischen Auswirkungen bei äusseren Einwirkungen hat der Betreiber das gleichzeitige Versagen folgender Systeme unterstellt:

- Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus (Kap. 7.7.2.5)
- Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus (Kap. 7.7.2.6)
- Bruch eines Aktivkohlebehälters im Maschinenhaus (Kap. 7.7.2.7)
- Abgasleitungsbruch im Maschinenhaus (Kap. 7.7.2.8)

Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der HSK-Richtlinie R-41<sup>7</sup> durchgeführt. Die Berechnungen des Betreibers ergeben für Einzelpersonen in der Umgebung eine maximale Dosis im ersten Jahr von 3,1 mSv.

#### HSK-Beurteilung

Die HSK erachtet die Annahmen zum gleichzeitigen Versagen mehrerer Systeme als konservativ.

Die von der HSK ermittelte maximal zu erwartende Dosis für Einzelpersonen in der Umgebung wird in Tab. 7.7.2-10 mit dem Ergebnis des Betreibers verglichen. Gemäss den Berechnungen der HSK beträgt die maximale Dosis im ersten Jahr 2,3 mSv.

Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK zeigen, dass der gemäss R-11<sup>6</sup> zulässige Dosiswert für Störfälle der Ereigniskategorie 3 eingehalten wird.

Tab. 7.7.2-10: Maximale Dosis für Störfälle durch Einwirkungen von Aussen

Dosis im ersten Jahr [mSv]	KKM-Analyse	HSK-Analyse
Wolkenphase (externe Bestrahlung und Inhalation)	$2,3 \cdot 10^{-1}$	$2,4 \cdot 10^{-1}$
Bodenphase (externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion)	2,8	2,1
Total Wolken- und Bodenphase	3,1	2,3

### 7.7.2.11 Radiologische Auswirkungen in der Anlage

Bei allen Auslegungsstörfällen muss damit gerechnet werden, dass in die Anlagenräume freigesetzte Radioaktivität den ungeschützten Zugang zu diesen Räumen stark einschränken wird. Die radiologischen Folgen für das Personal sind bei den untersuchten Störfällen von untergeordneter Bedeutung, denn das Personal befindet sich in der Regel nicht im Einflussbereich der Freisetzung.

Davon ausgenommen ist der Brennelementabsturz. Dieser Typ von Störfall kann nur entstehen, wenn bestrahlte Brennelemente umgesetzt werden. Ein Brennelementabsturz hat radiologisch dann die grössten Konsequenzen, wenn das bestrahlte Brennelement nur wenig abgeklungen ist, also beim Entladen des Reaktors am Ende eines Zyklus.

#### Von KKM durchgeführte Analysen

Das prinzipielle Vorgehen des KKM bei der Herleitung der freigesetzten Aktivitäten und des Quellterms ist in Abschnitt 7.7.2.9 beschrieben. In der Analyse von KKM wird die durch den Brennelementabsturz freigesetzte Aktivität instantan und homogen im gesamten Containment-Volumen verteilt. Es wird davon ausgegangen, dass das betroffene Personal vor der Evakuierung während 10 Minuten der Direktstrahlung der Edelgase und der Iod-Atmosphäre ausgesetzt wird. KKM ermittelt die Dosen der Direktstrahlung und die Inhalationsdosen über die Luftkonzentration der freigesetzten Iodisotope.

Die Berechnungen des Betreibers ergeben eine Gesamtdosis von 10,5 mSv, wobei 0,9 mSv durch Direktstrahlung und 9,6 mSv durch Inhalation verursacht werden. KKM kommt zum Schluss, dass die radiologischen Folgen eines Brennelementabsturzes für das Personal akzeptabel sind. Es sind keine weiteren Massnahmen notwendig.

#### HSK-Beurteilung

Die Beurteilung der HSK stützt sich auf Art. 96 Absatz 5 der StSV<sup>37</sup> und das Dosismassnahmenkonzept der Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (VEOR).<sup>102</sup>

Die HSK hat die Berechnungen von KKM nachvollzogen und mit eigenen Nuklidinventaren validiert. Die Annahmen, dass sich die radioaktiven Gase augenblicklich im Containment verteilen, ist angesichts der laufenden Containmentlüftung realistisch. Die Fluchtzeit aus dem Containment ist realistisch angesetzt. Die HSK ist mit den Randbedingungen der Modelle einverstanden. Die Ergebnisse der Berechnungen sind in Tab. 7.7.2-11 zusammengestellt.

Die um einen Faktor 2 tiefere Dosis der Direktstrahlung bei den HSK-Rechnungen rührt daher, dass KKM diesen Dosisanteil einerseits über die  $C_A$ -Werte der StSV<sup>37</sup> abschätzt, andererseits liegt den HSK-Rechnungen ein von KKL hergeleitetes Kerninventar zugrunde. Die Unterschiede bei den Inhalationsdosen haben einen ähnlichen Hintergrund. Die HSK-Analyse berücksichtigt auch hier ein eigenes Kerninventar. Neben den unterschiedlichen Inventaren unterschätzt die Berechnung von KKM die Inhalationsdosen aus zwei Gründen: Erstens wurde in der KKM-Herleitung bei der Bestimmung der Iodaktivitäten in elementarer Form, die dosisbestimmend sind, eine mathematisch unzulässige Näherung vorgenommen. Zweitens benutzt das KKM die Inhalationsdosisfaktoren der StSV, die für aerosolgebundenes Iod gelten und kleiner sind als diejenigen für Iod in organischer respektive elementarer Form.

Die StSV<sup>37</sup> verlangt, dass der Betreiber Massnahmen ergreift, um die Dosen des betroffenen Personals bei einem Störfall auf 50 mSv zu beschränken. Die von KKM und der HSK ermittelten Dosen liegen unter diesem Grenzwert. Allerdings liegt die entsprechende Schilddrüsen-Dosis deutlich über der oberen Dosischwelle des Dosismassnahmenkonzepts der VEOR, so dass eine Iodprophylaxe

erforderlich wird. Dieses Vorgehen ist in den relevanten Notfallvorschriften von KKM vorgesehen. Daher sind keine weiteren Massnahmen notwendig.

Tab. 7.7.2-11: Zusammenstellung der Folgedosen für das Personal bei einem Brennelementabsturz

Art der Strahlung	KKM-Analyse	HSK-Analyse
Direktstrahlung	0,9 mSv	0,5 mSv
Inhalation Iode	9,6 mSv	27,7 mSv
Total	10,5 mSv	28,2 mSv

#### 7.7.2.12 Zusammenfassende Bewertung

Im Rahmen des Sicherheitsnachweises muss für Auslegungsstörfälle nachgewiesen werden, dass die störfallbedingten radiologischen Auswirkungen für Einzelpersonen in der Umgebung der Kernanlage gering sind und die behördlich festgelegten Dosiswerte gemäss HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup> eingehalten werden. Die HSK hat die vom Betreiber unterbreiteten Rechenmodelle für die radiologischen Störfallanalysen sowie deren Annahmen und Eingabeparameter überprüft und hat die Ergebnisse durch eigene Analysen im Detail auch quantitativ kontrolliert.

Die Quelltermberechnungen wurden im wesentlichen nach den Vorgaben der USNRC-Richtlinie 1.183<sup>96</sup> durchgeführt. Teilweise davon abweichende Annahmen beim Kühlmittelverluststörfall und beim Brennelementabsturz betrachtet die HSK als gerechtfertigt resp. begründbar. Für die drei Störfälle mit postulierten Brennstabschäden wurde allerdings das Aktivitätsinventar eines nicht mehr aktuellen Referenz-Reaktorkerns zugrunde gelegt. Des Weiteren ist der Betreiber beim Kühlmittelverluststörfall von den Quelltermen eines anderen Siedewasserreaktors, des KKL, ausgegangen und hat diese an die Verhältnisse des KKM angepasst (skaliert). Die vorstehend genannten methodischen Mängel sind zwar zu beheben, jedoch beeinflussen sie die nachstehenden Schlussfolgerungen zur Einhaltung der Dosisgrenzwerte nicht.

Die Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wurden mit den Methoden und Parametern der HSK-Richtlinie R-41<sup>7</sup> durchgeführt. Die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung bleiben bei allen untersuchten Auslegungsstörfällen deutlich, teilweise um Grössenordnungen, unterhalb den in der HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup> festgelegten Dosiswerten. Die Ergebnisse der durchgeführten Störfallanalysen des KKM und der HSK sind in Tab. 7.7.2-12 zusammengefasst und stimmen, ausser beim Steuerstab-Fall, gut überein. Beim Steuerstab-Fall basiert der HSK-Quellterm auf einer realistischeren Rückhaltung von elementarem Iod, die neueren Erkenntnissen entspricht. Die Dosen werden in den meisten Fällen durch die langfristige Bodenphase dominiert, insbesondere durch die Ingestion von Iod und Aerosolen. Einzig beim Abgasleitungsbruch im Maschinenhaus ist die externe Wolkenstrahlung während des Wolkendurchzugs am wichtigsten.

Für den Brennelementabsturz wurden die Dosen für das Personal von KKM anhand eines konservativen Modells ermittelt. Die Exposition wird von der Inhalationsdosis dominiert. Die Diskrepanz

zwischen den KKM- und HSK-Werten der Inhalationsdosis rührt zum grossen Teil daher, dass KKM falsche Dosisfaktoren angenommen hat. In jedem Fall ist die Folgedosis deutlich kleiner als der entsprechende Grenzwert der Strahlenschutzverordnung.

Tab. 7.7.2-12: Ergebnisse der radiologischen Störfallanalysen

Auslegungsstörfall	Richtwert nach R-11 [mSv]	Maximale Dosis im ersten Jahr [mSv]		Belastungspfade und Nuklidgruppen*	
		KKM-Analyse	HSK-Analyse	Wolkenphase	Bodenphase
<b>Ereigniskategorie 2</b>					
Messleitungsbruch im Reaktorgebäude	1	$1,4 \cdot 10^{-3}$	$9,0 \cdot 10^{-4}$	Inh/I, Ext/I	<b>Ing/I</b> , Ext/I, Ing/A
Steuerstab-Fall	1	$1,4 \cdot 10^{-1}$	$1,0 \cdot 10^{-2}$	Ext/E, Ext/A, Inh/I, Inh/A	<b>Ing/I</b> , Ext/A
Brennelementabsturz	1	$7,6 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-2}$	Ext/E, Inh/I	<b>Ing/I</b>
<b>Ereigniskategorie 3</b>					
RWCU-Leitungsbruch im Reaktorgebäude	100	$1,2 \cdot 10^{-3}$	$7,8 \cdot 10^{-4}$	Inh/I, Ext/I	<b>Ing/I</b> , Ext/I, Ing/A
Abgasleitungsbruch im Maschinenhaus	100	$8,5 \cdot 10^{-2}$	$8,9 \cdot 10^{-2}$	<b>Ext/E</b> , Ext/A, Inh/A, Inh/I	Ing/I, Ing/A, Ext/A
Bruch eines Aktivkohlebehälters im Maschinenhaus	100	$1,8 \cdot 10^{-1}$	$1,8 \cdot 10^{-1}$	Ext/E, Inh/A, Ext/A	<b>Ing/A</b> , Ext/A
Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus	100	1,1	$8,0 \cdot 10^{-1}$	Inh/I, Ext/I, Ext/E	<b>Ing/I</b> , Ext/I, Ing/A
Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus	100	1,7	1,3	Inh/I, Ext/I	<b>Ing/I</b> , Ext/I, Ing/A
Kühlmittelverluststörfall	100	1,8	1,6	Inh/I, Ext/E	<b>Ing/I</b> , Ing/A
Störfälle durch Einwirkungen von Aussen	100	3,1	2,3	Ext/E, Inh/I, Ext/A, Inh/A	<b>Ing/I</b> , Ing/A, Ext/I

\* HSK-Analyse: Belastungspfade und Nuklidgruppen mit einem Beitrag zur Wolken- bzw. Bodendosis grösser ca. 1% (der wichtigste Pfad ist **fett** hervorgehoben)

Ext = Externe Bestrahlung

E = Edelgase

Inh = Inhalation

I = Iod

Ing = Ingestion

A = Aerosole (inklusive Edelgas-Töchter)



## 8 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 extrem 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), die durch das umfassende Sicherheitskonzept einer Anlage nicht mehr beherrschbaren Unfallabläufe bezüglich ihres Risikos zu bewerten und deren Konsequenzen für die Anlage und die Umgebung aufzuzeigen. 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, sowie auf sinnvolle Anlageverbesserungen, die das Risiko weiter reduzieren können. Die Quantifizierung von Risiken, die sich aus Sabotage, Terroranschlägen oder Kriegshandlungen ergeben, ist normalerweise nicht Gegenstand einer PSA.

Eine vollständige probabilistische Sicherheitsanalyse erfolgt in drei Schritten, die als Stufe-1-, Stufe-2- und Stufe-3-PSA bezeichnet werden. Die Stufe-1-PSA umfasst die Analyse derjenigen Unfälle, die innerhalb von 24 Stunden nach Störfalleintritt zu einer Beschädigung des Kerns führen. Die Kernschadenshäufigkeit (Englisch: „Core Damage Frequency“, CDF) ist ein Mass für das Risiko, dass die Anlage schwer beschädigt wird. Sie ist zudem ein wichtiges Zwischenergebnis bei der Berechnung des Risikos für die Umgebung, da nur Unfälle mit Kernbeschädigung auch zu einer Freisetzung grösserer Mengen radioaktiver Stoffe führen können. Mit der Stufe-2-PSA wird für diese Unfälle mit schwerer Kernbeschädigung die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung berechnet, wobei ein Zeitraum von 48 Stunden nach Eintritt des Kernschadens für die Containmentfunktion berücksichtigt wird. Die Stufe-3-PSA bestimmt schliesslich den Schaden in der Umgebung des Kraftwerks. Die HSK verlangt im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung von allen schweizerischen Kernkraftwerken PSA-Studien der Stufen 1 und 2.

### 8.1 Stufe-1-PSA für Vollastbetrieb

Die ursprüngliche Stufe-1-PSA für das KKM („Mühleberg Safety Assessment“, im Weiteren als MUSA90 bezeichnet) wurde von der amerikanischen Firma PLG, Inc. im Auftrag der BKW AG im Jahre 1990 abgeschlossen. 1993 erfolgte eine Aufdatierung durch PLG. Danach entschied sich KKM, zu einer anderen Modellierungsmethode überzugehen. Nach einer Zwischenstudie der amerikanischen Firma RMA wurde die aktuelle Version der MUSA (im Weiteren als MUSA2000 bezeichnet) von der Firma TECOVA AG (Projektleitung) im Auftrag der BKW AG entwickelt.

MUSA2000 enthält verschiedene neu durchgeführte Analysen, insbesondere eine detaillierte Brandanalyse. Zudem wurden die seit der Erstellung der MUSA90 erfolgten Anlagenänderungen (z. B. Drywell-Sprüh- und -Flutsystem, gefilterte Druckentlastung oder die neu implementierte Logik für die automatische Druckentlastung – „ADS-Level“) sowie Accident-Management-Massnahmen (menschliche Handlungen bei auslegungsüberschreitenden Störfällen) im PSA-Modell berücksichtigt. Die Betriebserfahrung des KKM seit MUSA90 spiegelt sich in den Komponentenzuverlässigkeitsdaten und den Daten für die Häufigkeit auslösender Ereignisse wider.

### 8.1.1 Zuverlässigkeit von Komponenten

Die Komponentenzuverlässigkeitsdaten in MUSA2000 umfassen Ausfallraten, Unverfügbarkeitszeiten und -häufigkeiten sowie Parameter für die Beschreibung gemeinsam verursachter (abhängiger) Ausfälle (Englisch: „Common Cause Failures“, im Folgenden als CCF bezeichnet). Von den insgesamt 176 Komponentenausfallraten in MUSA2000 wurden 70 seit der letzten Studie aufdatiert. Die Datenerfassung für die Jahre 1989 bis 1996 basiert auf den Angaben der Monatsberichte. Für das Zeitintervall 1996-2001 bilden dann die „Störungs- und Mangelmeldungen“ die Datenbasis. Im Zeitraum zwischen 1989 und 2001 wurden 87 Komponentenausfälle registriert, die in die Aufdatierung der Daten eingeflossen sind. Hierzu wurden die alten MUSA90-Daten nach dem Bayes'schen Verfahren mit den neuen Daten verrechnet. Damit umfasst der gesamte Datenerfassungszeitraum rund 28 Jahre (1973-2001). Die in MUSA90 ausgewerteten Daten für die Unverfügbarkeitszeiten und -häufigkeiten sowie für die CCF-Parameter wurden in der neuen Studie nicht aufdatiert.

### HSK-Beurteilung

In der zusammenfassenden Beurteilung der Komponentenzuverlässigkeitsdaten in MUSA2000 sind folgende Punkte zu erwähnen:

- Vollständigkeit der Datenaktualisierung: Für die Entwicklung der MUSA2000 wurden die Komponentenfehlerraten nur teilweise und die CCF-Parameter, Unverfügbarkeitszeiten und –häufigkeiten gar nicht aktualisiert. Da diese Daten die Betriebserfahrung des KKM widerspiegeln, erachtet die HSK eine entsprechende Aufdatierung für notwendig.
- Vollständigkeit der Datenquellen: Ein von der HSK vorgenommener Konsistenzvergleich zwischen den Monatsberichten und den „Störungs- und Mangelmeldungen“ ergab, dass die Monatsberichte nicht als Datenquelle geeignet sind, da sie nicht alle PSA-relevanten Ereignisse aufführen. Folglich sind auch in den Zuverlässigkeitsdaten von MUSA2000 nicht alle Ereignisse berücksichtigt.
- Eignung der Quantifizierungsmethode: Das in MUSA2000 für die Aufdatierung der Zuverlässigkeitsdaten verwendete Bayes'sche Verfahren<sup>103</sup> entspricht nicht dem Stand von Wissenschaft und Technik, da es Schwächen bei der Behandlung von Null-Fehler-Statistiken aufweist. Es sei vermerkt, dass bereits in MUSA90 fortschrittlichere Verfahren eingesetzt wurden.
- Verwendung von PSA-Daten zur systematischen Beurteilung der Komponentenzuverlässigkeit: Die Ausfallstatistik wurde von KKM nicht herangezogen, um die Zuverlässigkeit von Komponenten systematisch zu hinterfragen. Gemäss HSK-eigenen Analysen führen die aktualisierten Daten insgesamt zu einer geringeren Kernschadenshäufigkeit (siehe Sensitivitätsstudie Kap. 8.1.7). Weil die Daten nicht vollständig aufdatiert wurden, kann jedoch keine abschliessende Aussage gemacht werden. Für einzelne Komponenten, für die eine vollständige Aktualisierung durchgeführt wurde, kann aber die zeitliche Entwicklung der Zuverlässigkeit besser beurteilt

werden. So hat sich beispielsweise das Startversagen der Luftkompressoren seit MUSA90 verfünffacht. KKM hat diesbezüglich bereits entsprechende Verbesserungsmassnahmen umgesetzt.

*Daher ist der gesamte Zuverlässigkeitsdatensatz in MUSA2000, d. h. Komponentenausfallraten, CCF-Daten, Unverfügbarkeitszeiten und -häufigkeiten, bis Ende 2003 für den Betrachtungszeitraum von 1989-2001 zu aktualisieren. Für die Neuberechnung der Zuverlässigkeitskennzahlen ist ein dem Stand der Technik entsprechendes Bayes-Verfahren zu verwenden. Zudem ist ein Datenerfassungskonzept zu entwickeln, mit welchem sichergestellt ist, dass die für die periodisch durchzuführenden Datenaufdatierungen erforderlichen Informationen zur Verfügung stehen. Dieses Datenerfassungskonzept soll auch die Art und Weise festlegen, mit der die zeitliche Entwicklung der Komponentenzuverlässigkeit untersucht und bewertet wird. (PSÜ-Pendenz)*

### 8.1.2 Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen

In MUSA2000 werden drei verschiedene Kategorien von Operateurhandlungen erfasst:

- Kategorie A: Handlungen bei Routinetests, Wartung und Reparatur an Systemen. Operateurfehler bei Handlungen dieser Kategorie haben keinen unmittelbaren Einfluss auf den Anlagebetrieb, können jedoch die Funktion von Systemen im Anforderungsfall beeinträchtigen.
- Kategorie B: Handlungen, welche einen Unfallablauf auslösen (auslösendes Ereignis). Diese Handlungen werden oft nicht explizit modelliert, stattdessen ist ihr Beitrag implizit in den Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse enthalten.
- Kategorie C: Handlungen bei Störfällen gemäss den Anweisungen in Betriebs- und Notfallvorschriften sowie Accident-Management Massnahmen. Operateurfehler bei Handlungen dieser Kategorie wirken sich direkt auf den Unfallablauf aus.

Insgesamt werden in MUSA2000 für interne auslösende Ereignisse 41 Operateurhandlungen modelliert. Die meisten der 33 Operateurhandlungen der Kategorie C werden mit einer neuen Variante der SLIM-Methode (Englisch: „Success Likelihood Index Methodology“) quantifiziert. Acht Operateurhandlungen der Kategorie A sind in den Systemmodellen berücksichtigt. Sie werden mit der THERP-Methode (Englisch: „Technique for Human Error Rate Prediction“) quantifiziert.

### HSK-Beurteilung

Insgesamt ist die MUSA2000-Analyse zur Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen (Englisch: „Human Reliability Analysis“, HRA) gut dokumentiert. Alle wichtigen Faktoren wie die Unterstützung durch schriftliche Störfallanweisungen und Abhängigkeiten zwischen verschiedenen Operateurhandlungen werden qualitativ gründlich analysiert. Der Umfang der berücksichtigten Operateurhandlungen sowie die Methoden zu ihrer Quantifizierung entsprechen dem Stand der Technik. Die meisten Fehlerwahrscheinlichkeiten für menschliche Handlungen (Englisch: „Human Error Probability“, HEP) sind akzeptabel. Die wichtigsten Erkenntnisse aus der HSK-Beurteilung der HRA sind:

- Die Unterstützung des Betriebspersonals durch schriftliche Anweisungen ist in verschiedenen Unfallszenarien nicht ideal. Es wurden in einigen Fällen Verbesserungspotentiale für Störfallanweisungen, Betriebs-Notfallanweisungen oder Accident-Management-Massnahmen aufgrund unvollständiger oder unklarer Anweisungen festgestellt.
- Bei der Bestimmung der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses „Ausfall der Steuerluft“ werden drei Recovery-Operateurhandlungen a priori als erfolgreich angenommen, ohne dass dies mit Analysen der möglichen Fehlermodi und der Quantifizierung der Fehlerwahrscheinlichkeiten

lichkeiten belegt wird. Bei der Bestimmung der Eintrittshäufigkeiten für interne Überflutungen wird von einer Recovery-Massnahme zur Identifikation / Lokalisierung und Absperrung der Leckage Kredit genommen. Für diese Operateurhandlung(en) existiert keine anlagenspezifische HRA-Analyse.

- In der in MUSA2000 angewandten neuen SLIM-Variante werden Diagnose- und Ausführungsteil von Operateurhandlungen der Kategorie C separat quantifiziert. Bei der Quantifizierung des FLI (Englisch: „Failure Likelihood Index“) für den Ausführungsteil werden die drei Einflussfaktoren „Kontrollraumgestaltung und Anzeigen“, „Zeitverhältnisse für Aktion“ und „Vorherige und gleichzeitige Aktionen“, die üblicherweise in der SLIM-Methodik verwendet werden, weggelassen. Ferner ist die Kalibrierung der FLI-Skala für den Ausführungsteil von Operateurhandlungen nicht nachvollziehbar, weil sie sich auf generische Bedingungen und nicht auf werkspezifische Fälle bezieht. Die im Rahmen der Überprüfung durchgeführten Nachrechnungen mit anderen akzeptierten HRA-Methoden zeigen, dass die Fehlerraten für den Ausführungsteil durchwegs unterschätzt wurden.
- Die Analyse von Abhängigkeiten zwischen aufeinander folgenden Operateurhandlungen innerhalb eines Unfallablaufes berücksichtigt nur den Diagnose-Teil der Handlungen. Die Vernachlässigung des Ausführungsteils als mögliche Quelle von Abhängigkeiten zwischen aufeinander folgenden Handlungen kann zur Unterschätzung der Fehlerwahrscheinlichkeiten führen.
- Es wurden verschiedene Fehler in der Modellierung von Operateurhandlungen oder bei der Zuweisung von Fehlerwahrscheinlichkeiten (HEP) zu Basisereignissen festgestellt. In Unfallabläufen, die durch Ausfall der Steuerluft oder der externen Stromversorgung ausgelöst werden, wurden z. B. HEOAX-Fehlerwahrscheinlichkeiten (Massnahmen zur Sicherstellung der Langzeit-Kernkühlung) verwendet, die für allgemeine Transienten mit verfügbarem Speisewasser ermittelt wurden, obwohl das Speisewassersystem in diesen Unfallabläufen nicht verfügbar ist.

Um die Risikobedeutung der oben aufgeführten Erkenntnisse beurteilen zu können, wurden ausgewählte Operateurhandlungen von der HSK neu analysiert und quantifiziert. Die neuen Fehlerwahrscheinlichkeiten führten zu einer erheblichen Zunahme der CDF für interne Ereignisse. Den grössten Einfluss auf die Zunahme der CDF haben HEOAX-Operateurhandlungen bei Transienten sowie Operateurhandlungen in Szenarien mit Versagen der Reaktor-Schnellabschaltung.

*Die folgenden Punkte zur MUSA2000-HRA sind bis Ende 2003 zu überarbeiten. Rückwirkungen aus der SAMG-Entwicklung sind dabei zu berücksichtigen (PSÜ-Pendenz):*

- a) *Die von der HSK identifizierten potentiellen Verbesserungsmöglichkeiten in den schriftlichen Anweisungen sind zu überprüfen und ggf. zu implementieren.*
- b) *Für folgende Recovery-Massnahmen sind quantitative, anlagenspezifische HRA-Analysen durchzuführen: (1) erfolgreich angenommene Operateurhandlungen im Zusammenhang mit der Bestimmung der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses „Ausfall der Steuerluft“, sowie (2) Operateurhandlungen zur Erkennung bzw. Lokalisierung und Absperrung von Leckagen bei internen Überflutungen.*
- c) *Der „Failure Likelihood Index“ für den Ausführungsteil von Operateurhandlungen der Kategorie C ist mit Fehlerraten von werkspezifischen Operateurhandlungen zu kalibrieren. Die für die Kalibrierung ausgewählten Operateurhandlungen sind mit allgemein akzeptierten, von SLIM verschiedenen HRA-Methoden zu quantifizieren.*

- d) *Abhängigkeiten bei den Ausführungsteilen von Operateurhandlungen, die in Unfallabläufen aufeinander folgen, sind durch qualitative und ggf. auch quantitative Analysen auszuweisen.*
- e) *Die Operateurhandlungen zur Sicherung der Langzeit-Kernkühlung (HEOAX) in den durch „Ausfall der Steuerluft“ und „Ausfall der externen Stromversorgung“ ausgelösten Unfallabläufen sind mit szenariospezifischen Fehlerwahrscheinlichkeiten zu quantifizieren.*

### **8.1.3 Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien**

Die PSA-Erfolgskriterien geben Auskunft über die minimal für die Vermeidung eines Kernschadens erforderlichen Systemfunktionen. Ein Erfolg im Sinne der PSA ist dann gegeben, wenn der unterkritische Kern während des Störfallverlaufs mit Wasser bedeckt bleibt, respektive nur für kurze Zeit freigelegt wird. In MUSA2000 werden die Erfolgskriterien mittels thermohydraulischer Analysen für Transienten und verschiedene Kühlmittelverluststörfälle (KMV) untersucht. Im Wesentlichen sind die in MUSA2000 ermittelten und verwendeten Erfolgskriterien identisch mit denen der MUSA90, die mit dem PLG-Computerprogramm „BWRSRN“ berechnet wurden. Eine Ausnahme bilden einige auslegungsüberschreitende Transienten (z. B. solche mit erfolgreicher Reaktorschnellabschaltung und nur einem verfügbaren ALPS-Strang), deren Erfolgskriterien in MUSA2000 unter Zuhilfenahme des KKM-eigenen Anlagensimulators realistischer (d. h. weniger konservativ) bestimmt wurden.

### **HSK-Beurteilung**

Die in MUSA2000 verwendeten Methoden zur Bestimmung der Erfolgskriterien entsprechen dem Stand der Technik. Unabhängige HSK-eigene Analysen auf Basis des Thermohydraulik-Computerprogramms „MELCOR“ bestätigen die MUSA2000-Resultate im Wesentlichen. Eine Ausnahme bildet ein Spezialfall bei den Untersuchungen zum grossen KMV: tritt der Bruch im unteren Bereich des RDB auf, und fallen gleichzeitig die Pumpen des Kernsprühsystems aus, dann kann das in MUSA2000 angegebene Erfolgskriterium, welches besagt, dass eine der beiden vorhandenen Kondensatpumpen zur Beherrschung grosser KMV genügt, nicht mit den HSK-Berechnungen bestätigt werden. Der Einfluss dieses Szenarios auf die Kernschadenshäufigkeit wird jedoch als vernachlässigbar bewertet.

### **8.1.4 Interne Ereignisse**

#### **8.1.4.1 System- und Unfallablaufanalyse**

Die Modellierung der Unfallsequenzen in MUSA2000 erfolgt mit Ereignisbäumen und den mit diesen direkt verbundenen Fehlerbäumen. Im Ereignisbaum, der mit dem auslösenden Ereignis beginnt, werden die für die Unfallbeherrschung relevanten Systeme situationsspezifisch abgefragt. Die Verfügbarkeit dieser Systeme (inklusive Hilfssystemen und Operateurhandlungen) wird detailliert in den entsprechenden Fehlerbäumen abgebildet. Die Fehlerbäume enthalten alle wesentlichen Basisereignisse\*, die zur Unverfügbarkeit des betrachteten Systems beitragen. Bei der Quantifizierung der verschiedenen Unfallsequenzen eines Ereignisbaumes 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

---

\* Basisereignisse sind Ereignisse, die nicht weiter unterteilt werden, wie z. B. das Öffnungsversagen einer Rückschlagklappe bei Anforderung.

Ereignisbaum betrachtete auslösende Ereignis. Für die Ermittlung der gesamten Kernschadenshäufigkeit werden die Kernschadenshäufigkeiten aller auslösenden Ereignisse aufsummiert.

Der grösste Teil der MUSA2000-Studie wurde mit Hilfe der kommerziellen PSA-Software „Risk-Spectrum“ modelliert. KKM hat neben der üblichen schriftlichen Dokumentation das (elektronische) PSA-Modell zusammen mit einer Viewer-Software eingereicht, was die Überprüfungsarbeiten der HSK vereinfacht hat.

### **HSK-Beurteilung**

Die Methodik der MUSA2000-Modellierung entspricht dem Stand der Technik. Allerdings wurde im Rahmen der Begutachtung eine Reihe von Verbesserungsmöglichkeiten identifiziert, die im Folgenden näher erläutert werden:

- Das MUSA2000-Modell ist nicht in einer Software zusammengefasst. Die Kernschadenshäufigkeit infolge Erdbeben und derjenigen auslösenden Ereignisse, von denen angenommen wird, dass sie direkt zu einem Kernschaden führen (z. B. KMV an Hochdruck-/Niederdruck-Schnittstellen), werden ausserhalb des Hauptmodells quantifiziert. Die Aktualisierung und Anwendung der PSA wird dadurch erschwert.
- MUSA2000 beinhaltet eine unnötig grosse Anzahl von Fehlerbäumen. Das Modell könnte vereinfacht werden, wenn die Fehlerbäume so aufgebaut wären, dass sie für verschiedene Unfallsequenzen benutzt werden könnten („funktionale Fehlerbäume“). Die verwendete PSA-Software wäre hierzu geeignet.
- Die MUSA2000-Fehlerbäume beruhen (unnötigerweise) auf der Struktur der Zuverlässigkeitsblockdiagramme gemäss MUSA90. Die Lesbarkeit und Aktualisierung der Fehlerbäume könnte deutlich erleichtert werden, wenn sich die logische Struktur der Bäume an der Struktur des abgebildeten Systems orientieren würde.
- Für die Aktualisierung der Modelle wurden nicht alle im Berichtszeitraum erfolgten Anlagenänderungen (z. B. Teile des Reaktorschutzes, Luftkühlung einiger Eigenbedarfs- und Blocktransformatoren) berücksichtigt.
- Die HSK hat bei ihrer detaillierten Überprüfung an verschiedenen Stellen der MUSA2000-Modellierung einen Verbesserungsbedarf identifiziert. KKM wurde in Form von mehreren Fragelisten über einige dieser Punkte informiert. Darüber hinaus ergaben sich in der späten Phase der Überprüfung weitere Punkte. Zu erwähnen ist in diesem Zusammenhang insbesondere ein Modellierungsfehler bei der Auftrennung einer logischen Schleife im MUSA2000-Modell. Es handelt sich dabei um die Modellierung des Ausfalls des SUSAN-Umluftsystems in Station-Blackout-Sequenzen, der im Endeffekt zu einem Ausfall der RCIC- und ADS-Ventile führt. Die Qualität und die Genauigkeit von MUSA2000 könnten merklich verbessert werden, wenn die Modelle entsprechend korrigiert würden.

*Deshalb hat KKM bis Ende März 2003 eine Aktionsliste vorzulegen, die alle sinnvollen Verbesserungsmöglichkeiten von MUSA2000 aufführt. Basis dieser Aktionsliste sind die von der HSK während der Überprüfung erstellten Fragelisten. Die Aktionsliste soll ferner die bislang in MUSA2000 nicht implementierten Anlageänderungen (Betrachtungszeitraum 1989-2001) aufführen, bei denen eine Nachmodellierung erforderlich ist. Nach Genehmigung der Listeninhalte durch die HSK, ist MUSA2000 entsprechend bis Ende 2003 zu aktualisieren und die Kernschadenshäufigkeit auszuweisen. (PSÜ-Pendenz)*

### 8.1.4.2 Auslösende Ereignisse

MUSA2000 verfolgt die von der IAEA empfohlene Vorgehensweise<sup>104</sup> bei der Definition von 21 Kategorien auslösender Ereignisse (14 Transienten und sieben Kühlmittelverluststörfälle). Die Häufigkeiten der meisten Auslöser, die zu Transienten führen, wurden in MUSA2000 mittels eines Bayes'schen Verfahrens auf der Grundlage der MUSA90-Daten und der zwischenzeitlich zusätzlich gewonnenen Betriebserfahrung ermittelt. Die Ausfallhäufigkeit dreier Hilfssysteme wurde mittels Fehlerbaumanalysen bestimmt. Bei der Definition der grossen KMV folgte MUSA2000 einer HSK-Empfehlung, die sich aus der Begutachtung der MUSA90-Studie ergab: Anstelle nur eines grossen KMV werden drei verschiedene Typen von grossen KMV in der Studie berücksichtigt. Darüber hinaus beinhaltet MUSA2000 einen kleinen und neu einen mittleren KMV. Bei der Quantifizierung der entsprechenden auslösenden Ereignisse wurde die Möglichkeit eines Lastabwurfs mit nachfolgendem Eigenbedarfsbetrieb der Anlage berücksichtigt.

#### HSK-Beurteilung

Die HSK beurteilt die Liste der in MUSA2000 berücksichtigten auslösenden Ereignisse mit Ausnahme des fehlenden EXLOCA (Englisch: „Excessive LOCA“, d. h. RDB-Versagen mit der direkten Konsequenz eines Kernschadens) als vollständig. Die HSK erachtet es als wichtig, diesen Auslöser (EXLOCA) in das Modell aufzunehmen, obgleich die Quantifizierung mit erheblichen Unsicherheiten verbunden ist. Aktuelle US-amerikanische Erfahrungen zeigen, dass der EXLOCA nicht vollkommen vernachlässigbar ist. Ein solches Ereignis wird zudem in allen anderen Schweizer PSA-Studien berücksichtigt.

Die zur Quantifizierung der Häufigkeit der auslösenden Ereignisse verwendete Methodik entspricht dem Stand der Technik. Bei der Überprüfung fand die HSK jedoch ein Abstimmungsproblem an der Schnittstelle zwischen der Volllast- und der Stillstandstudie, das zur Nicht-Berücksichtigung von sieben relevanten Ereignissen führte.

*Bezüglich der Modellierung der internen auslösenden Ereignisse in MUSA2000 sind deshalb bis Ende 2003 folgende Verbesserungen vorzunehmen (PSÜ-Pendenz):*

- a) *Das RDB-Versagen (EXLOCA) ist als auslösendes Ereignis in das MUSA2000-Modell aufzunehmen.*
- b) *Die Schnittstelle zwischen der Volllast- und der Stillstandstudie ist eindeutig zu definieren. Anschliessend ist zu überprüfen, ob alle aus der Betriebserfahrung resultierenden Ereignisse berücksichtigt und den beiden Studien richtig zugeordnet sind.*

### 8.1.5 Externe und interne systemübergreifende Ereignisse

#### 8.1.5.1 Auswahl

Ausgangspunkt der Analyse externer und interner systemübergreifender auslösender Ereignisse ist die Identifikation denkbarer Ereignisse, aus denen dann die anlagerelevanten ausgewählt werden. MUSA2000 stützte sich diesbezüglich auf die Angaben des PRA Procedures Guide<sup>105</sup> und betrachtete zunächst 38 Ereigniskategorien, von denen letztendlich folgende detailliert analysiert wurden: Brand, interne Überflutung, Turbinengeschosse, Erdbeben, Flugzeugabsturz, externe Überflutung sowie extreme Winde und Tornados.

## HSK-Beurteilung

Im Wesentlichen ist die in MUSA2000 getroffene Auswahl der externen und internen systemübergreifenden Ereignisse plausibel. Die HSK sieht dennoch einen Verbesserungsbedarf, denn

- eine Reihe von Gefährdungen werden auf Basis unzureichender Argumente ausgeklammert, und
- bei der Auswahl von Ereignissen für die detaillierte Analyse sind potentiell wichtige Szenarien zu den betrachteten Ereignissen nicht behandelt. Zum Beispiel wird auf Szenarien mit Verlust einer oder beider Wasserfassungen (SUSAN, respektive Haupt- und Hilfskühlwasser), wie sie etwa als Folge von Erdbeben, Geschiebe oder Eisbildung denkbar sind und welche erfahrungsgemäss (z. B. in der Beznau-PSA) einen nicht vernachlässigbaren Risikobeitrag liefern, nicht näher eingegangen.

*Für MUSA2000 ist deshalb bis Ende 2003 eine systematische und umfassende Analyse zur Auswahl der externen und internen systemübergreifenden Ereignisse durchzuführen. Relevante Szenarien mit Verlust einer oder beider Wasserfassungen sind dabei zu berücksichtigen. (PSÜ-Pendenz)*

### 8.1.5.2 Brand

Ausgangspunkt der MUSA2000-Brandanalyse war die Identifizierung potentieller Gefährdungsorte in der gesamten Anlage. Auf der Basis eines systematischen qualitativen Auswahlverfahrens wurden die so genannten „kritischen“ Anlagenbereiche bestimmt, in denen sich sicherheitsrelevante Systeme oder Kabel und betriebliche Einrichtungen befinden, deren Ausfälle zu einer Abschaltung des Reaktors führen. Die Brandeintrittshäufigkeiten in den kritischen Bereichen wurden mittels des Bayes'schen Verfahrens aus der Betriebserfahrung von KKM und amerikanischen Anlagen ermittelt.

Um die risikorelevanten Brandszenarien zu identifizieren, wurde für jedes Brandszenario zunächst angenommen, dass alle im betroffenen Anlagenbereich befindlichen Einrichtungen ausfallen. Die Auswahl der relevanten Brandszenarien erfolgte dann anhand eines quantitativen Kriteriums. Die so identifizierten risikorelevanten Brandszenarien wurden anschliessend detailliert untersucht und quantifiziert.

## HSK-Beurteilung

Die Brand-PSA in MUSA2000 basiert auf einer Methodik, die eine umfassende Identifizierung risikorelevanter Anlagenbereiche und die Untersuchung eines breiten Spektrums von Brandszenarien gewährleistet. Die für die Brand-PSA benötigten Hintergrundinformationen (z. B. brandschutztechnische Eigenschaften der betrachteten Anlagenbereiche, räumliche Zuordnung von technischen Einrichtungen) sind nachvollziehbar dokumentiert und grösstenteils im KKM verfügbar. Die Ermittlung der Brandeintrittshäufigkeit hängt entscheidend von der herangezogenen generischen Betriebserfahrung ab, die schwer zu bewerten ist. Die von KKM ermittelten Brandeintrittshäufigkeiten liegen allerdings innerhalb des aus anderen Brand-PSA ableitbaren Streubereichs. Der Detaillierungsgrad der Modellierung von Brandauswirkungen auf elektrotechnische Komponenten übertrifft das in vielen Brand-PSA übliche Niveau. Hingegen ist im Vergleich zu anderen Methoden<sup>106</sup> die Detektierung, Bekämpfung und Ausbreitung von Bränden in vereinfachter Form berücksichtigt worden. Nach Ansicht der HSK ist hieraus allerdings kein genereller Mangel abzuleiten.



Aus der HSK-Überprüfung der MUSA2000-Brand-PSA ergeben sich folgende Punkte:

- In MUSA2000 ist keine systematische Analyse möglicher bereichsübergreifender Brände und der damit verbundenen Konsequenzen (z. B. Ausbreitung von Rauch und heissen Gasen) durchgeführt worden. In diesem Zusammenhang wird von Barrieren Kredit genommen, die keine oder nur eine 30-minütige Feuerwiderstandsdauer aufweisen. Nach Auffassung der HSK ist nicht auszuschliessen, dass ein schwerer Brand bei gleichzeitigem Versagen aller Löscheinrichtungen die Integrität dieser Barrieren gefährdet.
- Die in MUSA2000 getroffene Annahme, dass mehrere durch Kabelbrand verursachte Kurzschlüsse gleichzeitig und dabei unabhängig voneinander auftreten, ist in Anbetracht aktueller Forschungsergebnisse<sup>107</sup> nicht zwingend als realistisch zu betrachten. Die HSK empfiehlt, zukünftige Forschungsergebnisse auf diesem Gebiet weiterzuverfolgen.
- Die Dokumentation zur Berechnung der bedingten Kernschadenswahrscheinlichkeiten, welche zur Verfeinerung der Brand-PSA notwendig war, ist beim Ersteller der PSA und nicht bei KKM selbst verfügbar. Diese Hintergrunddokumentation sollte für zukünftige Änderungen der PSA bei KKM zur Verfügung stehen.

*Im KKM ist deshalb bis Ende 2004 eine vollständige Dokumentation der Brand-PSA verfügbar zu halten. Ferner ist eine quantitative Analyse für die folgenden bereichsübergreifenden Brandszenarien vorzulegen (PSÜ-Pendenz):*

- a) *Rauchgasausbreitung vom Dekonticraum-A BG+3,5.02 über die als nicht-schliessend angenommene Tür in den Relaisraum BG+8,0.10 und in den Kommandoraum mit der Folge eines Ausfalls des Kommandoraums,*
- b) *Rauchgasausbreitung vom Relaisraum BG+8,0.10 in den Kommandoraum mit der Folge eines Ausfalls des Kommandoraums,*
- c) *Versagen der brandschutztechnischen Barriere (Feuerwiderstandsdauer von maximal 30 Minuten) zwischen den Kabelkanälen BG+6,3.01 und BG+6,3.02 sowie MH-3,0.08 und MH-3,0.10 aufgrund eines grösseren Brandes in einem der Kanäle,*
- d) *Versagen der brandschutztechnischen Barriere zwischen dem Kabelkanal A MH+4,8.14 und dem Kabelkanal B MH+4,8.15 aufgrund eines grösseren Brandes in einem der Kanäle oder ausserhalb der Kanäle (z. B. schwerer Brand im Turbinenbereich).*

*Für die vorgenannten Fälle ist jeweils der Einfluss des Ausfalls aller Brandbekämpfungseinrichtungen (inkl. der automatischen Systeme) und des Versagens von Handmassnahmen (z. B. wegen starken Rauchs) zu analysieren.*

### 8.1.5.3 Erdbeben

Für die MUSA2000-Erdbeben-Studie wurden weitgehend die Annahmen von MUSA90 übernommen. Die Modellierung des Anlageverhaltens basiert auf dem MUSA2000-Modell für interne Ereignisse. Für die Quantifizierung des Risikobeitrages wird anstelle eines diskreten Modellierungsansatzes, der auf der Gruppierung der Erdbeben nach Beschleunigungskategorien basierte, neu ein integraler Ansatz verwendet. Die Erdbeben-CDF wird in MUSA2000 mit  $1,9 \cdot 10^{-6}$ /Jahr angegeben, was eine Reduktion gegenüber dem MUSA90-Resultat ( $4,4 \cdot 10^{-6}$ /Jahr) bedeutet. MUSA2000 weist gegenüber MUSA90 andere Ausfallkombinationen bei den Hauptbeiträgen zur CDF aus. Die beiden nun dominierenden Beiträge betreffen den seismisch bedingten Verlust aller Batterieladegeräte bzw. der Steuer- oder Schaltplatte.

### HSK-Beurteilung

Die Erdbeben-PSA von MUSA2000 entspricht nicht mehr dem Stand der Technik. Gründe dafür sind:

- Es fehlt ein Begehungsbericht, in welchem nachvollziehbar dargelegt wird, wie die relevanten Komponenten und Bauteile identifiziert wurden und für welche dieser Teile die seismisch bedingte Versagenswahrscheinlichkeit (die so genannte „Fragility“) detailliert zu analysieren ist.
- Nur für wenige Komponenten wurde die Fragility anlagenspezifisch analysiert. Zahlreiche Komponenten wurden in allgemeine Kategorien zusammengefasst, ohne die in der Analyse verwendeten Fragility-Werte näher zu begründen. Dementsprechend bilden die in MUSA2000 ausgewiesenen Fragility-Werte die reale Anlagenkonfiguration häufig unzureichend ab. Anlagenteile, für welche die in der Analyse verwendeten Fragility-Werte optimistisch sein dürften, sind z. B. die Motor-Generator-Umschaltgruppen, die Dieselöl-Tagesbehälter und das Pumpenhaus.
- Verschiedene seismisch bedingte, möglicherweise risikorelevante Szenarien wurden nicht betrachtet. Beispiele dazu sind: Einsturz des Kamins auf das SUSAN-Gebäude mit dadurch verursachtem Verlust des Dieselabgassystems und/oder der Raumbelüftung; Verlust des Zusatzwasserbehälters im Maschinenhaus mit nachfolgendem, überflutungsbedingtem Verlust der Druckerhöhungspumpen des Abfahrkühlsystems und der Pumpen des Zwischenkühlwasserkreislaufes; Verlust der Wasserfassungen für SUSAN und das Haupt- und Hilfskühlwassersystem.
- In MUSA2000 wird nur eine sehr limitierte Anzahl minimaler Unfallketten („minimal cut sets“) berücksichtigt. Der Vergleich der Resultate von MUSA2000 mit den HSK-eigenen Rechnungen oder mit den Ergebnissen der MUSA90 zeigt, dass ein grosser Teil der seismisch bedingten cut sets in MUSA2000 fehlen, was zu einem potentiell optimistischen Resultat führt.

*Die MUSA2000-Erdbebenstudie ist folgendermassen zu verbessern (PSÜ-Pendenz):*

- a) *Bis Ende 2003 ist eine verfeinerte Quantifizierung der seismisch bedingten CDF vorzulegen. Dabei sind die 1000 wichtigsten seismisch bedingten cut sets (mit Kurzbeschreibung) auszuweisen.*
- b) *Bis Ende 2003 ist eine Anlagenbegehung durchzuführen und zu dokumentieren.*
- c) *Bis Ende 2005 ist eine Erdbeben-PSA zu erstellen, die dem Stand der Technik entspricht. Die neue Studie soll auf einer umfassenden Anlagenbegehung und einer neuen, detaillierten Fragility-Analyse basieren und darüber hinaus alle weiteren von der HSK identifizierten Schwächen beheben.*

#### 8.1.5.4 Weitere Ereignisse

##### Interne Überflutung

MUSA2000 berücksichtigt folgende Szenarien bei der Analyse interner Überflutung:

- a) Überflutung von Komponenten,
- b) Besprühen von Komponenten aufgrund von Leckagen oder unbeabsichtigt aktivierten Feuerlöscheinrichtungen sowie
- c) Beeinträchtigung von Komponenten aufgrund von Dampfleckagen.

Die Häufigkeit einer internen Überflutung wird in MUSA2000 mittels eines Bayes'schen Verfahrens berechnet, wobei als a priori-Information generische Daten vorwiegend aus vergleichbaren US-Anlagen verwendet werden. Diese Daten werden mit der KKM-Nullfehlerstatistik aufdatiert. Im PSA-Modell sind die Überflutungsszenarien für das Turbinenhaus, das Reaktorgebäude und das Pumpenhaus analysiert worden.

##### HSK-Beurteilung

Die HSK akzeptiert die probabilistische Analyse zur internen Überflutung in MUSA2000. Bei der Bestimmung der Häufigkeit von internen Überflutungen werden auch die Erkennung und die Lokalisierung einer Leckage miteinbezogen. Zu vermerken ist, dass hierzu keine anlagenspezifische HRA-Analyse durchgeführt wurde (Kap. 8.1.2).

##### Turbinengeschosse

Die MUSA2000-Analyse der Gefährdung durch wegfliegende Turbinenteile bei einem massiven mechanischen Schaden an der Turbine (Turbinengeschosse) wurde ohne Änderungen aus MUSA90 übernommen. Für die Häufigkeit eines Turbinengeschosses gibt KKM  $1,7 \cdot 10^{-4}$ /Jahr an. Die auslösende Häufigkeit von Turbinengeschossen, verbunden mit einem schweren Anlagenschaden, beträgt  $2,4 \cdot 10^{-7}$ /Jahr, wobei der Relaisraum (B188), der Kommandoraum (B187) und der 380V-Schaltraum (B161) die am häufigsten getroffenen Räume sind. Der Beitrag von Turbinengeschossen zur Kernschadenshäufigkeit wird als vernachlässigbar eingestuft und nicht explizit ausgewiesen.

##### HSK-Beurteilung

Die HSK akzeptiert im Wesentlichen die in MUSA2000 verfolgte Methodik. Folgende Verbesserungsmöglichkeiten sind zu vermerken:

- Die Möglichkeit simultaner Geschosseinschläge in verschiedene Anlagenbereiche sollte berücksichtigt werden.
- Die Annahmen zur Versagenswahrscheinlichkeit ( $f_3$ ) der getroffenen Anlagenbereiche sollten besser begründet werden.

Die HSK ist jedoch der Auffassung, dass der von Turbinengeschossen stammende Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit auch unter Berücksichtigung des erwähnten Verbesserungspotentials vernachlässigt werden kann, da ein Versagen der SUSAN-Systeme aufgrund der günstigen räumlichen Anordnung ausserordentlich unwahrscheinlich ist.

## Flugzeugabsturz

Im Rahmen der MUSA2000-Analyse zum Flugzeugabsturz wurden die in MUSA90 ermittelten Absturzhäufigkeiten für grosse Zivilflugzeuge sowie für Militärflugzeuge aufdatiert. Kleinflugzeuge (d. h. Maschinen mit bis zu zwei Motoren und Hubschrauber) wurden mit der Begründung ausgeklammert, dass die SUSAN-Systeme und das Reaktorgebäude bei einem entsprechenden Absturz keinen ernsthaften Schaden nehmen und daher kein relevanter Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit zu erwarten ist.

MUSA2000 berücksichtigt für die grossen Zivilflugzeuge separate Absturzhäufigkeiten für Start- und Landevorgänge (Flughafen Bern-Belp) sowie für den Überflug. Die Absturzhäufigkeit von Militärflugzeugen (pro Jahr und Fläche) wurde auf der Basis der in den vergangenen elf Jahren registrierten Abstürze auf Schweizer Gebiet ermittelt.

In MUSA2000 wurden lediglich Treffer auf das Reaktorgebäude betrachtet. Es wird konservativerweise angenommen, dass jeder Absturz auf die angenommene Trefferfläche zu einem Kernschaden führt. Zur Gesamtkernschadenshäufigkeit infolge Flugzeugabsturz ( $2,4 \cdot 10^{-7}$ /Jahr) tragen Zivilflugzeuge ( $1,1 \cdot 10^{-7}$ /Jahr) und Militärflugzeuge ( $1,3 \cdot 10^{-7}$ /Jahr) etwa in gleichem Masse bei.

## HSK-Beurteilung

MUSA2000 betrachtet ausschliesslich unfallbedingte, zufällige Abstürze, nicht aber gezielte aufgrund terroristischer Attacken. Dies entspricht dem heutigen Stand der PSA-Technik. Zurzeit werden von den schweizerischen Kernkraftwerksbetreibern detaillierte Studien zur Konsequenz von gezielten Flugzeugabstürzen durchgeführt (Kap. 7.6.7).

Die HSK akzeptiert im Wesentlichen die MUSA2000-Methodik für die Bestimmung der Kernschadenshäufigkeit aufgrund unfallbedingter Flugzeugabstürze. Die Überprüfung identifizierte in der vorgelegten Analyse jedoch zwei Punkte, für die es einen Verbesserungsbedarf gibt:

- Abstürze von Flugzeugen relevanter Grösse auf andere Gebäude als Teile des Reaktorgebäudes werden nicht berücksichtigt.
- Unsicherheitsbetrachtungen fehlen.

*Bis Ende 2003 ist deshalb eine verfeinerte Analyse der MUSA2000-Kernschadenshäufigkeit aufgrund von Flugzeugabstürzen vorzulegen. Insbesondere sind Abstürze von Flugzeugen relevanter Grösse auf alle Kraftwerksteile zu berücksichtigen und Unsicherheitsrechnungen durchzuführen. (PSÜ-Pendenz)*

## Externe Überflutung

Im Wesentlichen übernimmt MUSA2000 die Vorgehensweise aus MUSA90, erweitert die damalige Studie jedoch insofern, als dass z. B. eine bedingte Kernschadenshäufigkeit durch Staudammbrüche ermittelt und - darauf basierend - ein Beitrag zur gesamten Kernschadenshäufigkeit ausgewiesen wird. Die Häufigkeit eines Staudammbruchs wird - wie schon in MUSA90 - mit  $3 \cdot 10^{-5}$ /Jahr angegeben, so dass sich insgesamt für die drei betrachteten Staudämme eine Bruchhäufigkeit von  $9 \cdot 10^{-5}$ /Jahr ergibt. Für die Berechnung der bedingten Kernschadenswahrscheinlichkeit nimmt MUSA2000 an, dass das externe Stromnetz für 24 Stunden ausfällt und dass nur die Systeme im Reaktor- und SUSAN-Gebäude für die Beherrschung des Störfalls verfügbar sind.

## HSK-Beurteilung

Die HSK beurteilt die Analyse der externen Überflutung aus folgenden Gründen als unvollständig und daher möglicherweise als optimistisch:

- MUSA2000 berücksichtigt nicht die Möglichkeit des sequentiellen Versagens der hintereinander angeordneten Staudämme („Domino-Effekt“). Ein solches Szenario würde zu einer nachfolgenden Flutwelle erheblich grösseren Ausmasses führen, als in MUSA2000 bislang betrachtet.
- Die Auswirkungen extremer lokaler Niederschläge werden nicht behandelt.

*Die Analyse der MUSA2000-Kernschadenshäufigkeit aufgrund von externer Überflutung ist deshalb bis Ende 2003 zu überarbeiten. Insbesondere sind die Folgen eines sequentiellen Versagens mehrerer Talsperren sowie extremer lokaler Niederschläge zu analysieren. (PSÜ-Pendenz)*

## Extreme Winde und Tornados

MUSA2000 beinhaltet eine neue Gefährdungsanalyse für Extremwinde und Tornados. Die Versagenswahrscheinlichkeit („Fragility“) betroffener Anlagenteile wurde unverändert aus MUSA90 übernommen. Das Maschinenhaus, das Pumpenhaus, das Betriebsgebäude und die externe Stromversorgung werden hinsichtlich ihrer Fragility gegenüber Windeinwirkung als vergleichbar betrachtet, wohingegen für das Reaktorgebäude, das SUSAN-Gebäude und den Kamin aufgrund qualitativer Überlegungen von einem erheblich grösseren Tragvermögen für Windlasten ausgegangen wird. Schäden durch vom Wind mitgerissene Teile (Bauteile etc.) sind gemäss MUSA2000 durch die von der Windlast direkt verursachten Schäden abgedeckt. Für die Häufigkeit von Extremwind ermittelt MUSA2000 einen Zahlenwert von  $9,5 \cdot 10^{-5}$ /Jahr und für Tornados  $1,6 \cdot 10^{-5}$ /Jahr. Bezüglich der verursachten Schäden werden Extremwinde und Tornados gleich behandelt: verursacht wird jeweils der Verlust der externen Stromversorgung und sämtlicher Anlagenteile mit Ausnahme der SUSAN-Systeme und der Systeme im Reaktorgebäude.

## HSK-Beurteilung

In den Grundzügen akzeptiert die HSK den in MUSA2000 für die Analyse der extremen Winde und Tornados gewählten Ansatz. Die Folgen eines Kamineinsturzes mit nachfolgender Beschädigung kritischer Strukturen sind jedoch nicht betrachtet. Ebenso vernachlässigt sind Schäden durch vom Wind mitgerissene Teile (z. B. Unverfügbarkeit der SUSAN-Frischluftzufuhr infolge Laubverfrachtung). Für Tornados wurde keine Kernschadenshäufigkeit ausgewiesen. Da diese Vereinfachungen nicht konservativ sind, kann nicht ausgeschlossen werden, dass der ausgewiesene Risikobeitrag von  $3,3 \cdot 10^{-7}$ /Jahr zu klein ist. Die HSK verlangt daher eine entsprechende Überarbeitung der Studie.

*Die MUSA2000-Analyse des Risikos von extremen Winden und Tornados ist bis Ende 2005 zu verfeinern und zu ergänzen. Insbesondere sind für Tornados eine Kernschadenshäufigkeit zu bestimmen, die Folgen eines Kamineinsturzes zu bewerten und Schäden durch vom Wind mitgerissene Teile mit zu berücksichtigen. (PSÜ-Pendenz)*

### 8.1.6 Ergebnisse der Stufe-1-Volllast-PSA

Die in MUSA2000 für verschiedene auslösende Ereignisse ermittelten Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit sind zusammen mit den Resultaten des HSK-Modells in Tab. 8.1.6-1 aufgelistet. Unterschiede bei den Resultaten werden in der HSK-Beurteilung diskutiert.

Tab. 8.1.6-1: Übersicht zu den PSA-Resultaten von MUSA2000 und dem HSK-Modell

	Auslösendes Ereignis	MUSA2000		HSK-Studie		$\Delta CDF/CDF^*$
		Häufigkeit [1/Jahr]	Relativer Beitrag	Häufigkeit [1/Jahr]	Relativer Beitrag	Relative Differenz
Interne Ereignisse	Kühlmittelverluststörfälle	$3,8 \cdot 10^{-7}$	5,4%	$8,4 \cdot 10^{-7}$	5,7%	-6,4%
	Transienten	$7,1 \cdot 10^{-7}$	10,0%	$1,6 \cdot 10^{-6}$	11%	-12,7%
	<b>Total interne Ereignisse</b>	<b><math>1,1 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>15,4%</b>	<b><math>2,5 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>16,7%</b>	<b>-19,1%</b>
Externe & interne system- übergreifende Ereignisse	Brand	$3,2 \cdot 10^{-6}$	45,0%	$4,6 \cdot 10^{-6}$	31,5%	-20,1%
	Interne Überflutung	$1,3 \cdot 10^{-7}$	1,8%	$1,2 \cdot 10^{-7}$	0,8%	0,1%
	Erdbeben	$1,9 \cdot 10^{-6}$	26,0%	$6,1 \cdot 10^{-6}$	41,7%	-59,2%
	Externe Überflutung	$2,7 \cdot 10^{-7}$	3,8%	$5,1 \cdot 10^{-7}$	3,5%	-3,4%
	Flugzeugabsturz	$2,4 \cdot 10^{-7}$	3,4%	$2,4 \cdot 10^{-7}$	1,6%	0,0%
	Extreme Winde & Tornados	$3,3 \cdot 10^{-7}$	4,6%	$6,3 \cdot 10^{-7}$	4,3%	-4,3%
	<b>tot. externe &amp; interne system- übergreifende Ereignisse</b>	<b><math>6,0 \cdot 10^{-6}</math></b>	<b>84,6%</b>	<b><math>1,2 \cdot 10^{-5}</math></b>	<b>83,3%</b>	<b>-87,9%</b>
<b>Gesamt-CDF</b>	<b><math>0,7 \cdot 10^{-5}</math></b>		<b><math>1,5 \cdot 10^{-5}</math></b>		<b>-107%</b>	

Die Hauptresultate aus den MUSA2000-Analysen können wie folgt zusammengefasst werden:

- Verglichen mit MUSA90 hat die aus internen Ereignissen (d. h. Transienten und Kühlmittelverluststörfällen, KMV) resultierende Kernschadenshäufigkeit geringfügig abgenommen. KKM führt dies im Wesentlichen auf die Nachrüstung der ADS-Level-Funktion (die von der HSK als Resultat der MUSA90-Überprüfung vorgeschlagen wurde) und die Berücksichtigung von Accident-Management-Massnahmen zur Sicherung der langfristigen Nachwärmeabfuhr zurück.
- Interne auslösende Ereignisse tragen in MUSA2000 mit  $1,1 \cdot 10^{-6}$ /Jahr zur CDF bei, wobei die Transienten einen etwa doppelt so grossen Beitrag liefern wie die KMV. Wichtigste Auslöser sind der Bruch einer Speisewasserleitung, der totale oder partielle Verlust von Speisewasser und der Totalausfall der externen Stromversorgung. Unfallsequenzen mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung (Englisch: „Anticipated Transient Without Scram“, ATWS) tragen mit 27% zur intern ausgelösten CDF bei.
- Gemäss MUSA2000 wird die durch interne Ereignisse ausgelöste CDF von folgenden Unfallsequenzen dominiert:
  - Bruch der Speisewasserleitung mit nachfolgendem Ausfall der Niederdruckeinspeisung
  - Ausfall des Speisewassersystems gefolgt vom Versagen der Frischdampfisoliation
  - Verlust der externen Stromversorgung gefolgt vom Verlust des Speisewasser- und RCIC-Systems und nachfolgendem Ausfall der Druckentlastung (ADS)
  - Verlust des Hilfskühlwassersystems gefolgt vom Verlust des Speisewasser- und RCIC-Systems und nachfolgendem Ausfall der Druckentlastung (ADS)

\*  $(CDF_{MUSA} - CDF_{HSK}) / CDF_{MUSA}$

- Insgesamt trägt menschliches Versagen zu rund 50% der durch interne Ereignisse ausgelösten MUSA2000-CDF bei. Besonders relevant sind in diesem Zusammenhang die Operateurhandlungen in ATWS-Sequenzen sowie bei Ausfall der externen Stromversorgung.
- Gemäss MUSA2000 wird die gesamte Kernschadenshäufigkeit von Brand- (45% Beitrag) und Erdbebenszenarien (27% Beitrag) dominiert. Die Einzelbeiträge anderer externer und interner systemübergreifender Ereignisse tragen jeweils deutlich weniger (etwa eine Grössenordnung) zum Anlagenrisiko bei.
- Die wesentlichen Beiträge aus Brandereignissen konzentrieren sich auf einige wenige Anlagenbereiche: 82% der gesamten Brand-Kernschadenshäufigkeit sind auf Ereignisse im Betriebs- und Reaktorgebäude zurückzuführen:
  - Den Hauptbeitrag für das Betriebsgebäude liefern Brandszenarien im Dekontic A-Raum (BG+3,5.02). Dieser Raum liegt unterhalb des Kommandoraums und des Relaisraums und enthält einige Leittechnikschränke sowie eine grosse Anzahl von Kabeln für unterschiedliche Sicherheitsfunktionen (Anteil am gesamten Brandrisiko: ca. 32%).
  - Im Reaktorgebäude wird das Brandrisiko durch einen Brand auf der -4.2 m-Ebene dominiert. Brandszenarien in unterschiedlichen Bereichen dieser Ebene können mehrere Gruppen sicherheitstechnisch relevanter Leittechnik- und Leistungskabel beschädigen (Anteil am gesamten Brandrisiko: ca. 21%).
- MUSA2000 gibt eine Erdbeben-CDF von  $1,9 \cdot 10^{-6}$ /Jahr an, was rund 26% der totalen CDF entspricht. Die neu ermittelte seismische Kernschadenshäufigkeit ist deutlich geringer als in MUSA90, wo die entsprechende CDF mit  $4,4 \cdot 10^{-6}$ /Jahr ausgewiesen wurde. Die Hauptbeiträge in MUSA2000 liefern der seismisch bedingte Ausfall aller Batterieladegeräte sowie der ebenfalls seismisch bedingte Ausfall von Steuer- oder Schaltpulten.
- Die Unsicherheitsrechnung von MUSA2000 weist k-Faktoren für die 90%-Perzentile\* der CDF für die verschiedenen auslösenden Ereignisse aus. Für die Gesamt-CDF beträgt der k-Faktor 2,1.
- Basierend auf den Resultaten von MUSA2000 kommt der Betreiber zum Schluss, dass das KKM ein ausgeglichenes Risikoprofil ohne signifikante Schwächen aufweist. Darüber hinaus ist der Betreiber der Ansicht, dass die Kernschadenshäufigkeit des KKM derjenigen von Neuanlagen entspricht.

### HSK-Beurteilung

Zur detaillierten Überprüfung von MUSA2000 hat die HSK ein eigenes, umfassendes und von MUSA2000 unabhängiges Stufe-1-PSA-Modell mit der PSA-Software „SPSA“ entwickelt. Tab. 8.1.6-1 zeigt die ermittelten Resultate im Vergleich zu denjenigen von MUSA2000.

---

\* Das 90%-Perzentil ist eine obere Schranke, die besagt, dass der wahre Wert gemäss den berücksichtigten Unsicherheiten mit einer Wahrscheinlichkeit von 90% gleich oder kleiner ist.

- Wie der Tab. 8.1.6-1 zu entnehmen ist, sind die Resultate beider PSA-Modelle nur teilweise in guter Übereinstimmung. Die Ursache für die Abweichungen liegt hauptsächlich in folgenden Unterschieden zwischen beiden PSA-Modellen:
  - Die HSK identifizierte einen relevanten Modellierungsfehler bei der Auftrennung einer logischen Schleife im MUSA2000-Modell. Es handelt sich dabei um die Modellierung des Ausfalls des SUSAN-Umluftsystems in SBO-Sequenzen, der im Endeffekt zu einem Ausfall der RCIC- und ADS-Ventile führt.
  - MUSA2000 berücksichtigt keinen EXLOCA als auslösendes Ereignis (Kap. 8.1.4.2).
  - Die Wiederherstellung der externen Stromversorgung ist in MUSA2000 sehr vereinfacht und - verglichen mit MUSA90 sowie dem HSK-Modell - optimistisch modelliert.
  - MUSA2000 berücksichtigt keine CCF für Batterien.
  - Die HSK-Studie verwendet einen konservativeren Wert für die Häufigkeit des auslösenden Ereignisses „KMV an Hochdruck-/Niederdruckschnittstellen“.
  - MUSA2000 berücksichtigt nicht, dass der Blocktransformator A1m2 sowie die Eigenbedarfs- transformatoren A1m3, A2m3 luftgekühlt sind (Nachrüstung im Berichtszeitraum).

Dementsprechend sind die vom HSK-Modell ermittelten massgeblichen Unfallsequenzen aufgrund interner Ereignisse etwas anders als in MUSA2000: Das auslösende Ereignis „EXLOCA“ (mit direktem Kernschaden) hat die höchste Importanz, gefolgt vom Verlust der externen Stromversorgung mit gleichzeitigem Ausfall der Hochdruckeinspeisung und der Druckentlastung.

- Die mit dem HSK-Modell ermittelten ATWS-Beiträge liegen bei rund 15% für die internen und 3% für die externen und internen systemübergreifenden Ereignisse, was einem Gesamt-ATWS-Anteil von 5% entspricht. Die absoluten ATWS-Resultate des HSK-Modells sind denen in MUSA2000 sehr ähnlich. Der unterschiedliche relative Beitrag ist im Wesentlichen auf den Unterschied bei der gesamten Kernschadenshäufigkeit zurückzuführen.
- Die Resultate der HSK-Analyse bestätigen die auch im internationalen Vergleich geringe Kernschadenshäufigkeit durch intern ausgelöste Unfälle. Der positive Einfluss der bei KKM nachgerüsteten ADS-Level-Funktion und der Berücksichtigung von Accident-Management-Massnahmen zur Sicherung der langfristigen Nachwärmeabfuhr können mit dem HSK-Modell bestätigt werden: ADS-Level reduziert die gesamte Kernschadenshäufigkeit um 28%. Die Implementierung der AM-Massnahmen trägt in einem ähnlichen Masse zu einer Senkung der Kernschadenshäufigkeit bei.
- Die in MUSA2000 nicht berücksichtigte Änderung bei der Kühlung von Eigenbedarfs- und Blocktransformatoren (konvektive Luftkühlung anstelle von Wasserkühlung durch das Hilfskühlwassersystem) hat gemäss HSK-Analyse einen bemerkenswert positiven Einfluss auf die gesamte Kernschadenshäufigkeit des KKM: Das HSK-Modell weist eine Reduktion der Gesamtkernschadenshäufigkeit um 32% aus.
- Wie MUSA2000, zeigt auch die HSK-Studie die Risikodominanz der Erdbeben- und Brandereignisse auf. Obgleich Erdbeben in MUSA2000 einen Hauptbeitrag zur CDF liefert, weisen die Resultate des HSK-Modells (und auch diejenigen von MUSA90) darauf hin, dass die neu ermittelte Erdbeben-CDF zu optimistisch ist. Die HSK führt diese Diskrepanz auf methodische Schwächen in MUSA2000 zurück. Die MUSA2000-Erdbeben-PSA entspricht nicht mehr dem Stand der Technik und ist zu verbessern.



- Die in MUSA2000 ermittelte Brand-CDF liegt im Vergleich mit typischen Resultaten für amerikanische Siedewasserreaktoren (Brand-CDF  $1,5 \cdot 10^{-6} - 8,1 \cdot 10^{-5}$ /Jahr) im unteren Bereich. Die Resultate der HSK-eigenen Analyse bestätigen die im internationalen Vergleich geringe MUSA2000-Brand-CDF.
- Die HSK-eigene Unsicherheitsrechnung ergibt für die Verteilung der Gesamt-CDF folgende Parameter: 5% Perzentil:  $4,0 \cdot 10^{-6}$ /Jahr, Median:  $9,8 \cdot 10^{-6}$ /Jahr, 90%-Perzentil:  $2,6 \cdot 10^{-5}$ /Jahr. Der k-Wert liegt damit demnach bei 2,5 (MUSA2000: 2,1). MUSA2000 verwendet zur Ermittlung der Gesamtverteilung die MUSA90-Verteilung für die Erdbeben-CDF, was den Vergleich mit dem Resultat der HSK erschwert.
- Die HSK-Studie bescheinigt dem KKM bei Volllastbetrieb ein ausgewogenes Risikoprofil auf niedrigem CDF-Niveau. Signifikante Anlagenschwächen, die eine Nachrüstung erforderlich machen würden, konnten nicht identifiziert werden. Die von KKM ermittelte Gesamt-CDF ist unter Vorbehalt zu betrachten, da die HSK in MUSA2000 eine Reihe von Verbesserungsmöglichkeiten festgestellt hat.

### 8.1.7 Sensitivitätsuntersuchungen

Im Rahmen der MUSA2000-Überprüfung hat die HSK mit dem eigenen PSA-Modell einige Sensitivitätsanalysen durchgeführt. Die Resultate dieser Studien sowie eine Importanzanalyse zur Bestimmung der wichtigsten CDF-Beiträge werden im Folgenden diskutiert.

#### Einfluss der Zuverlässigkeitsdaten

Da die zeitliche Entwicklung der Komponentenzuverlässigkeitsdaten wichtige Informationen zur betrieblichen Sicherheit einer Anlage liefert, hat die HSK den Einfluss des für MUSA2000 aktualisierten Datensatzes auf die Kernschadenshäufigkeit untersucht. Folgende zwei Fälle wurden betrachtet:

Fall 1: Aktualisierte Häufigkeiten für die auslösenden Ereignisse und nicht-aktualisierte Komponentenzuverlässigkeitsdaten: Verwendet man die alten Komponentendaten von MUSA90 und das neue PSA-Modell der HSK, so ergibt sich eine Erhöhung der CDF um rund 5%. Dieses Resultat deutet darauf hin, dass sich die Verfügbarkeit der relevanten Komponenten in den vergangenen Jahren insgesamt geringfügig verbessert hat. Es sei allerdings an dieser Stelle vermerkt, dass für MUSA2000 nur ein Teil der Komponentendaten aktualisiert wurde, so dass kein abschliessendes Urteil möglich ist.

Fall 2: Nicht-aktualisierte Häufigkeiten für die auslösenden Ereignisse und nicht-aktualisierte Komponentenzuverlässigkeitsdaten: Diese Berechnung führte zu einer um ca. 6% erhöhten CDF verglichen mit dem aktuellen Modell. Für die Häufigkeit der auslösenden Ereignisse lässt sich daher ebenfalls eine positive Entwicklung erkennen. Insgesamt hat diese bei KKM um rund 17% abgenommen, was zu einer geringfügigen CDF-Reduktion (ca. 1%) führt. Dieses Resultat ist jedoch mit Vorbehalt zu betrachten, da die HSK-Review einen Verbesserungsbedarf im Zusammenhang mit der Quantifizierung der auslösenden Ereignisse identifiziert hat (Kap. 8.1.4.2).

#### Operateurhandlungen

Bei der Überprüfung der HRA für interne Ereignisse wurden acht wichtige Operateurhandlungen von der HSK neu analysiert. Werden die dabei ermittelten Fehlerwahrscheinlichkeiten anstelle der entsprechenden MUSA2000-Fehlerwahrscheinlichkeiten verwendet, so steigt die Kernschadenshäufig-

keit für interne Ereignisse gemäss HSK-Analyse um ca. 10%. Den wesentlichen Beitrag liefert dabei die (gegenüber MUSA90 neue) Accident Management Massnahme zur Sicherstellung der Langzeitkernkühlung bei transienten Störfällen (HEOAX5). Nimmt man an, dass HEOAX5 (und die sieben anderen Operateurhandlungen) auch für Brandszenarien und interne Überflutung gültig sind, so erhöht sich die Gesamtkernschadenshäufigkeit durch die Requantifizierung um rund 20%. Dominiert wird diese Erhöhung wiederum von HEOAX5.

### Importanzanalyse

Das HSK-eigene PSA-Modell liefert für die in Tab. 8.1.7-1 aufgeführten Basis- und auslösenden Ereignisse die höchsten Importanzwerte (Fussell-Vesely, FV). Man erkennt, dass durch Erdbeben oder Brand ausgelöste Unfälle eine wesentliche Rolle spielen. Erwartungsgemäss spiegelt sich auch die grosse Bedeutung der SUSAN-Dieselmotoren in der Importanzliste wider. Wichtigste Operateurhandlung (gem. FV) im HSK-Modell ist die manuelle Speisewasserregelung bei Transienten mit erfolgreicher Reaktorschnellabschaltung. Ein Vergleich der HSK-Importanzen mit denjenigen von MUSA2000 ist schwierig, da der HSK keine vollständige Importanzliste für das MUSA2000-Gesamtmodell vorliegt.

Tab. 8.1.7-1: Importanz der wichtigsten Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit  
(HSK-Modell, interne und externe Ereignisse)

<b>Basisereignisse</b>	<b>FV-Importanz [ - ]</b>
Versagen des SUSAN-Dieselmotors 190 nach mehr als einer Stunde (analoge Importanz für den SUSAN-Dieselmotor 290)	0,19
Operateurfehler bei der manuellen Speisewasserregelung in Transienten mit erfolgreicher Reaktorschnellabschaltung	0,14
Seismisch bedingter Verlust von Nicht-SUSAN-Kabelpritschen (Erdbeben mit einer max. Bodenbeschleunigung im Bereich von 0,15 – 0,30 g)	0,06
Seismisch bedingter Verlust von Nicht-SUSAN Kabelpritschen (Erdbeben mit einer max. Bodenbeschleunigung im Bereich von 0,085 – 0,150 g)	0,05
<b>Auslösende Ereignisse</b>	
Erdbeben mit einer max. Bodenbeschleunigung im Bereich von 0,15 – 0,30 g	0,20
Brand im Betriebsgebäude, Dekonticraum A	0,16
Erdbeben mit einer max. Bodenbeschleunigung im Bereich von 0,085 – 0,15 g	0,12
Vollständiger Verlust der externen Stromversorgung	0,07
Erdbeben mit einer max. Bodenbeschleunigung im Bereich von 0,050 – 0,085 g	0,07

## 8.2 Stufe-2-PSA für Vollastbetrieb

Die Stufe-2-PSA für das KKM (MUSA2000) wurde im Jahre 2001 von der amerikanischen Firma Dycoda im Auftrag der BKW AG erstellt. Die Studie analysiert das Anlageverhalten von KKM bei schweren Unfällen. Insbesondere wird das Containmentverhalten untersucht und die zu erwartenden Quellterme bei schweren Unfällen ermittelt.

Um die Studie detailliert zu überprüfen, entwickelte die HSK ein eigenes und unabhängiges Stufe-2-PSA-Modell, welches auf den Resultaten des HSK-eigenen Stufe-1-PSA-Modells basiert.

### 8.2.1 Schadenszustände der Anlage

Der Ausgangspunkt für die Stufe-2-PSA von KKM ist die Ermittlung der Anlagenschadenszustände auf Basis der Stufe-1-Analyse. KKM verwendet hierzu die Resultate von MUSA90 und definiert fünf verschiedene Anlagenschadenszustände (Englisch: „Plant Damage States“, PDS) für die weitere Analyse. Die gewählten PDS decken rund 90% der gesamten MUSA90-CDF ab. Beiträge mit einer Häufigkeit kleiner  $1,0 \cdot 10^{-7}$ /Jahr wurden nicht berücksichtigt. Eine Übersicht zu den Anlagenschadenszuständen findet sich in Tab. 8.2.1-1. Sämtliche MUSA2000-PDS sind durch den Ausfall der gesamten Wechselstromversorgung („Station Blackout“, SBO) charakterisiert.

Tab. 8.2.1-1 Anlagenschadenszustände in MUSA2000

Beschreibung	Häufigkeit [1/Jahr]	Beitrag zur MUSA90- CDF
Ereignisse (primär schwere Erdbeben), die zu einem SBO mit nachfolgendem Kernschaden bei Niederdruck führen; Containment und Reaktorgebäude sind isoliert und RCIC bis zur Entladung der Batterien verfügbar.	$3,9 \cdot 10^{-6}$	57,9%
Ereignisse (primär Brände im Reaktorgebäude), die zu einem SBO mit nachfolgendem Kernschaden bei Hochdruck führen; Containment und Reaktorgebäude sind isoliert und RCIC unverfügbar.	$4,4 \cdot 10^{-7}$	7,0%
Verlust der externen Stromversorgung, der zu einem SBO mit nachfolgendem Kernschaden bei Hochdruck führt. Containment und Reaktorgebäude sind isoliert. RCIC ist in 50% der Fälle vollkommen unverfügbar und in 50% der Fälle für 6 Stunden verfügbar (anschliessend ebenfalls unverfügbar).	$3,2 \cdot 10^{-7}$	4,6%
Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude, der zu einem SBO mit nachfolgendem Kernschaden bei Hochdruck führt; das Containment (nicht aber das Reaktorgebäude) ist isoliert und RCIC unverfügbar.	$1,8 \cdot 10^{-7}$	1,7%
Sequenzen, in denen ein RDB-Versagen durch Niederdruckeinspeisung verhindert wird.	$1,3 \cdot 10^{-6}$	18,8%

Von den fünf in der Tabelle angegebenen PDS wurden nur die ersten vier für die weitere Analyse berücksichtigt. Störfallsequenzen, die zum letztgenannten PDS führen, können rechtzeitig so beherrscht werden, dass es nicht zu einer grösseren Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung kommt. Solche Kernschadenssequenzen tragen deshalb in MUSA2000 nicht zum Risiko für die Umgebung bei. Die CDF wurde dementsprechend für die weitere Analyse auf  $4,8 \cdot 10^{-6}$ /Jahr normiert.

## HSK-Beurteilung

Zur unabhängigen Überprüfung der MUSA2000-PDS hat die HSK in ihrem Stufe-2-PSA-Modell eigene Anlagenschadenzustände (unter Berücksichtigung von Unsicherheiten) definiert. Das HSK-Modell verwendet die Kernschadenshäufigkeit der eigenen aufdatierten Stufe-1-Analyse ( $1,5 \cdot 10^{-5}$ /Jahr). Die von der HSK ermittelte Kernschadenshäufigkeit ist somit rund dreimal grösser als die in MUSA2000 verwendete (veraltete) MUSA90-CDF. Obgleich auch die HSK-PDS von SBO-Sequenzen dominiert werden (ca. 60%), tragen darüber hinaus - anders als in MUSA2000 - weitere Unfallsequenzen massgeblich zum Anlagenrisiko bei. Aufgrund der angesprochenen substantiellen Unterschiede ist ein direkter Vergleich der PDS zwischen MUSA2000 und dem HSK-Modell schwierig. Die HSK sieht bei folgenden Punkten einen erheblichen Verbesserungsbedarf in MUSA2000:

- Für die Definition der PDS wurden ausschliesslich Informationen aus MUSA90 verwendet, d. h. die Ergebnisse der aktuellen Analyse MUSA2000 (Stufe-1) wurden nicht berücksichtigt. Nach Auffassung der HSK sind die PDS der MUSA2000 (Stufe-1) zu entnehmen, um das aktuelle Risikoprofil der Anlage widerzuspiegeln.
- Das in der Stufe-2-PSA für die Auswahl der Anlagenschadenzustände verwendete Abschneidekriterium von  $1 \cdot 10^{-7}$ /Jahr führt dazu, dass Unfallsequenzen mit sehr geringer Eintrittshäufigkeit aber mit potentiell grossen Freisetzungen (wie z. B. Containment-Bypass, ATWS, EXLOCA) in der Analyse nicht berücksichtigt werden. Die HSK-Studie zeigt, dass gerade diese Szenarien erheblich zum Freisetzungsrisiko der Anlage beitragen.

*Bis Ende 2005 ist daher eine aktualisierte Stufe-2-PSA zu erstellen, die auf den Resultaten der überarbeiteten Stufe-1-PSA basiert und die radiologischen Konsequenzen (Quellterme) für folgende zusätzliche Unfalltypen beinhaltet: Unfallsequenzen mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS), RDB-Versagen (EXLOCA) und Containment-Bypass-Sequenzen. (PSÜ-Pendenz)*

### 8.2.2 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 Freisetzungsbarriere darstellt. Im Verlauf des schweren Unfalls sind starke - von unterschiedlichen Phänomenen herrührende - Belastungen für das Containment zu erwarten. Daher kommt der Containmentkapazität eine wichtige Rolle bei der Analyse des Freisetzungsrisikos zu. KKM verfügt über ein Primärcontainment (Drywell und Torus) und ein Sekundärcontainment (Reaktorgebäude).

Die Analyse der Containmentkapazität in MUSA2000 übernimmt in unveränderter Form die im Rahmen der MUSA90-Strukturanalyse ermittelten Wahrscheinlichkeiten für katastrophales Drywellversagen, Flanschleckage am Drywelldeckel und Versagen des Reaktorgebäudes. Für alle (zu erwartenden) Temperaturen ist als dominanter Versagensmodus des Drywells die Flanschleckage probabilistisch untersucht worden. Der Öffnungsdruck liegt (temperaturabhängig) im Bereich von 5,2 bis 10,8 bar Überdruck.

MUSA2000 berücksichtigt eine Reihe von physikalischen/chemischen Phänomenen, die bei schweren Unfällen zu einer massiven Containmentbelastung (bis hin zum Containmentversagen) führen können:

- Dampfexplosion: Der Kontakt zwischen Kernschmelze und Wasser kann unter Umständen zu einer schlagartigen Verdampfung des Wassers und anschliessend zu einer erheblichen Druckspitze führen. Dabei unterscheidet man eine Dampfexplosion innerhalb und ausserhalb des RDB. Die bedingte Wahrscheinlichkeit für eine Dampfexplosion im RDB wird in MUSA2000 sowohl für Hochdruck- wie auch für Niederdrucksequenzen als sehr gering eingeschätzt. Die bedingte Wahrscheinlichkeit für eine Explosion ausserhalb des RDB beträgt gemäss KKM 0,27 für den Fall, dass der Drywellboden mit Wasser bedeckt ist und der Kern zu einem grossen Teil (mehr als 50%) geschmolzen ist.
- 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. KKM nimmt an, dass HPME nur dann möglich ist, wenn mehr als 50% des Kerns geschmolzen sind.
- Druckaufbau durch Dampfleckage aus dem beschädigten RDB („Vessel Blowdown“): Beim Versagen des RDB treten grosse Dampfmengen in das Primärcontainment und verursachen dadurch einen Druckaufbau.
- Druckaufbau durch nicht-kondensierbare Gase: Während eines schweren Unfalls können erhebliche Mengen nicht-kondensierbarer Gase (z. B. CO, CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>) entstehen, die zu einem Druckaufbau führen, der langfristig die Containmentintegrität gefährden kann.
- Durchschmelzen des Drywells: kann das Resultat einer länger andauernden Wechselwirkung zwischen der Kernschmelze im Drywellsumpf und den Drywellwänden sein. KKM schätzt die bedingte Wahrscheinlichkeit für ein Versagen des Primärcontainments als sehr gering ein.
- Versagen des Reaktor Gebäudes wegen Wasserstoffverbrennung: Beim Versagen des Drywells besteht die Möglichkeit, dass grosse Mengen Wasserstoff ins Reaktor Gebäude gelangen und dort verbrennen. MUSA2000 berücksichtigt ein mögliches Versagen des Reaktor Gebäudes durch späte Wasserstoffverbrennung.

Neben den oben genannten Phänomenen, die eine Beschädigung des Containments bewirken können, werden in MUSA2000 auch Containmentisoliationsfehler und die gefilterte Containment-Druckentlastung (Englisch: „Containment Depressurization System“, CDS) als zusätzliche Freisetzungspfade in die Umgebung berücksichtigt. Die deterministischen Berechnungen zum Verlauf der schweren Unfälle wurden mit dem Computerprogramm „MELCOR“ (Version 1.8.5) durchgeführt.

### **HSK-Beurteilung**

Die in MUSA2000 verwendeten Methoden zur Bestimmung der KKM-Containmentkapazität und -belastung entsprechen dem Stand von Wissenschaft und Technik. Die dabei ermittelten Resultate sind plausibel. Die unabhängigen Berechnungen der HSK berücksichtigen die gleichen Phänomene wie MUSA2000. Bei der Überprüfung ergaben sich folgende Punkte:

- Drywell- und Reaktor Gebäudeisolation zum Zeitpunkt des Kernschadens: MUSA2000 berücksichtigt Drywell- und Reaktor Gebäudeisoliationsfehler auf Basis von Expertenschätzungen im Containment-Ereignisbaum (Kap. 8.2.3). Eine Ausnahme stellt der Flugzeugabsturz dar: Dieser führt in MUSA2000 zu einem PDS mit intaktem Drywell und beschädigtem Reaktor Gebäude. Im HSK-Modell wird der Status der Drywellisolation bereits bei den PDS festgelegt (Bypass-Sequenzen) und die Häufigkeit der Reaktor Gebäudeisoliationsfehler wird direkt aus der System-

analyse der Stufe-1-PSA bestimmt. Die HSK-Studie ermittelt einen deutlich grösseren Anteil von Unfallsequenzen mit Isolationsfehlern als MUSA2000. Diese Sequenzen haben einen wesentlichen Einfluss auf das Anlagenrisiko.

- Drywelldurchschmelzen: In der HSK-Analyse führt eine anhaltende Wechselwirkung der Kernschmelze mit der Drywellwand immer zu einem Durchschmelzen des Drywells. Aufgrund der Sandschicht um die Drywellwand werden aber nur relativ kleine Quellterme erwartet. MUSA2000 beurteilt das Drywellversagen mit einer geringeren Wahrscheinlichkeit, geht dann aber von einer grösseren Freisetzung aus. Der Einfluss dieses Unterschieds auf die Resultate der Stufe-2-Analyse ist jedoch vernachlässigbar.
- Die HSK-Review hat einige Berechnungsanomalien bei der Simulation der frühen Phase des Unfallverlaufs identifiziert (z. B. versagt gemäss MUSA2000 die untere RDB-Kalotte 0,8 Stunden vor dem unteren Kerngitter). Der Einfluss auf die Endresultate wird als vernachlässigbar eingeschätzt.

### 8.2.3 Containment-Ereignisbaumanalyse

Zur Analyse des Unfallverlaufs und zur Bestimmung des am Ende des Unfalls vorliegenden Containmentzustands verwendet MUSA2000 einen Containment-Ereignisbaum (Englisch: „Containment Event Tree“, CET) mit 69 Abfragen. In der Unfallablaufanalyse werden Systemausfälle, Operateurchandlungen und Containmentbelastungen aufgrund verschiedener Phänomene berücksichtigt.

Die Quantifizierung und Gruppierung der Containment-Endzustände erfolgt in MUSA2000 mit dem Computerprogramm „EVNTRE“. Beim Gruppierungsprozess werden die Endzustände nach Versagenszeitpunkt und Versagensmodus zusammengefasst. Tab. 8.2.3-1 zeigt das Resultat dieser Gruppierung. Zum Vergleich sind die entsprechenden Resultate der HSK-Studie ebenfalls aufgelistet. Man erkennt, dass die gefilterte Druckentlastung der dominierende Freisetzungspfad in beiden Analysen ist, gefolgt von späten Drywellleckagen.

Tab. 8.2.3-1: KKM Freisetzungspfade bei schweren Unfällen (bezogen auf die normierte CDF)

	Isolationsfehler		Frühes Versagen		Spätes Versagen		Gefilterte Druckentlastung	kein Versagen des Containments
	Leckage	Bruch	Leckage	Bruch	Leckage	Bruch		
MUSA2000	< 0,1%	0,9%	< 0,1%	< 0,1%	8,38%	0,28%	90,3%	< 0,1%
HSK-Studie	≈ 0	3,8%	≈ 0	0,2%	22,7%	≈ 0	59,7%	13,6%

### HSK-Beurteilung

Analog MUSA2000, zeigen auch die Ergebnisse der HSK-Studie zum Containmentversagen, dass - wenn auch in geringerer Masse - die gefilterte Druckentlastung der dominante „Versagensmodus“ ist. Im Gegensatz zu MUSA2000 weist die HSK-Studie jedoch einen erheblichen Anteil von Unfallsequenzen ohne Containmentversagen aus (13,6%). Ferner ist der Anteil der Unfälle mit spätem Drywellversagen grösser als in MUSA2000. Diese Unterschiede sind weniger auf unterschiedliche Randbedingungen in den Containment-Ereignisbaumanalysen zurückzuführen, als vielmehr auf die verschiedenen zugrunde liegenden PDS (Kap. 8.2.1). So resultieren die in der HSK-

Studie analysierten „Nicht-SBO-Sequenzen“ in relativ schnellen Unfallverläufen mit einer geringeren Wahrscheinlichkeit für die manuelle Drywell-Sprüh- und -Flutsystem (DSFS)-Auslösung (das verfügbare Zeitfenster für die entsprechende Operateurhandlung ist kleiner als bei SBO). Erfolgt DSFS nicht, führt dies zu erhöhten Drywelltemperaturen und zu einer grösseren Wahrscheinlichkeit für Drywelleckagen. Ausserdem erhöht sich bei diesem Unfallszenario die Anzahl der Sequenzen, bei denen die Kernschmelze ausserhalb des RDB langfristig gekühlt werden kann.

MUSA2000 und die HSK-Studie zeigen übereinstimmend, dass frühes Containmentversagen eine untergeordnete Rolle spielt; das KKM-Containment hält in der Regel den Belastungen bei RDB-Versagen stand.

Oggleich die CET-Analyse in MUSA2000 im Wesentlichen akzeptabel ist, ergeben sich aus der HSK-Überprüfung folgende Punkte:

- Die bedingte Ausfallwahrscheinlichkeit für die SRV (Fehlermodus: offen bleiben) ist unterschiedlich in der KKM-Stufe-1- und der Stufe-2-PSA ( $2,9 \cdot 10^{-3}$  bzw.  $1,7 \cdot 10^{-2}$ ). Numerisch ist diese Diskrepanz aufgrund der grossen Anzahl von Öffnungs- und Schliesszyklen jedoch unbedeutend, da die Versagenswahrscheinlichkeit in beiden Fällen gegen 1 konvergiert.
- In MUSA2000 wird für das Drywell-Sprüh- und -Flutsystem (DSFS) ein sehr grosser Wasservorrat (3000 - 4000 m<sup>3</sup> oder mehr) angenommen. Der Wasservorrat des Hochreservoirs (passive Einspeisung) beträgt aber nur rund 300 m<sup>3</sup>, d. h. für die Einspeisung grösserer Mengen müssten mobile Pumpen Wasser aus der Aare entnehmen. MUSA2000 berücksichtigt optimistischerweise aber weder Pumpen- oder Armaturversagen noch fehlgeschlagene menschliche Handlungen. Eine von der HSK durchgeführte Sensitivitätsanalyse zeigt jedoch, dass der Einfluss dieser Annahmen auf das Gesamtfreisetzungsrisiko gering ist.

#### 8.2.4 Quelltermanalyse

Jeder CET-Endzustand repräsentiert eine eindeutige Unfallkette (Systemverfügbarkeiten, Operateurhandlungen, physikalische Phänomene), für die ein spezifischer Quellterm bestimmt werden könnte. Da es eine enorme Zahl von CET-Endzuständen gibt, ist dies praktisch (auch im Hinblick auf die nachfolgende Rechnung) nicht möglich. Deswegen wurden in MUSA2000 die Endzustände in acht Gruppen (so genannte Freisetzungskategorien) zusammengefasst. Die Gruppierung beruht auf der Unfallcharakteristik des jeweiligen Endzustandes (d. h. ungefähre Zeitpunkt und Modus des Containmentversagens, Integrität des Reaktorgebäudes, RDB-Druck bei Versagen sowie Kühlbarkeit der Kernschmelze ausserhalb des RDB). Für jede Freisetzungskategorie wurden in MUSA2000 ein oder mehrere Referenzszenarien entwickelt und auf Basis von insgesamt 20 „MELCOR“-Rechnungen gemittelte Quellterme bestimmt. Die Quellterme wiederum enthalten sechs verschiedene Radionuklidgruppen (I, Cs, Edelgase, Ce, Te, Ru). MUSA2000 berücksichtigt keinen Zerfall der Radionuklide während des Unfallablaufs.

Rund 98% der (normierten) CDF führen gemäss MUSA2000 zu einer Csl-Freisetzung in der Gröszenordnung von ca. 0,01‰ - 1‰, bezogen auf das gesamte Csl-Kerninventar. Sehr grosse Freisetzungen (10% des Csl-Inventars oder mehr) sind für 0,45% der schweren Unfälle zu erwarten.

#### HSK-Beurteilung

Die HSK akzeptiert die in MUSA2000 bei der Berechnung der Quellterme verwendete Methodik. Die durchgeführten „MELCOR“-Analysen entsprechen dem Stand von Wissenschaft und Technik und sind gut dokumentiert.

Die HSK benutzte die parametrischen Computercodes „MELCOR“ und „ERPRA-ST“ zur Überprüfung der MUSA2000-Quellterme. Unter Verwendung eines Monte-Carlo-Verfahrens berücksichtigt die CET-Analyse der HSK Unsicherheiten im Zusammenhang mit der Quantifizierung (z. B. bzgl. PDS oder den abgefragten Unfallphänomenen) und den ermittelten Quelltermen (z. B. Zurückhaltung radioaktiver Stoffe im RDB). Insgesamt wurden im Rahmen der HSK-Studie 150'000 verschiedene Quellterme berechnet, die dann, basierend auf der Charakteristik des jeweiligen Unfallverlaufs, in sieben Freisetzungskategorien gruppiert wurden. Tab. 8.2.4-1 zeigt die wichtigsten von der HSK ermittelten Freisetzungskategorien und die zugehörigen (integralen) Aerosol-Freisetzungsrisiken. Aufgrund ihrer besonderen Risikobedeutung werden in der HSK-Studie insbesondere die Aerosolfreisetzungen betrachtet. Es ist davon auszugehen, dass bei einem schweren Unfall die Edelgase praktisch vollständig freigesetzt werden. Diese haben aber eine geringere Bedeutung hinsichtlich der mittel- und langfristigen Konsequenzen, da sie keine Bodenkontamination verursachen. (Kurzfristig verursachen die Edelgase jedoch eine Strahlenbelastung aus der radioaktiven Wolke, die aber einen geringen Anteil zur Gesamtdosis beiträgt.) Die Gesamtaktivität der Freisetzung wurde auf Grundlage der nuklidspezifischen Freisetzungsanteile berechnet.

Die Ergebnisse der HSK-Studie zeigen, dass Bypass-Sequenzen (mit 89%) den Hauptbeitrag zum Risiko von Aerosolfreisetzungen leisten, gefolgt vom späten Drywellversagen, wobei hier insbesondere diejenigen Sequenzen bedeutsam sind, bei denen zusätzlich das Reaktorgebäude aufgrund von H<sub>2</sub>/CO-Verbrennung versagt (oder von Anfang an nicht isoliert war). Andere Freisetzungsszenarien sind von untergeordneter Risikorelevanz.

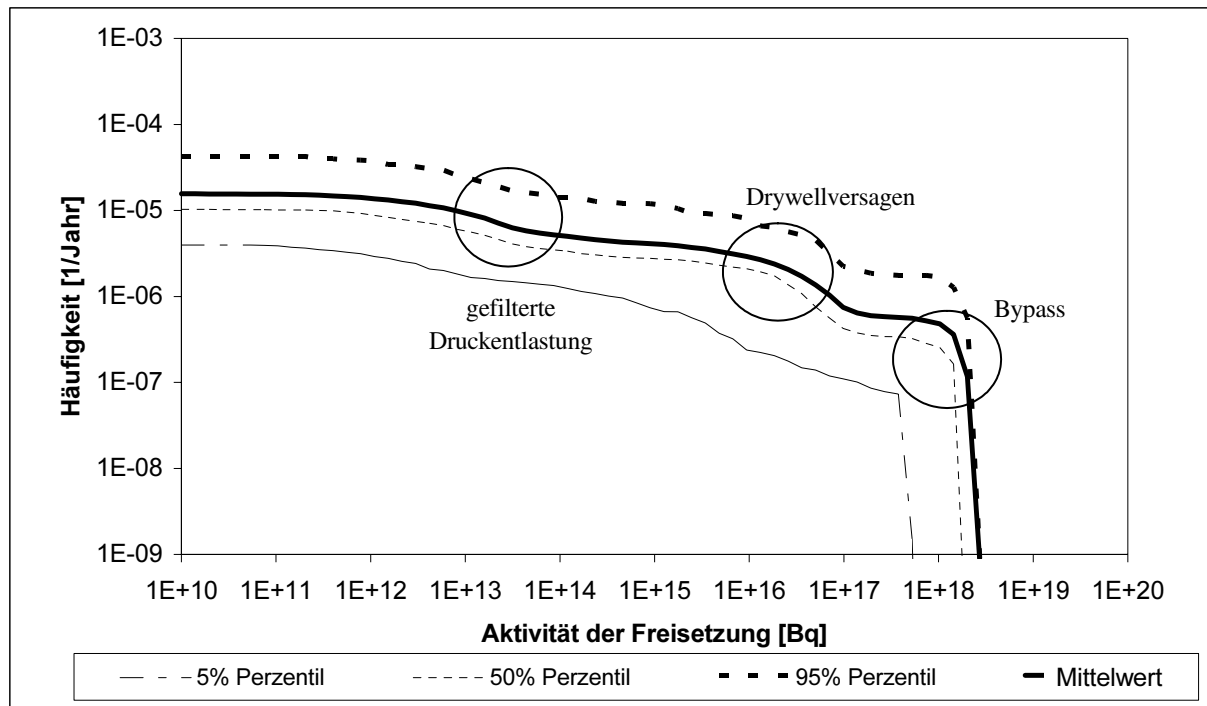
Tab. 8.2.4-1: HSK-Resultate für das Risiko von Aerosolfreisetzungen

Freisetzungskategorie	Risiko der Aerosolfreisetzung [Bq/Jahr]	rel. Anteil
Bypass	$8,77 \cdot 10^{11}$	89,0%
Leckage Drywell & Versagen Reaktorgebäude	$8,53 \cdot 10^{10}$	8,70%
gefilterte Druckentlastung	$5,84 \cdot 10^8$	0,06%
Sonstige	$2,31 \cdot 10^{10}$	2,24%
<b>Total</b>	<b><math>9,86 \cdot 10^{11}</math></b>	<b>100,00%</b>

Als wichtiges Mass für das Freisetzungsrisiko der Anlage wurden in der HSK-Studie zusätzlich die kumulativen Häufigkeitsverteilungen (Englisch: „Complementary Cumulative Distribution Function“, CCDF) für verschiedene nuklidspezifische Freisetzungen bestimmt. Die CCDF gibt für eine bestimmte Freisetzungsaktivität an, mit welcher Häufigkeit diese oder eine grössere Freisetzung erwartet wird. Abb. 8.2.4-1 zeigt exemplarisch die CCDF-Risikokurve für die Gesamtaktivitätsfreisetzung durch Aerosole.



Abb. 8.2.4-1: Integrales Aerosol-Freisetzungsrisiko KKM gemäss HSK-Analyse



### 8.2.5 Ergebnisse der Stufe-2-Vollast-PSA

Die Resultate der MUSA2000 zeigen auf, dass das KKM über ein robustes Containment ohne signifikante Schwächen verfügt. Der wichtigste Freisetzungspfad ist mit rund 90% (bezogen auf die normierte Kernschadenshäufigkeit) die gefilterte Druckentlastung („Containment Venting“), bei der zwischen 0,0035‰ - 0,54‰ des Csl-Kerninventars freigesetzt werden. Späte Drywell-Flanschleckage stellt mit 8,4% die zweithäufigste Containmentversagensart dar, wobei etwa 3,2% des Csl-Kerninventars entweichen.

Die Resultate von MUSA2000 und MUSA90 sind ähnlich, obwohl bei MUSA90 das DSFS nicht berücksichtigt wurde (da es erst später nachgerüstet wurde). Dieser (scheinbare) Widerspruch ist dadurch begründet, dass in MUSA90 die Erfolgswahrscheinlichkeit der manuellen CDS-Aktivierung mit 90% sehr hoch angenommen wurde, wohingegen in MUSA2000 von nur 50% Erfolgswahrscheinlichkeit für die Operateurhandlung ausgegangen wird. Wird das DSFS in MUSA2000 ignoriert, so ergeben sich in etwa gleiche Häufigkeiten für Containment Venting und späte Drywelleckage.

### HSK-Beurteilung

Die MUSA2000-Analyse wurde hinsichtlich Methodik und getroffener Annahmen von der HSK mittels einer unabhängigen Modellentwicklung detailliert überprüft. Die wesentlichen Ergebnisse der Überprüfung sind nachfolgend aufgelistet:

- Die Analysemethodik in MUSA2000 entspricht dem Stand der Technik. Die ermittelten Resultate basieren auf neuesten Ergebnissen der Forschung im Bereich schwerer Reaktorunfälle. Als Simulationscode wurde die aktuelle Version des allgemein akzeptierten Computerprogramms „MELCOR“ verwendet.

- MUSA2000 und die HSK-Studie sind nur bedingt miteinander vergleichbar, da die Basis der beiden Studien (d. h. die aus der Stufe-1-PSA ermittelten Anlagenschadenzustände) zu unterschiedlich ist. Hier liegen die wesentlichen und notwendigen Verbesserungspotentiale von MUSA 2000: a) die Verwendung der PDS aus MUSA2000 anstatt MUSA90 und b) die Berücksichtigung von ATWS- und Containment-Bypass-Unfallsequenzen sowie des EXLOCA. Die HSK-Studie zeigt, dass das Risikoprofil der Anlage entscheidend von diesen Unfallsequenzen abhängt.
- MUSA2000 und die HSK-Studie zeigen, dass ein frühes Containmentversagen bei KKM unwahrscheinlich ist. Das KKM-Containment ist genügend robust, um den Belastungen kurz nach dem RDB-Versagen standzuhalten.
- Die Resultate von MUSA2000 und der HSK-Analyse zeigen, dass das Freisetzungsrisiko aufgrund eines Durchschmelzens der Bodenplatte bei KKM gering ist.
- Gemäss MUSA2000 ist die Kernschmelze bei Verfügbarkeit des DSFS mit grosser Wahrscheinlichkeit durch Flutung kühlbar. Dies ist in Übereinstimmung mit den Ergebnissen der „FARO“-Experimente<sup>108,109</sup>. Bei diesem Szenario erhöht sich der Containmentdruck aufgrund der Dampfproduktion langsam bis zur Auslösung der gefilterten Druckentlastung bei 7 bar. Da die von MUSA2000 berücksichtigten PDS (SBO) primär zu einem solchen Unfallverlauf führen, ist die Druckentlastung der dominierende Freisetzungspfad. Auch in der HSK-Studie spielt die Druckentlastung als Containment-Endzustand eine wichtige Rolle. Da jedoch neben SBO auch andere Anlagenschadenzustände betrachtet wurden, weist die HSK-Studie mehr Unfallverläufe ohne oder mit spätem Drywellversagen aus. Das Freisetzungsrisiko wird in der HSK-Studie von (in MUSA2000 nicht berücksichtigten) Bypass-Szenarien dominiert.
- MUSA2000 weist kein integrales Freisetzungsrisiko aus. Wichtige Resultate wie z. B. das totale Anlagenrisiko (in Bq/Jahr) oder das bedingte Freisetzungsrisiko jeder Freisetzungskategorie (in Bq) fehlen. Gemäss der im November 2001 in Kraft gesetzten HSK-Richtlinie R-48<sup>1</sup> ist jedoch die Häufigkeit möglicher Aktivitätsfreisetzungen in die Umgebung auszuweisen.

*Aus den Resultaten der aufdatierten MUSA2000-Stufe-2-PSA ist bis Ende 2005 das integrale Freisetzungsrisiko zu bestimmen, d. h. es sind mindestens das gesamte Anlagenrisiko (in Bq/Jahr) und das bedingte Freisetzungsrisiko jeder Freisetzungskategorie (in Bq) anzugeben. (PSÜ-Pendenz)*

## **8.2.6 Sensitivitätsuntersuchungen**

### Sensitivitätsuntersuchungen in MUSA2000

Zusätzlich zur „Basisstudie“ wurden in MUSA2000 vier Sensitivitätsstudien durchgeführt:

- (1) Flugzeugabsturz: Für diese Untersuchung wurde angenommen, dass 2.5% der Gesamt-CDF aus Flugzeugabstürzen resultieren (also erheblich mehr, als in der Stufe-1-PSA ermittelt wird). Für Flugzeugabsturz werden ein katastrophales Versagen des Reaktorgebäudes und eine erhöhte Drywelleckage angenommen. Dieser Sensitivitätsfall erhöht die Häufigkeit der Szenarien mit grossen Freisetzungen, bei denen das Reaktorgebäude bereits zu Beginn zerstört ist.
- (2) Gefilterte Containment-Druckentlastung ist nicht verfügbar: Dieser Fall bewirkt eine Umverteilung der Szenarien, die vorher zu einer Druckentlastung geführt haben. Ein Teil dieser Szenarien wird zu Containmentversagen führen, wohingegen der komplementäre Teil mit intaktem Containment endet.
- (3) DSFS ist nicht verfügbar: Dieser Fall führt zu einer starken Erhöhung der Unfallszenarien mit temperaturinduzierten Drywelleckagen, bei denen das CDS nicht anspricht.

- (4) Weder Containment-Druckentlastung noch DSFS sind verfügbar. Dieser Fall kombiniert die Fälle (2) und (3).

Tab. 8.2.6-1 zeigt die prozentualen Anteile der verschiedenen Freisetzungspfade für alle in MUSA-2000 betrachteten Sensitivitätsfälle.

Tab. 8.2.6-1: Sensitivitätsanalyse in MUSA2000

Sensitivitätsfall	Isolationsfehler		Frühes Versagen		Spätes Versagen		CDS	kein Versagen
	Leck	Bruch	Leck	Bruch	Leck	Bruch		
<b>Basisanalyse</b>	< 0,1%	0,9%	< 0,1%	< 0,1%	8,38%	0,28%	90,3%	< 0,1%
1) Flugzeugabsturz	< 0,1%	3,4%	< 0,1%	< 0,1%	8,17%	0,27%	88,0%	< 0,1%
2) kein CDS	< 0,1%	0,9%	0,23%	< 0,1%	30,8%	2,86%	-	65,1%
3) kein DSFS	< 0,1%	0,9%	< 0,1%	< 0,1%	47,9%	1,56%	49,5%	-
4) weder CDS noch DSFS	-	0,9%	0,16%	< 0,1%	95,9%	3,05%	-	-

### HSK-Beurteilung

Die in MUSA2000 durchgeführten Sensitivitätsstudien wurden von der HSK nicht verlangt, sind jedoch sehr sinnvoll, weil sie Einblick geben in die Bedeutung verschiedener Systeme, respektive Störfallauslöser. Für eine umfassende Bewertung der Sensitivitätsfälle wäre nach Auffassung der HSK jeweils das (von MUSA2000 nicht ermittelte) integrale Gesamtrisiko der Anlage (Aktivitätsfreisetzungsrisko) zu betrachten, um sich ggf. kompensierende Effekte auf das Risiko besser erfassen zu können. So reduzieren das Drywell- Sprüh- und -Flutsystem und die gefilterte Druckentlastung zweifellos die Wahrscheinlichkeit eines unkontrollierten Containmentversagens, erhöhen aber gleichzeitig die Aktivitätsfreisetzung durch die gefilterte Druckentlastung auf Kosten derjenigen Unfallsequenzen, bei denen praktisch kein Quellterm zu erwarten ist (wobei erwähnt sei, dass der aus der Druckentlastung resultierende Quellterm um mehrere Größenordnungen geringer ist als derjenige bei Containmentversagen).

### Sensitivitätsuntersuchungen der HSK - Einfluss von Accident-Management-Massnahmen

Accident-Management-Massnahmen (AMM) haben im Allgemeinen einen bedeutenden und günstigen Einfluss auf das Freisetzungsrisko. Die Quantifizierung solcher Massnahmen ist jedoch mit grossen Unsicherheiten behaftet. Deswegen ist es sinnvoll, durch Sensitivitätsstudien abzuklären, welche AMM besonders wichtig sind und wie gross das Freisetzungsrisko ohne Berücksichtigung der AMM wäre. Eine derartige Sensitivitätsstudie wurde mit dem HSK-eigenen Stufe-2-PSA-Modell durchgeführt. Die betrachteten AMM sind relativ einfacher Natur. Es sei darauf hingewiesen, dass weder die Wirksamkeit noch die Implementierbarkeit der Massnahmen detailliert von der HSK untersucht wurden. Ferner stellen die ausgewählten AMM nur einen kleinen Anteil der für KKM denkbaren mitigativen Massnahmen dar.

Tab. 8.2.6-2: Sensitivitätsstudie zum Einfluss verschiedener AM-Massnahmen (HSK-Modell)

AMM	Beschreibung	Risikoänderung Gesamtaktivität	Risikoänderung Aerosolaktivität (Gesamtaktivität ohne Edelgase)
1	Externe RDB-Kühlung / Fluten des Drywells	-81%	-46%
2	Manuelle gefilterte Druckentlastung	-35%	-11%
3	Wiederherstellung der Wechselstromversorgung	-45%	-2%

AMM1: Unter Nutzung einer grossen Wasserquelle wird das Drywell bis über die untere Kalotte des RDB hinaus geflutet. Für die Berechnung des Freisetzungsriskos wird (ohne weitere Analyse) davon ausgegangen, dass diese Massnahme mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,9 ein RDB-Versagen innerhalb von 48 Stunden verhindert. Ferner wird angenommen dass auch bei RDB-Versagen der Kern ausserhalb des RDB gekühlt werden kann. In der HSK-Basisstudie wird dieses Überflutungsszenario nicht betrachtet.

AMM2: Für diesen Sensitivitätsfall wird hypothetisch angenommen, dass durch manuelle Druckentlastung stets ein spätes Drywellversagen vermieden werden kann. Die HSK-Basisstudie ignoriert diese Massnahme. Die Druckentlastung erfolgt ausschliesslich über das Ansprechen der Berstscheibe.

AMM3: Es wird ohne weitere Analyse davon ausgegangen, dass in 50% der SBO-Unfälle die Wechselstromversorgung im Zeitraum zwischen Kernschaden und RDB-Versagen wiederhergestellt werden kann. Für die verbleibenden 50% wird angenommen, dass die Wiederherstellung vor dem Containmentversagen gelingt. Die HSK-Basisstudie sieht keine Wiederherstellung vor.

Die Sensitivitätsstudie lässt erkennen, dass die Flutung des Drywells zur RDB-Kühlung (AMM1) unter den getroffenen Annahmen einen erheblichen (positiven) Einfluss auf das Freisetzungsrisko hat, da ein Versagen von Drywell und Reaktorgebäude im weiteren Unfallverlauf wahrscheinlich verhindert werden kann.

Mit einer idealen Druckentlastungsstrategie (AMM2) könnte das Aerosol-Freisetzungsrisko um 11% verringert werden. Dies entspricht dem Risikoanteil der Sequenzen mit spätem Drywellversagen.

Die Wiederherstellung der Wechselstromversorgung (AMM3) hat zwar einen deutlichen positiven Einfluss bei der Edelgasfreisetzung, ist aber bezüglich Reduktion des Aerosol-Freisetzungsrisko weniger wirksam.

### 8.3 Stufe-1-PSA für den Anlagestillstand

Die KKM-Stufe-1-PSA für den Anlagezustand Stillstand (Englisch: „Shutdown Mühleberg Safety Assessment“, im Weiteren als SMUSA bezeichnet) wurde von der amerikanischen Firma Risk Management Associates (RMA) im Auftrag der BKW AG angefertigt. Im Juni 1995 wurde die erste Version der SMUSA abgeschlossen, 1997 erfolgte die Aufdatierung auf die im Rahmen der PSÜ beurteilte Fassung.

### 8.3.1 Anlagekonfiguration bei Stillstand

Die prinzipiellen Unterschiede zwischen der Volllaststudie MUSA2000 und der Stillstandsstudie SMUSA sind folgende:

- Es werden unterschiedliche Betriebsarten der Anlage betrachtet.
- Die Kriterien für die Definition auslösender Ereignisse sind verschieden: In der Volllaststudie werden alle Ereignisse, die eine Reaktorschnellabschaltung erfordern, als Auslöser betrachtet. In SMUSA werden alle Ereignisse, die zu einer Unterbrechung des normalen Stillstandsbetriebs führen und dabei gewisse Gegenmassnahmen zur Vermeidung unerwünschter Konsequenzen erforderlich machen, als auslösende Ereignisse definiert.
- Der Aufenthaltsort des Brennstoffs ist verschieden. Während des Volllastbetriebs befinden sich die Brennelemente (BE) im RDB, wohingegen im Stillstandsbetrieb der Brennstoff an mehreren Orten lokalisiert sein kann (im BE-Lagerbecken, im RDB, oder auf einem Transportweg dazwischen).
- Die Technischen Spezifikationen sind bei Stillstand weniger einschränkend als bei Volllast.

Neben den regelmässigen Stillständen für den BE-Wechsel gibt es weitere geplante oder auch ungeplante Stillstände, die sich durch verschiedene Eigenschaften (wie z. B. bzgl. Systemkonfigurationen oder thermohydraulische Verhältnisse) von Stillständen mit Brennstoffwechsel unterscheiden. Gemäss KKM trugen im Zeitraum 1973 - 1995 die Stillstände mit BE-Wechsel zu 98,1% zur gesamten „kalten“ Stillstandszeit bei, wohingegen ungeplante Stillstände einen Anteil von 1,9% lieferten. SMUSA betrachtet ausschliesslich diejenige Anlagenkonfiguration, die typisch für einen Stillstand mit Brennstoffwechsel ist.

SMUSA berücksichtigt in der Modellierung die KKM-Praxis, bei einem BE-Wechsel den gesamten Kern (anstelle der zu wechselnden BE) zu entladen. Folgende Eigenschaften werden für die Definition der Anlagenkonfiguration verwendet:

- Ort des Brennstoffs
- Zustand des Reaktorbeckens (geflutet/ungeflutet)
- Verfügbarkeit der SUSAN-Systeme
- Status des RDB-Deckels
- Status der Kühl- und Reinigungssysteme

### HSK-Beurteilung

Der Umfang der in SMUSA berücksichtigten Stillstandsphasen und Anlagenkonfigurationen entspricht dem Stand der Technik.

### 8.3.2 Zuverlässigkeit von Komponenten

Der Zuverlässigkeitsdatensatz in SMUSA basiert im Wesentlichen auf den in MUSA90 verwendeten Daten. Für die Modellierung von nicht in der Volllaststudie berücksichtigten Komponenten wurden die Zuverlässigkeitsdaten von gleichartigen Komponenten verwendet.

## HSK-Beurteilung

Die SMUSA-Vorgehensweise bei der Ermittlung und der Applikation der Zuverlässigkeitsdaten ist im Wesentlichen akzeptabel. Die HSK-Überprüfung fand jedoch einen Verbesserungsbedarf:

- SMUSA enthält keine systematische und konsistente Dokumentation der zahlreichen Zuverlässigkeitsparameter für die verschiedenen modellierten Stillstandsphasen.
- Die Zuverlässigkeitsdaten wurden seit 1988 nicht mehr aktualisiert und spiegeln daher nicht mehr die aktuelle Betriebserfahrung wider.

*Der gesamte Zuverlässigkeitsdatensatz in SMUSA ist deshalb bis Ende 2003 um den Betrachtungszeitraum von 1989-2001 zu ergänzen, wobei die Zuverlässigkeitsdaten für die verschiedenen Stillstandsphasen explizit zu dokumentieren sind. Für jede Phase sind die verwendeten Zahlenwerte der Basisereignisse auszuweisen. (PSÜ-Pendenz)*

### 8.3.3 Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen

Von den üblichen in modernen PSA-Studien berücksichtigten Operateurhandlungen der Kategorien A (Handlungen bei Routinetests, Wartungsarbeiten und Reparaturen), B (Handlungen, die einen Unfall auslösen) und C (Handlungen bei Störfällen) werden in SMUSA 12 der Kategorie C und drei der Kategorie B analysiert. Für die Berechnung der Fehlerwahrscheinlichkeiten (HEP) wird die THERP-Methode angewendet, ergänzt durch ingenieurmässige Abschätzungen und konservative Annahmen.

## HSK-Beurteilung

Die HEP der analysierten Operateurhandlungen sind im Allgemeinen konservativ, insbesondere in Anbetracht der z. T. grossen Zeitfenster für gewisse Handlungen. Mögliche Abhängigkeiten zwischen Operateurhandlungen der Kategorie C werden ausführlich geprüft. Die Methodik zur Quantifizierung der Operateurhandlungen entspricht dem Stand der Technik. Nachfolgend aufgeführte Punkte zeigen jedoch auf, dass es einen Verbesserungsbedarf bei der SMUSA-HRA gibt:

- In SMUSA wurde für die Operateurhandlung OPER-PRV eine Fehlerwahrscheinlichkeit von  $1,0 \cdot 10^{-2}$  ermittelt. In der SMUSA-Datenbasis und in den Ergebnissen aus der Modellrechnung erscheint diese Fehlerwahrscheinlichkeit jedoch mit dem Zahlenwert  $1 \cdot 10^{-3}$ . Aus der Dokumentation der Operateurhandlung OPER-PRV und der Antwort von KKM auf eine diesbezügliche Frage in der vorläufigen Begutachtung geht zudem hervor, dass das Zeitfenster von 10 Stunden für die Recovery-Massnahme fälschlicherweise zweimal berücksichtigt wurde.
- Eine Betrachtung möglicher Beiträge zur Unverfügbarkeit von Systemen durch Handlungen der Kategorie A ist nicht dokumentiert.
- In SMUSA wird generell eine Unabhängigkeit zwischen Handlungen der Kategorien B und C postuliert.
- Der jeweilige Bezug zu den für die Operateurhandlungen relevanten Vorschriften und die für die Operateurhandlungen der Kategorie C verfügbaren Zeitfenster ist in SMUSA nicht systematisch dokumentiert.

*Folgende Punkte der SMUSA-HRA sind deshalb bis Ende 2003 zu überarbeiten (PSÜ-Pendenz):*

- a) Die Quantifizierung der Operateurhandlung OPER-PRV ist zu dokumentieren. Dabei ist die Diskrepanz zwischen der Analyse und dem SMUSA-Modell zu bereinigen.*
- b) Für alle in SMUSA berücksichtigten Systeme sind mögliche Unverfügbarkeitsbeiträge durch Handlungen der Kategorie A unter Stillstandsbedingungen zu analysieren.*
- c) Mögliche Abhängigkeiten zwischen Handlungen der Kategorien B und C sind in szenario-spezifischen Analysen zu betrachten.*

### **8.3.4 Thermohydraulische Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien**

Die thermohydraulischen Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien in SMUSA basieren auf den Angaben des KKM-Sicherheitsberichts, den Analysen aus der Volllaststudie sowie einigen zusätzlich durchgeführten Studien, mit denen z. B. die Nachwärmeproduktion, die zeitliche Erwärmung und Verdampfung von Beckenwasser oder der zeitliche Verlauf des Beckenwasserstands bei Leckagen untersucht wurden. Das Brennstoffschadenskriterium in SMUSA ist eine Hüllrohrtemperatur oberhalb 1800 K (beschleunigte Zirkonium-Oxidation). Diese Temperatur wird nur bei einem nicht mehr mit Wasser bedecktem Kern erreicht.

#### **HSK-Beurteilung**

Die HSK hat die thermohydraulischen Analysen zur Bestimmung der Erfolgskriterien anhand eigener Nachrechnungen geprüft und betrachtet die SMUSA-Resultate als akzeptabel.

### **8.3.5 Interne Ereignisse**

#### **8.3.5.1 System- und Unfallablaufanalyse**

SMUSA basiert auf derselben Modellierungsmethodik wie MUSA2000 (kleine Ereignisbäume – große Fehlerbäume) und verwendet auch dieselbe Computersoftware („RiskSpektrum“) zur Modellierung und Quantifizierung der Unfallsequenzen. Bei den meisten SMUSA-Fehlerbäumen handelt es sich um modifizierte Fehlerbäume aus einer Vorstudie von MUSA2000. Zusätzlich beinhaltet SMUSA neu entwickelte Fehlerbäume für Systeme, die speziell der Nachwärmeabfuhr im Stillstand dienen.

#### **HSK-Beurteilung**

Die HSK akzeptiert die Methodik der System- und Unfallablaufanalyse in SMUSA.

#### **8.3.5.2 Auslösende Ereignisse**

Die Häufigkeit jedes internen auslösenden Ereignisses (d. h. Transienten und Leckagen) in SMUSA wurde entweder durch Fehlerbaummodellierung, durch Anpassung des entsprechenden Auslösers aus der Volllaststudie, oder auf Basis anderer Informationsquellen bestimmt (die KMV-Häufigkeiten wurden z. B. der PSA der Anlage Zion entnommen).

#### **HSK-Beurteilung**

Die HSK akzeptiert im Wesentlichen die Auswahl und die Quantifizierung der meisten internen auslösenden Ereignisse. Nach Auffassung der HSK ist jedoch die auf Fehlerbäumen beruhende Quantifizierung der Häufigkeit der auslösenden Ereignisse in SMUSA aus verschiedenen Gründen

nicht korrekt. So wurden in den Fehlerbäumen nicht alle relevanten Komponenten berücksichtigt und es wurden fehlerhafte Betriebszeiten (Englisch: „mission time“) für Komponenten verwendet. Ferner ist der Umfang der auslösenden Ereignisse nicht vollständig (z. B. fehlt der Verlust der externen Stromversorgung).

*Die in SMUSA zur Berechnung der Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse verwendeten Fehlerbäume sind bis Ende 2003 hinsichtlich Modellierungsumfang und angenommener Komponenten-Betriebszeiten („mission time“) zu korrigieren. Ferner ist sicherzustellen, dass alle relevanten auslösenden Ereignisse berücksichtigt sind. (PSÜ-Pendenz)*

### **8.3.6 Externe und interne systemübergreifende Ereignisse**

SMUSA berücksichtigt die Gefährdung der Anlage durch Erdbeben, Brand sowie interne und externe Überflutungen. Extremwinde und Flugzeugabstürze wurden wegen ihrer vergleichsweise geringen Bedeutung für die Brennstoffschadenshäufigkeit im Stillstand nicht modelliert.

Für die Ermittlung der Häufigkeiten der externen und internen systemübergreifenden auslösenden Ereignisse wurden in SMUSA die Daten aus MUSA90 übernommen und unter Berücksichtigung der Zeitintervalle für die verschiedenen Stillstandsphasen sowie verschiedener Informationen aus einer Anlagenbegehung während des Revisionsstillstands von 1995 angepasst.

### **HSK-Beurteilung**

Die HSK-Überprüfung der Modellierung externer und interner systemübergreifender auslösender Ereignisse zeigte einen grundsätzlichen Verbesserungsbedarf in den Analysen zu Brand und Seismik auf, der bereits detailliert mit KKM besprochen wurde. Die HSK kommt zu dem Schluss, dass insbesondere die Erdbeben-PSA in SMUSA nicht dem Stand der Technik entspricht. Darüber hinaus ist die HSK der Auffassung, dass auch Analysen zur Brennstoffschadenshäufigkeit durch Flugzeugabsturz sowie extreme Winde und Tornados Gegenstand der SMUSA sein sollten.

*Die SMUSA-Analysen sind deshalb für folgende externe und interne systemübergreifende Ereignisse vollständig zu überarbeiten, respektive zu ergänzen:*

- a) Brand
- b) Erdbeben
- c) Flugzeugabsturz
- d) Extremwinde und Tornados

*Nach der Aufdatierung ist das Gesamtmodell bis Ende 2005 neu zu bewerten. (PSÜ-Pendenz)*

### **8.3.7 Ergebnisse der Stufe-1-Stillstand-PSA**

Die gesamte in SMUSA ermittelte Brennstoffschadenshäufigkeit („Fuel Damage Frequency“, FDF) beträgt  $1,6 \cdot 10^{-6}$ /Jahr. Die FDF wird von Erdbeben, Brand sowie internen und externen Überflutungen dominiert (insgesamt 59%). Die beiden wichtigsten Unfallszenarien sind Brände im Reaktorgebäude, die während der Abkühlphase oder dem Wiederanfahren der Anlage zu einem Verlust der Nachwärmeabfuhr führen. Interne auslösende Ereignisse haben einen Anteil von 41% an der FDF, wobei Transienten das Risiko dominieren. Der Beitrag der KMV zur FDF ist mit weniger als 1% sehr gering.

KKM erklärt die relativ niedrige FDF mit der hohen Redundanz der Systeme, die zur Nachwärmeabfuhr eingesetzt werden können. Obwohl eine externe Stromversorgung während des Stillstands



nicht zur Verfügung steht, erweist sich diese Tatsache gemäss KKM nicht als risikorelevant, da genügend alternative Möglichkeiten (Wasserkraftwerk und SUSAN) zur Stromversorgung vorhanden sind.

Zusammenfassend kommt KKM aufgrund der Resultate der SMUSA-Studie zu dem Schluss, dass die Anlage keine signifikanten Schwächen während des Stillstandsbetriebs aufweist, die durch Systemnahrüstungen o. ä. kompensiert werden müssten.

### **HSK-Beurteilung**

SMUSA berücksichtigt in der Analyse sämtliche für den Stillstandsbetrieb charakteristische und risikorelevante Randbedingungen, wie z. B. die Variabilität der Anlagenkonfiguration, die gleichzeitige Unverfügbarkeit unterschiedlicher Systeme während verschiedener Stillstandsphasen, die Überbrückung der automatischen Aktivierung von Sicherheitssystemen oder Operateurhandlungen zur Wiederherstellung ausgefallener Systemfunktionen.

Die HSK-Überprüfung identifizierte jedoch einen erheblichen Verbesserungsbedarf in verschiedenen Bereichen der SMUSA. Die Aussagekraft der Studie - z. B. bezüglich der Ausgewogenheit des Risikoprofils - ist beschränkt. Eine systematische Überarbeitung von SMUSA ist daher notwendig.

### **8.3.8 Unsicherheits- und Importanzanalyse**

In SMUSA werden die Unsicherheiten folgender Parameter berücksichtigt: Auslösende Ereignisse, Basisereignisse (Komponentenausfälle) und Wahrscheinlichkeiten für menschliches Versagen. Für die numerische Berücksichtigung der Unsicherheiten wurde ein Monte-Carlo-Verfahren verwendet. Als Resultat der Unsicherheitsanalyse gibt SMUSA die kumulative Verteilungsfunktion der gesamten FDF sowie Wahrscheinlichkeitsdichtefunktionen für die FDF durch alle internen Auslöser, die FDF durch alle externen und internen systemübergreifenden Auslöser sowie für die Gesamt-FDF an. Für die Gesamt-FDF ermittelt SMUSA ein 95%-Perzentil von etwa  $4,5 \cdot 10^{-6}$ /Jahr, das 5%-Perzentil liegt bei ca.  $8,5 \cdot 10^{-7}$ /Jahr.

Neben der Unsicherheitsanalyse wurde auf Systemebene auch eine Fussell-Vesely-Importanzanalyse für alle Stillstandsphasen sowie für das gesamte Zeitintervall des Stillstands durchgeführt. Wie zu erwarten, weisen dabei das Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS) sowie das Niederdruckeinspeisesystem (ALPS) die grössten Systemimportanzwerte auf.

### **HSK-Beurteilung**

Die in SMUSA durchgeführten Unsicherheits- und Importanzanalysen entsprechen dem Stand der Technik. Die HSK ist jedoch der Auffassung, dass zusätzlich die Resultate der Unsicherheitsanalyse für jede der Stillstandsphasen separat ausgewiesen werden sollten. Hinsichtlich der in SMUSA durchgeführten Importanzanalyse ist zu vermerken, dass die Angabe der Systemimportanzen zwar vorbildlich ist, jedoch eine Importanzanalyse auf Ebene der Basisereignisse nicht ersetzt.

*Die Unsicherheitsanalyse in SMUSA ist bis Ende 2005 für jede Stillstandsphase durchzuführen. Darüber hinaus sind Fussell-Vesely- sowie Risk Achievement Worth-Importanzanalysen auf der Ebene von Basisereignissen für jede Phase sowie für das gesamte Stillstandsintervall zu erstellen. (PSÜ-Pendenz).*

## 8.4 Zusammenfassende Bewertung

Basierend auf den Resultaten der von KKM eingereichten PSA-Studien und den Resultaten der HSK-Überprüfung können zusammenfassend folgende Schlussfolgerungen gezogen werden:

- KKM weist für den Volllastbetrieb eine im internationalen Vergleich relativ niedrige Kernschadenshäufigkeit aus. Diese liegt im Bereich von  $1 \cdot 10^{-5}$ /Jahr und ist damit vergleichbar mit den Kernschadenshäufigkeiten anderer Schweizer Kernkraftwerke. Es wurden keine signifikanten Anlagenschwächen identifiziert. Hauptbeiträge zur Kernschadenshäufigkeit liefern Erdbeben sowie interne Brände. Die HSK-Überprüfung identifizierte eine Reihe von Verbesserungspotentialen in MUSA2000, die eine Überarbeitung der Studie erforderlich machen.
- Die von der HSK durchgeführte Überprüfung zeigt auf, dass die in MUSA2000 enthaltene Erdbeben-PSA nicht mehr dem Stand der Technik entspricht. Die KKM Ergebnisse sind deshalb mit Vorbehalt zu betrachten, zumal auch die Quantifizierungsvorgehensweise für den Erdbebenanteil in MUSA2000 erhebliche Schwächen aufweist. Die HSK verlangt deshalb eine umfassende Überarbeitung dieser Studie.
- Die seit der letzten PSA-Studie (MUSA90) erfolgten Nachrüstungen bei KKM (insbesondere die ADS-Level-Logik sowie die passive Kühlung einiger Block- und Eigenbedarfstransformatoren) resultieren in einer merklichen Senkung der Kernschadenshäufigkeit (gem. HSK-Modell:  $\Delta$ CDF= 28% aufgrund von ADS-Level,  $\Delta$ CDF= 32% aufgrund der luftgekühlten Transformatoren).
- Die von KKM für den Anlagenbetrieb bei Stillstand ausgewiesene Brennstoffschadenshäufigkeit (FDF =  $1,6 \cdot 10^{-6}$ /Jahr) ist - verglichen mit der FDF anderer Schweizer KKW - auffallend klein. Die Überprüfung der SMUSA zeigte einen erheblichen Verbesserungsbedarf auf, der eine Aufdatierung der gesamten Studie notwendig macht. Die in SMUSA ausgewiesenen Resultate sind daher mit Vorbehalt zu betrachten.
- Die von KKM eingereichte Stufe-2-PSA entspricht im Wesentlichen dem Stand von Wissenschaft und Technik. Die zu korrigierende Hauptschwäche der Analyse liegt in der Verwendung der Anlagenschadenszustände aus MUSA90 und in der Vernachlässigung unwahrscheinlicher, aber dennoch - wie die HSK-eigene Analyse zeigt - risikorelevanter Unfallsequenzen (z. B. Bypass und ATWS).
- Die eingereichte Stufe-2-PSA zeigt, dass das KKM über ein robustes Containment verfügt, das den Belastungen während der frühen Phase eines schweren Unfalls mit hoher Wahrscheinlichkeit standhält.
- Die wesentlichen Freisetzungspfade bei KKM sind die gefilterte Druckentlastung und die späte Drywellleckage. Im Zusammenhang mit dem Aerosolfreisetzungsrisiko ist die gefilterte Druckentlastung jedoch von untergeordneter Bedeutung. Wie die HSK-Analyse zeigt, tragen die relativ unwahrscheinlichen (und in MUSA2000 vernachlässigten) Bypasssequenzen mit fast 90% zum Risiko bei, gefolgt von den Unfällen, bei denen Drywell und Reaktorgebäude versagen (ca. 9%).

Die HSK betrachtet die PSA als wichtiges Instrument für die Beurteilung der Anlagensicherheit und für die Identifizierung von Anlagestärken und möglicher Anlagenschwächen. Im Hinblick auf die zukünftige Anwendung und Aufdatierung der Volllast- und Stillstandstudien soll die KKM-PSA daher „Living-PSA“-Anforderungen genügen.

*Im Hinblick auf die Einführung der Stufe-1-“Living-PSA“ ist bis Ende Juni 2003 eine Verfahrensvorschrift zu entwickeln, in welcher die Vorgehensweise bei der Aktualisierung festgelegt wird und in der ferner bestimmt wird, wie Anlageänderungen verfolgt werden. Folgende minimale Randbedingungen sind zu berücksichtigen (PSÜ-Pendenz):*

- a) Dem Betreiber des KKM steht vor Ort ein funktionsfähiges PSA-Modell zur Verfügung.*
- b) Wichtige Aktualisierungen sind jährlich durchzuführen. Zuverlässigkeitsdaten und Anlageänderungen sind jeweils nach spätestens fünf Jahren im Modell zu berücksichtigen.*



## **9 Organisation des Notfallschutzes**

### **9.1 Allgemeines**

Das Ziel des Notfallschutzes ist ein angemessener Schutz des Personals und der Bevölkerung vor Radioaktivität bei einem Unfall.

Zum Schutz der Bevölkerung werden unter anderem die Behörden und die Bevölkerung in der Umgebung von Kernanlagen über die möglichen Gefahren der Radioaktivität und deren Abwehr im Voraus informiert. Zudem wird sichergestellt, dass in einem Ereignisfall die Behörden rechtzeitig alarmiert werden und die Bevölkerung über Radio angewiesen wird, Schutzmassnahmen zu ergreifen bevor erhöhte Radioaktivität aus der Anlage austritt.

Die Verantwortlichkeiten und die Aufgaben des Betreibers sind in Verordnungen und Konzepten des Bundes festgelegt und in der Notfallordnung des Kraftwerks festgeschrieben. Sie werden regelmässig im Rahmen von Übungen und anderen Inspektionen überprüft.

### **9.2 Anlageinterner Notfallschutz**

Der Betreiber ist verantwortlich für das rechtzeitige Erkennen des Störfalls, das Ergreifen von Gegenmassnahmen in der Anlage und für die rechtzeitige Meldung an die Behörden respektive an die Nationale Alarmzentrale (NAZ).

#### **Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente**

Für die Beherrschung von Störfällen und Unfällen werden im KKM ereignis-, symptom- und schutzzielorientierte Vorschriften eingesetzt. Die werksintern zu treffenden Massnahmen wurden, aufgrund der Erfahrungen aus Notfallübungen und den geänderten gesetzlichen Vorgaben, mehrmals angepasst.

Die Grundlagen für das Verhalten des Personals bei Notfällen, die Festlegung der Notfallarten sowie Aufgaben, Verantwortlichkeiten und Kompetenzen im Notfall sind in der Notfallordnung vom 18. April 2000 enthalten. Folgende Dokumente sind nachgeordnet:

- Die allgemeinen Notfallanweisungen (ANA) enthalten Unterlagen, welche nicht ereignisspezifisch sind, wie z. B. Alarmierungslisten, Vorgehen zur Abschätzung der freigesetzten Aktivität usw.
- Die Betriebsnotfallanweisungen (BNA) enthalten einerseits Grundlageninformationen zu den einzelnen Szenarien. Beschrieben wird, welche Folgen die spezifischen Szenarien haben können. Sie enthalten die Checklisten zur Ausführung vorgegebener Massnahmen zur Bewältigung der Notfälle. Sie decken Ereigniskategorien innerhalb der Auslegungsbasis ab.

- Die Accident-Management-Massnahmen (AMM) enthalten die Massnahmen für die Beherrschung resp. Linderung auslegungüberschreitender Störfälle. Sie beschreiben den Einsatz von alternativen Systemen z. B. zur Kernkühlung, wenn die auslegungsgemäss vorhandenen Systeme nicht oder nur teilweise funktionieren. Von besonderer Bedeutung sind die Kriterien und Checklisten zur „Raschen Alarmierung der Bevölkerung (RABE)“. Diese wird in den drei Stufen „Warnung“, „Allgemeiner Alarm“ und „Strahlenalarm KKW“ durchgeführt.

Die Aufgaben des Betreibers sind in der Notfallschutzverordnung<sup>110</sup> verankert. Die Alarmierungskriterien, als Teil des Notfallordnung, wurden durch die HSK freigegeben.

### **HSK-Beurteilung**

Die Notfallordnung des KKM mit den oben erwähnten Notfalleinweisungen entsprechen den Anforderungen der gesetzlichen Vorgaben und sind geeignet, die Aufgaben des Betreibers im Ereignisfall zweckmässig sicherzustellen.

Dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik folgend wird KKM bis Ende 2003 das bestehende System von Stör- und Notfallvorschriften systematisch auf Unfälle mit einem stark beschädigten Kern erweitern und so genannte technische Entscheidungshilfen (so genannte „Severe Accident Management Guidance“ SAMG) entwickeln (Kap. 6.11.7).

Zusätzlich zu den Angaben des Betreibers sind im Bereich interner Notfallschutz folgende Nachweise bzw. Anpassungen von Bedeutung:

- Mit den dem RABE-System zugrunde liegenden Kriterien kann eine Gefährdung der Bevölkerung im Voraus erkannt und damit rechtzeitig reagiert werden. Die RABE-Kriterien Mühleberg wurden gestützt auf eine OSART-Bemerkung im OSART-Bericht für das KKW Gösgen grundsätzlich neu überdacht. Es stellte sich heraus, dass eine Anpassung nicht notwendig ist.
- Für Störfälle, die rasch ablaufen, jedoch zu einer geringen Gefährdung, beschränkt auf die Zone 1 führen, sind neu Regelungen bezüglich der Alarmierung der Bevölkerung in die Notfallordnung aufgenommen worden.
- Mit der Installation einer gefilterten Überdruckhaltung im SUSAN Kommandoraum 1995 wurde sichergestellt, dass die Aufgaben im Notfall vom SUSAN Kommandoraum aus auch bei erhöhter Aussenluftaktivität weitergeführt werden können (Kap. 6.7.3.4, Kap. 6.11.8).

Die Notfallorganisation des KKM ist in der Lage Störfälle in der Anlage zu beherrschen und die rechtzeitige Alarmierung der externen Stellen zu gewährleisten.

### 9.3 Anlageexterner Notfallschutz

Der anlageexterne Notfallschutz ist in der Verantwortung der Eidgenössischen Kommission für ABC-Schutz (Vorbereitungsphase) resp. Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (Einsatzphase) und gehört nicht in den Aufgabenbereich des KKM. Die Darstellung an dieser Stelle erfolgt vollständigkeitshalber.

Der Bund und die Kantone sind verantwortlich für die Alarmierung der Gemeindeorgane und der Bevölkerung sowie für die Anordnung von Schutzmassnahmen.

Mit dem anlageexternen Notfallschutz wird sichergestellt, dass die Kantone und Gemeinden der Zone 1 und 2 ihre Aufgaben im Notfall kennen und diese auch zweckmässig umsetzen können. Verantwortlich für die Vorbereitung des Notfallschutzes in der Umgebung von Mühleberg ist die Eidgenössische Kommission für ABC-Schutz. Für die Beurteilung und Anordnung von Massnahmen im Ereignisfall ist die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (EOR) zuständig.

#### Zusammenfassung der für den externen Notfallschutz relevanten Dokumente

Die Beurteilung des anlageexternen Notfallschutzes stützt sich auf das „Konzept für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernkraftwerke“ der KOMAC von 1998 sowie auf die Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (VEOR)<sup>102</sup>. Gemäss der VEOR<sup>102</sup> sind die Betreiber verpflichtet, mit den Organen des Bundes (HSK, NAZ etc.) und der Kantone zusammenzuarbeiten.

#### HSK-Beurteilung

Die Vorbereitung und Durchführung von Schutzmassnahmen für die Bevölkerung erfordern eine enge Zusammenarbeit zwischen Bund, Kantonen und Gemeinden. Die HSK überprüft insbesondere im Rahmen von Notfallübungen, dass der Betreiber bei einem Störfall die Gefährdung der Bevölkerung rechtzeitig erkennt und die erforderlichen Meldungen erstattet. Es hat sich dabei gezeigt, dass die Umsetzung der RABE-Kriterien immer wieder zu Diskussionen Anlass gibt. Im Konzept der Eidgenössischen Kommission für AC-Schutz von 1998 sind die Anforderungen an die Notfallbereitschaft der Kantone und Gemeinden aufgeführt.

Die Bevölkerung der Zone 1 kann mit 8 Sirenen, welche 1998 nachgerüstet worden sind, direkt von KKM aus jederzeit zeitverzugslos alarmiert werden. Die Alarmierung der Gemeindeorgane wird neu durch den Kanton durchgeführt, was im Sinne der Entflechtung der Verantwortlichkeiten des Werkes, des Bundes und der Kantone von der HSK begrüsst wird.

Eine Verbesserung des anlageexternen Notfallschutzes wurde mit der Inbetriebnahme des Messnetzes zur automatischen Erfassung der Dosisleistung in der Umgebung der Kernkraftwerke „MADUK“ und dem System zur Übertragung der Anlageparameter „ANPA“ (Kap. 5.7.2) erreicht.

Es wird erwartet, dass der Kanton in der Lage ist, eine Warnmeldung innerhalb einer Stunde nach Erhalt von der NAZ an alle Gemeinden der Zone 2 weiterzugeben. Die Gemeinden der Zone 2 müssen in der Lage sein, spätestens eine Stunde nach Erhalt der „Warnung“ die Alarmierungsbereitschaft zu erstellen. Die benötigte Zeit zur Erstellung der Alarmierungsbereitschaft wird durch die NAZ in den so genannten RAPID-Übungen regelmässig geprüft.

## 9.4 Notfallübungen

Notfallübungen haben die Aufgabe, die Ausbildung und die Zusammenarbeit der Notfallorgane zu fördern und die Notfallbereitschaft unter möglichst realistischen Bedingungen zu üben und periodisch zu überprüfen.

### Zusammenfassung der eingereichten PSÜ-Dokumente

KKM hat sich bei der Beurteilung der Notfallübungen auf die eigenen Übungsberichte und diejenigen der HSK abgestützt.

Im Berichtszeitraum wurden im KKM zehn von der HSK resp. vom Bundesamt für Energie beurteilte offizielle Notfallübungen sowie zahlreiche interne Übungen durchgeführt. Letztere dienten hauptsächlich der Einzelschulung der verschiedenen Notfallequipen, der Ausbildung des Gesamtnotfallstabes und einzelner Sektionen des Stabes.

Die Übungen in den Jahren 1990 bis 1993 haben die Notwendigkeit einer verbesserten Vorbereitung in den Bereichen Organisationsstruktur und Einrichtungen gezeigt und führten zur Erstellung von neuen Notfallanweisungen und Einrichtungen. Diese haben sich aus Sicht KKM bewährt und haben einen wesentlichen Beitrag zur Systematisierung und damit zur Verbesserung der Arbeit des Notfallstabes geleistet.

Die sehr gute Anlagenkenntnis führte des öfteren seitens der Übungsbeobachter zur Feststellung, dass die Beübten wenig, nach Ansicht mancher Beobachter zu wenig, mit den Notfallanweisungen arbeiten. Diese Erkenntnis wurde von KKM bei den Übungen ab 1998 vermehrt berücksichtigt, indem speziell auf den Einsatz der zur Verfügung stehenden Hilfsmittel, insbesondere auch der Notfallanweisungen, geachtet wurde.

Neuerungen wie spezielle Vorgehensweisen zur Linderung schwerer Unfälle, neu eingerichtete Systeme wie das Nachunfallprobenahmesystem PASS (Kap. 6.13), das MADUK/ANPA-System (Kap. 5.8.2), das Prozessvisualisierungssystem PVS (Kap. 4.5), der Ersatznotfallraum im SUSAN Gebäude und der zusätzliche Notfallraum im Mehrzweckgebäude sind konsequent in die Übungen einbezogen worden. Ebenso hat der Einsatz des KKM-Anlagesimulators bei den Übungen gegen Ende des Bewertungszeitraumes einen positiven Beitrag zur Gestaltung von realitätsnäheren Übungen geliefert.

Durch den Einsatz der oben erwähnten technischen Mittel wie etwa ANPA konnte auch eine wesentliche Effizienzsteigerung in der Zusammenarbeit der Notfallstäbe der HSK und des KKM erreicht werden. Durch die Weiterentwicklung der Übermittlungstechnik, insbesondere auch im Bereich der elektronischen Lagedarstellung, müssen Notfallorganisation und Notfallmittel laufend angepasst werden.

Der wichtige Bereich der Informationsvermittlung gegen innen und aussen ist in der Beurteilungsperiode intensiv beübt und ausgebaut worden. Während die interne Informationsführung einen hohen Stand erreicht hat, ist für die an externe Empfänger gerichteten Informationen noch Verbesserungspotential vorhanden.



Die Übungen zeigten aus Sicht des KKM durchwegs einen hohen Stand der KKM Notfallorganisation und ihrer Notfallmittel. Dies wird zurückgeführt auf

- eine zweckmässige Organisation mit gutem Ausbildungsstand,
- geeignete Führungsprozesse und Führungseinrichtungen,
- die Bereitschaft, Verbesserungsmöglichkeiten zu erkennen und umzusetzen.

### **HSK-Beurteilung**

Die Vorbereitung, Durchführung und Auswertung von Notfallübungen richtete sich bis zum 1. Januar 1998 nach den Vorgaben in der HSK-E-03<sup>111</sup>, die ab dem 1. Januar 1998 durch die HSK-Richtlinie R-45<sup>112</sup> abgelöst wurde. Es wird in der Regel einmal pro Jahr und Kraftwerk eine Notfallübung mit Behördenbeobachtung durchgeführt.

Bei den im Bewertungszeitraum durchgeführten offiziellen Notfallübungen handelte es sich um zwei Sicherungsnotfallübungen, ein Sicherungsseminar sowie sieben technische Notfallübungen. Im Rahmen der technischen Notfallübungen ist eine Gesamtnotfallübung (DIANA) mit internationaler Beobachtung durchgeführt worden.

Die HSK-Beurteilung der Notfallübungen erfolgt primär anhand der eigenen erstellten Inspektionsberichte und bezieht sich nur auf die technischen Notfallübungen.

Neben den grösstenteils positiven Übungsergebnissen haben in Detailpunkten immer wieder Optimierungsmöglichkeiten aufgezeigt werden können. Zu nennen sind Verbesserungen

- des gesamtheitlichen Stabsarbeitsprozesses,
- der internen Kommunikation etwa zwischen Notfallstab und Wache,
- der Strahlenschutzaspekte bei einem Feuerwehreinsatzes in der kontrollierten Zone,
- der Prozeduren bei einem Standortwechsel des Notfallstabes,
- der technischen Kommunikationsmöglichkeiten an den Einsatzstandorten des Notfallstabes,
- der KKM-internen Abläufe bei der Alarmierung der HSK und
- der Zusammenarbeit der Notfallstäbe KKM und HSK.

KKM hat die in der Beurteilungsperiode vorgesehenen Notfallübungen durchgeführt und die dabei gesetzten Ziele durchwegs erreicht.

Eine wesentliche Verbesserung konnte gegen Ende der Beurteilungsperiode mit dem Einsatz des Anlagesimulators und der ANPA-Datenübertragung getan werden.

Gesamthaft erachtet die HSK die KKM-Notfallorganisation mit ihren Führungsprozessen und -einrichtungen als gut geeignet, um in Notfallsituationen in der Anlage so zu handeln, dass die radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung gemindert werden. Die HSK-Beurteilung stimmt damit mit der Selbstbeurteilung von KKM überein.



## 10 Gesamtbewertung

### 10.1 Gesamtbewertung aus Sicht des Betreibers

Die nachfolgenden Ausführungen beinhalten eine Zusammenfassung der vom Betreiber eingereichten PSÜ-Gesamtbewertung.

#### 10.1.1 Erfüllung der Schutzziele nach der HSK-Richtlinie R-48

KKM hat die Gesamtbewertung des aktuellen Sicherheitsstatus gemäss der HSK-Richtlinie R-48<sup>1</sup> in erster Linie schutzzielorientiert durchgeführt und aufgezeigt, dass die Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente“, „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ und „Begrenzung der Strahlenexposition“ im Normalbetrieb und bei Auslegungsstörfällen eingehalten werden. Für den Nachweis der Erfüllung dieser Schutzziele macht KKM die nachfolgenden Feststellungen.

##### Schutzziel 1: Kontrolle der Reaktivität

Die Reaktorschnellabschaltung wird durch das Reaktorschutzsystem eingeleitet, falls ein Scram-Auslösegrenzwert erreicht wird. Mit dem zum SUSAN gehörenden ARSI-System verfügt die Anlage über eine redundante Reaktorschnellabschaltfunktion. Zusätzlich steht das Vergiftungssystem SLCS als weitere Abschaltmöglichkeit zur Verfügung. Für den Fall eines Scramversagens (ATWS-Störfall) wurde im Bewertungszeitraum eine symptomorientierte Notfallanweisung erarbeitet und in Kraft gesetzt. Ein unbeabsichtigter langsamer Leistungsanstieg aus Teillastbetrieb wird durch das im Bewertungszeitraum eingeführte „Tracking Overpower Protection System“ TOPPS über eine gleitende Scram-Auslösung beendet. Die frischen und die abgebrannten Brennelemente werden im Trockenlager bzw. im Brennelementbecken mit nachgewiesener Kritikalitätssicherheit gelagert.

##### Schutzziel 2: Kühlung der Brennelemente

Die Kühlmittleinspeisung in den Reaktordruckbehälter erfolgt im Normalbetrieb mittels des Speisewassersystems. Im Bewertungszeitraum ereigneten sich verschiedene Speisewasserpumpenausfälle und Speisewassermengenänderungen infolge Reglerversagen. Massnahmen wurden ergriffen, um die Wiederholung derartiger Ereignisse zu vermeiden oder deren Auswirkungen zu vermindern. Im Bewertungszeitraum wurden sämtliche Stränge der Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsysteme gemäss den Anforderungen der Technischen Spezifikationen periodisch getestet und standen anforderungsgemäss zur Verfügung. Ebenso standen die Reaktordruckabbaufunktion und die Druckabbaukammer (Torus) immer zur Verfügung.

##### Schutzziel 3: Einschluss radioaktiver Stoffe

Die Anlage wurde im Bewertungszeitraum ohne Brennstab-Hüllrohrschäden betrieben. Die Integrität der Brennstabhüllen war somit immer gewährleistet.

Hinsichtlich der Integrität der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlsystems weist KKM darauf hin, dass im Bewertungszeitraum keine Leckagen von Frischdampf oder Speisewasser in die Biosphäre abgegeben wurden. Bei aufgetretenen geringfügigen Sitzleckagen an Sicherheits-/Abblaseventilen gelangte der Leckagedampf auslegungsgemäss in den Torus. Ein fehlerhaftes Öffnen eines Sicherheits-/Abblaseventils (1998) wurde als INES-1-Ereignis klassiert. Der freigesetzte Dampf

wurde auch hier in den Torus geleitet. Das Ereignis führte zu Vorbeuge- und Korrekturmaßnahmen. An Systemen, die an das Reaktorkühlsystem anschließen (z. B. an den Verbindungsstellen zwischen den Nachwärmeabfuhrsystemen und deren Kühlsystemen) gab es im Bewertungszeitraum keine Undichtheiten.

Die Dichtheitstests des Primärcontainments wurden im Bewertungszeitraum mit Erfolg durchgeführt, so dass dieses seine Integritätsfunktion erfüllte. Ebenso war die Integrität der übrigen Bauwerke, in denen radioaktive Stoffe behandelt oder gelagert werden (z. B. Reaktorgebäude, Aufbereitungsgebäude, Zwischenlager für radioaktive Abfälle) gewährleistet.

#### Schutzziel 4: Begrenzung der Strahlenexposition

Die Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung innerhalb des Kernkraftwerks sowie die Instrumentierung zur Überwachung der Emissionen aus der Anlage standen während des Bewertungszeitraumes uneingeschränkt zur Verfügung und ergaben keine Beanstandungen. Dasselbe gilt für die Personendosimetrie und die Abfallbuchhaltung des KKM.

Die Grenzwerte für beruflich strahlenexponiertes Personal und die Abgabelimiten wurden während des Bewertungszeitraums eingehalten. Auch zeigten die Auswertungen des Umgebungsüberwachungsprogrammes während des Bewertungszeitraums keine unzulässigen Emissionen aus dem KKM.

Die jährliche Kollektivdosis im KKM wurde während des Bewertungszeitraums durch eine Reihe von gezielten Massnahmen, z. B. der temporären Abschirmung von Komponenten im Drywell mit hoher Dosisleistung während des Stillstandes, um über 50% gesenkt.

#### **10.1.2 Nachweisziele der HSK-Richtlinie R-48**

Das KKM geht in seiner Gesamtbewertung auf die Überprüfung der Nachweisziele von Kapitel 5.4 der HSK-Richtlinie R-48<sup>1</sup> (Bewertung der Betriebsführung und Betriebsverhalten, Deterministische Sicherheitsstatusanalyse und Probabilistischen Sicherheitsanalyse) ein und zeigt auf, dass die geforderten Nachweise in den eingereichten PSÜ-Berichten und Systembeschreibungen erbracht wurden.

#### **10.1.3 Sicherheitskultur**

Bei der Bewertung der Sicherheitskultur verweist das KKM in wesentlichen Punkten auf die Ergebnisse der OSART-Mission<sup>17</sup>. Das OSART-Team kam zu folgenden Schlüssen: Die Führungskräfte des KKM setzen sich mit Engagement dafür ein, die betriebliche Sicherheit und Zuverlässigkeit der Anlage zu verbessern. Das Personal ist von einem ausgezeichneten Verständnis für Teamwork geprägt. Das OSART-Team identifizierte Verbesserungspotentiale im Bereich der Identifikation und Berichterstattung von Ereignissen oder Beinahe-Ereignissen. Das KKM anerkennt die Empfehlungen des OSART-Teams und legt den Stand ihrer Umsetzung dar.

#### **10.1.4 Leistungserhöhung**

Die 1993 durchgeführte Erhöhung der thermischen Reaktorleistung um 10% hatte

- keinen Einfluss auf die Zuverlässigkeit der Anlage im Bewertungszeitraum
- keinen Einfluss auf die Brennstabintegrität
- keinen Einfluss auf die Jahreskollektivdosis

- keinen Einfluss auf die Strahlendosis am Areal und an den Grenzen des Areals
- keinen Einfluss auf die Aare als Wärmesenke.

#### **10.1.5 Nachrüstungen, Verbesserungen, Erneuerungen und Instandhaltung**

Im Bewertungszeitraum wurde eine grosse Anzahl von Nachrüstungen, Verbesserungen, Erneuerungen und Instandhaltungen im KKM durchgeführt. KKM erwähnt insbesondere:

- Zur Milderung der Auswirkungen von schweren Unfällen mit Kernbeschädigung sind die Systeme DSFS und CDS seit 1992 einsatzbereit.
- Aufgrund der im Kernmantel festgestellten Risse wurde dieser mit Zugstangen gesichert. Zusätzlich wurde durch Veränderung der Reaktorwasserchemie ein Korrosionsschutz eingeführt, dessen Wirksamkeit in der folgenden PSÜ-Periode zu bewerten sein wird.
- Die Wärmeschutzhülsen der Speisewasserstutzen wurden konstruktiv verbessert.
- Die Torusringleitung wurde komplett erneuert.
- Die Saugsiebe der Torusringleitung wurden so vergrössert, dass die Funktionsfähigkeit der Kernnotkühlsysteme bei einem Kühlmittelverluststörfall vorbehaltlos gewährleistet ist.
- Die gesamte Reaktorschutz- und Neutronenleistungsmessung wurde erneuert.
- Die Leittechnik der Anlage wurde in wichtigen Bereichen erneuert.
- Ein verbessertes Brandschutzkonzept wurde erarbeitet. Die Umsetzung der erforderlichen Massnahmen wurde in Angriff genommen.
- Das durch die schweizerischen Kernkraftwerke gemeinsam erarbeitete Alterungsüberwachungsprogramm wurde eingeführt und gilt seitdem als Basis für die anlagespezifische Umsetzung.
- Ein integriertes Betriebsführungssystem IBFS wurde als zentrales Instrument für die tägliche Kontrolle der Betriebsführung sowie der Prüf-, Unterhalts- und Instandhaltungsarbeiten eingeführt.

#### **10.1.6 Ausblick auf die Betriebsperiode 2003 bis 2012**

Zur vorausschauenden Bewertung des zukünftigen Sicherheitsstatus macht KKM folgende wichtige Aussagen:

- KKM verfolgt die Entwicklung der Kerntechnik unter anderem durch Auswerten von Fachliteratur, Teilnahme an Fachkonferenzen, Erfahrungsaustausch mit anderen Betreibern und Vergleiche mit anderen Anlagen der gleichen oder ähnlichen Bauart. Aus diesen Aktivitäten kann die Feststellung abgeleitet werden, dass aus heutiger Sicht keine wesentlichen Anlageänderungen und Nachrüstungen bis zur nächsten PSÜ (Einreichungstermin: Ende 2005) erforderlich sein werden.
- Die Anlage ist in einem einwandfreien Zustand. KKM wird die Anlage im nächsten PSÜ-Intervall so betreiben und unterhalten, dass aus technischer Sicht der Weiterbetrieb auch im übernächsten PSÜ-Intervall (Einreichungstermin: Ende 2010) ohne Vorbehalte möglich ist.
- Die Personalvorkehrungen auf allen Ebenen sind derart, dass eine bestmögliche Wissens- und Erfahrungswertung erfolgt. Die personellen Voraussetzungen für den verantwortungsvollen Weiterbetrieb der Anlage sind daher ebenfalls vorhanden.

## 10.2 Gesamtbewertung aus der Sicht der HSK

Die HSK hat eine unabhängige Prüfung und Beurteilung der vom KKM eingereichten Dokumente zur PSÜ durchgeführt. Dabei hat sie einerseits die vom KKM im Rahmen der PSÜ dargelegte Betriebs- erfahrung im Bewertungszeitraum (1990-2000) berücksichtigt und andererseits den aktuellen Zustand des Kernkraftwerks mit dem Stand von Wissenschaft und Technik verglichen. Neben der Prüfung und Beurteilung der PSÜ-Dokumente berücksichtigte die HSK auch noch weitere Dokumente und führte eine Reihe von Fachgesprächen und Inspektionen im KKM durch.

### 10.2.1 Organisation und Betrieb

Die Organisation und das Qualitätsmanagement des KKM bilden einen geeigneten Rahmen für den sicheren Betrieb der Anlage. Der Personalbestand wurde in den betrachteten 10 Jahren signifikant erhöht, wobei der Schwerpunkt im Bereich Ingenieurkapazität lag. Diese Personalaufstockung ist auch ein wichtiger Beitrag zum langfristigen Wissenserhalt.

Mit dem neuen KKM-Simulator wurde das Simulatortraining des Betriebspersonals entscheidend verbessert. Der neu gestaltete Kommandoraum und das neue Prozessvisualisierungssystem sind Teile einer funktionsorientierten Arbeitsumgebung.

Die Betriebserfahrung des KKM während den betrachteten 10 Jahren ist gut. Keine Brennstoffschäden, eine hohe Arbeitsausnutzung und Zeitverfügbarkeit sowie eine geringe Anzahl störungs- bedingter Abstellungen sind klare Hinweise auf eine gute Anlage und eine gute Betriebsführung. Im Bewertungszeitraum wurde keine Störung verzeichnet, die zu einem störfallbedingten Hüllrohr- schaden führte. Dies bedeutet auch, dass die Kühlung der Brennelemente jederzeit gewährleistet war.

Die im internationalen Vergleich niedrigen Kollektivdosen sowie ihre Halbierung im Bewertungszeit- raum und die unbedeutenden Abgaben an radioaktiven Stoffen deuten auf einen im Sinne der Strah- lenschutzverordnung optimierten Strahlenschutz hin.

Die 1993 durchgeführte Erhöhung der thermischen Reaktorleistung um 10% verlief erfolgreich und zeigte keine negativen Auswirkungen auf den Normalbetrieb.

Bereits während der OSART-Mission<sup>17</sup> beurteilten Experten den Anlagenzustand als hervorragend und wiesen speziell auf die gute Zusammenarbeit des KKM-Personals hin. Bei der 2002 durchge- führten Follow-Up-Mission<sup>113</sup> wurde überprüft, wie und auf welche Weise die OSART-Empfehlungen umgesetzt wurden. Die Experten äusserten sich anerkennend zum Engagement und zur konse- quenten Vorgehensweise des KKM bei der Erfüllung der Empfehlungen. Diese externe Beurteilung bestätigt die Beobachtungen der HSK.

### 10.2.2 Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude, Systeme und Komponenten

Die Gebäude des KKM werden systematisch überwacht und instandgehalten. Die notwendigen Sanierungsmassnahmen wurden meist präventiv durchgeführt.

Die korrekte Funktion der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme wird periodisch mit Funktions- prüfungen, die in den technischen Spezifikationen festgelegt sind, überwacht. Aufgrund von Ergeb- nissen der Wiederholungsprüfungen wurden Verschlechterungen des Zustandes sicherheitstechnisch relevanter mechanischer Komponenten rechtzeitig erkannt und saniert. Notwendige Instandhal- tungsmassnahmen wurden durchgeführt. Der bedeutsamste Prüfbefund im Berichtszeitraum war die fortschreitende Spannungsrisskorrosion am Kernmantel. Der Kernmantel wurde mit Zugankern aus-

gerüstet und die Reaktorwasserchemie zum Schutz der RDB-Einbauten geändert. Die Auswirkungen der Wasserchemieänderung konnten noch nicht abschliessend beurteilt werden. Im Bereich der Elektro- und Leittechnik betreibt KKM eine gründliche, durch vorbeugende Massnahmen und verschiedene Prüfstufen gekennzeichnete Instandhaltung. In der Sicherheitsleittechnik wurden die meisten Systeme (z. B. Reaktorschutz und Neutronenflussmessungen) im Bewertungszeitraum ersetzt oder kurz zuvor (z. B. SUSAN-Sicherheitsleittechnik) neu installiert.

KKM hat im Bewertungszeitraum mit der Umsetzung des Alterungsüberwachungsprogramms, das 1991 von der HSK für alle Schweizer Kernkraftwerke gefordert wurde, begonnen. Dieses Programm hat zum Ziel, die sicherheitsrelevanten Gebäude und Komponenten der einzelnen Systeme bezüglich Schädigung infolge Alterungsmechanismen systematisch zu bewerten, Lücken in Wiederholungsprüfungen und Instandhaltungsmassnahmen zu erkennen und Massnahmen zu deren Schliessung festzulegen. Dazu werden theoretisch Überlegungen, Berechnungen, Informationsrückfluss aus Instandhaltung und Prüfungen, sowie Kontrollen und Prüfungen zentral zusammengeführt. Das Alterungsüberwachungsprogramm wird vom KKM in sinnvoller Weise in die Instandhaltung integriert und erfüllt die Erwartungen der HSK.

Als Ergebnis von Ermüdungsanalysen wurden die Wärmeschutzhülsen der Speisewasserstutzen am Reaktordruckbehälter konstruktiv verbessert. Aufgrund eines Vorkommnisses in der Anlage Barsebäck wurden die Ansaugsiebe der Kernnotkühlsysteme im Torus vergrössert. Dadurch kann eine unzulässige Verstopfung der Saugsiebe während eines Kühlmittelverluststörfalls ausgeschlossen werden. KKM unterzieht nach Auffassung der HSK die Ereignisse in fremden Anlagen einer systematischen Überprüfung und leitet die daraus notwendigen Verbesserungsmassnahmen ab.

Die HSK bewertet das Funktions- und Wiederholungsprüfprogramm, die vorbeugenden und störungsbedingten Instandhaltungsmassnahmen im KKM als gut und dem Stand der Technik entsprechend. Die Gebäude, Systeme und Komponenten des KKM befinden sich zurzeit in einem sehr guten Zustand.

### **10.2.3 Deterministische Störfallanalysen**

Im Rahmen der deterministischen Störfallanalysen erbrachte KKM die Nachweise, dass ein abdeckendes Spektrum von Auslegungstörfällen durch die Sicherheitssysteme wirksam und zuverlässig beherrscht wird, dass die Beanspruchungen der sicherheitstechnisch wichtigen Anlageteile innerhalb der spezifizierten Sicherheitsgrenzen bleiben und dass die für die Störfälle der Ereigniskategorien Betriebsstörung, Zwischenfall und Unfall von der Strahlenschutzverordnung resp. der HSK-Richtlinie R-11<sup>6</sup> geforderten Dosisgrenzwerte jederzeit eingehalten werden.

Besonders erwähnenswert sind die aus aktuellem Anlass, dem Terroranschlag von New York vom 11. September 2001, bis Ende 2002 noch laufenden detaillierten Untersuchungen zum Flugzeugabsturz. Die bisher vorliegenden Ergebnisse lassen aber bereits jetzt den Schluss zu, dass für Mühleberg, das anfangs der 70er Jahre entsprechend dem damaligen Stand des Wissens und des damaligen Vorgehens noch nicht explizit auf einen Flugzeugabsturz ausgelegt wurde, dank der Nachrüstungen (SUSAN-Notstandssystem) und dank der ursprünglichen konservativen Auslegung der Baustrukturen über einen angemessenen Schutzgrad für einen Flugzeugabsturz verfügt. Ein Bericht zum Thema Flugzeugabsturz auf schweizerische Kernkraftwerke wird im Frühjahr 2003 dem Bundesrat eingereicht.

Ein weiteres aktuelles Thema ist die Beurteilung der Erdbebengefährdung am Standort des KKM. Die Erdbebengefährdung wird nach Abschluss des Projekts PEGASOS (Probabilistische Erdbeben-Gefährdungsanalyse für die KKW-Standorte der Schweiz) 2004 / 2005 neu beurteilt.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass der Nachweis ausreichender Sicherheit im Rahmen der deterministischen Vorgaben von KKM erbracht wurde.

#### **10.2.4 Probabilistische Sicherheitsanalysen**

KKM legte umfassende probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) zur Untersuchung des Anlageverhaltens im auslegungsüberschreitenden Bereich vor. Die KKM-Stufe-1-PSA bescheinigt der Anlage ein ausgeglichenes Risikoprofil bei Volllastbetrieb, welches auch durch die unabhängigen Ergebnisse des HSK-eigenen Modells bestätigt wird. Die gesamte Kernschadenshäufigkeit liegt bei rund  $1 \cdot 10^{-5}$ /Jahr, was im internationalen Vergleich ein niedriger Wert ist. Von den auslösenden Ereignissen tragen vor allem Erdbeben und Brände zur Kernschadenshäufigkeit bei, gefolgt von Transienten (z. B. hervorgerufen durch den Ausfall von Hilfssystemen) und Kühlmittelverluststörfällen. Die PSA zeigt deutlich, dass die im Bewertungszeitraum erfolgten Anlageänderungen (insbesondere die Auslösung der automatischen Druckentlastung durch das ADS-Level-Signal) einen positiven Einfluss auf die Sicherheit der Anlage haben.

Die Stufe-2-PSA zeigt, dass das KKM über ein robustes Containment verfügt, welches die radiologischen Konsequenzen eines Kernschmelzunfalls zu mildern vermag. Darüber hinaus zeigt die Studie den mitigativen Einfluss der im Berichtszeitraum für die Beherrschung schwerer Unfälle nachgerüsteten Systeme: die gefilterte Druckentlastung verhindert in einer Vielzahl der untersuchten Unfallsequenzen mit grosser Wahrscheinlichkeit das unkontrollierte Containmentversagen, welches mit erheblichen radioaktiven Freisetzungen verbunden wäre. Dementsprechend ist auch der wichtigste Freisetzungspfad bei KKM die gefilterte Druckentlastung, die bei rund 90% der schweren Unfälle zum Einsatz gelangt. Wie die Resultate der Stufe-2-PSA zeigen, hat KKM mit dem ebenfalls 1992 nachgerüsteten Drywell-Sprüh- und -Flutsystem die Möglichkeit, mit guten Erfolgsaussichten die Kühlung der Kernschmelze nach einem sehr unwahrscheinlichen Reaktordruckbehälterversagen sicherzustellen. Die derzeit bei KKM laufende Entwicklung der SAMG-Vorschriften („Severe Accident Management Guidance“) lässt eine weitere Verbesserung des Risikoprofils der Anlage erwarten.

Als Mass für das Anlagenrisiko im Stillstand wird die Brennstoffschadenshäufigkeit verwendet. Sie ist bei KKM, verglichen mit den Resultaten entsprechender Studien anderer schweizerischer Kernkraftwerke, auffallend gering ( $1.6 \cdot 10^{-6}$ /Jahr). Die Überprüfung durch die HSK identifizierte einen erheblichen Verbesserungsbedarf bei der Studie, so dass die Resultate nach Auffassung der HSK nur unter Vorbehalt zu betrachten sind. Signifikante Schwächen im Stillstandsbetrieb wurden bei der Überprüfung jedoch nicht gefunden.

#### **10.2.5 Notfallorganisation**

Die Notfallorganisation ist mit ihren Führungsprozessen und -einrichtungen geeignet, um Störfälle in der Anlage zu beherrschen und die rechtzeitige Alarmierung der externen Stellen (Behörde, NAZ usw.) zu gewährleisten. Auch zeigten die im Bewertungszeitraum durchgeführten Notfallübungen, dass KKM in der Lage ist bei Störfällen die radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung zu mindern.



### 10.2.6 Schlussfolgerungen

Zusammenfassend kommt die HSK zum Schluss, dass im Kernkraftwerk Mühleberg ein hohes Mass an technischer und organisatorischer Sicherheitsvorsorge getroffen ist, dass die Anlage während der vergangenen 10 Jahre zuverlässig betrieben wurde und die Voraussetzungen für einen sicheren Weiterbetrieb erfüllt sind. Damit das KKM der Erfahrung und dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik noch besser entspricht, hat die HSK dem Betreiber Verbesserungsmaßnahmen vorgeschlagen. Die Gründe für diese Massnahmen, die in der vorliegenden Stellungnahme ausführlich dargelegt sind, stellen den sicheren Betrieb der Anlage nicht in Frage. Viele Massnahmen betreffen die Vervollständigung von Sicherheitsnachweisen. Der Betreiber hat alle vorgeschlagenen Verbesserungsmaßnahmen der HSK akzeptiert. Sie werden durch die HSK im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit verfolgt und bis zu ihrem Abschluss als Pendenzen geführt. Dabei werden zwei Arten von Pendenzen unterschieden:

- PSÜ-Pendenz: Verbesserungsmaßnahme, die sich aus der Bewertung der PSÜ durch die HSK ergab. (Kap. 10.3)
- Pendenz: Verbesserungsmaßnahme, die sich im Rahmen der regulären Aufsicht bereits während des Bewertungszeitraumes ergab. (Kap. 10.4)

## 10.3 PSÜ-Pendenzen

In diesem Kapitel sind die Verbesserungsmaßnahmen zusammengestellt, die sich aus der Bewertung der PSÜ durch die HSK ergaben. Sie sind in der vorliegenden Stellungnahme als PSÜ-Pendenzen gekennzeichnet.

### 10.3.1 PSÜ-Pendenzen im Bereich der Betriebserfahrung der Gesamtanlage

Aus dem Bereich der Betriebserfahrung der Gesamtanlage (Kap. 5) ergaben sich folgende PSÜ-Pendenzen:

- Massnahmen zur Erhöhung des Bestandes an Strahlenschutz-Sachverständigen sind bis Ende 2003 zu ergreifen. (Kap. 5.6.1)
- Die Zonenpläne sind bis Mitte 2003 entsprechend der HSK-Richtlinie R-07 für die kontrollierten Zonen zu vervollständigen und auf dem aktuellem Stand zu halten. (Kap. 5.6.8)
- Die Anzahl der sanitären Einrichtungen und die Platzverhältnisse in den Garderoben sind bis Ende 2004 zu verbessern. KKM legt bis Mitte 2003 ein Konzept für die Sanierung vor. (Kap. 5.6.8)
- Die Alarmschwellen der Personenkontaminationsmonitore sind zu überprüfen und bis Ende 2003 so einzustellen, dass die Empfehlungen in der HSK-Richtlinie R-07 erfüllt sind. (Kap. 5.6.9)

- Bis Ende 2004 ist zu überprüfen (Kap. 5.6.11),
  - a) ob die Schiebeluft aus Behältnissen und Rohrleitungen, die in den kontrollierten Zonen installiert sind, über die Raumluft in die Lüftungssysteme gelangt und
  - b) wie diese Schiebeluft mit angemessenen Mitteln direkt in die Abluftkanäle eingekoppelt werden kann.
- Die Möglichkeiten hinsichtlich einer Reduktion der bei der Sortierung der Mischabfälle akkumulierten Kollektivdosis durch eine Verringerung der auszusortierenden Abfälle und/oder durch die Realisierung von weiteren Strahlenschutzmassnahmen bei der Sortierung sind bis Mitte 2004 abzuklären. (Kap. 5.8.1)
- Für das Zwischenlager ist bis Ende Juni 2003 eine Sicherheitsanalyse zu erstellen, in der nachgewiesen wird, dass das Schutzziel 2 gemäss der HSK-Richtlinie R-14 eingehalten ist. Dabei sind die Individualdosen für Personen der Bevölkerung bei einem Flugzeugabsturz mit Folgebrand zu ermitteln. (Kap. 5.8.2)

### **10.3.2 PSÜ-Pendenzen im Bereich der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude, Systeme und Komponenten**

Aus dem Bereich der sicherheitstechnischen Gebäude, Systeme und Komponenten (Kap. 6) ergaben sich folgende PSÜ-Pendenzen:

- Ein langfristiges Programm zur weiteren Überwachung der thermischen Versprödung und der Neutronenversprödung des Reaktordruckbehälters ist bis Ende 2003 vorzulegen. Dabei ist der internationale Stand von Wissenschaft und Technik auf diesem Gebiet vollumfänglich mit einzu beziehen. (Kap. 6.4.1.1)
- Die Prüfbarkeit der bisher nicht gemäss den Vorschriften der NE-14 geprüften Schweissnähte des Reaktordruckbehälters ist unter Berücksichtigung des gegenwärtigen Standes der Manipulator-technik und möglicher Massnahmen zur Reduktion der Ortsdosisleistung bis Ende 2003 neu zu beurteilen. (Kap. 6.4.1.4)
- Die Auslegungstransienten für den Reaktordruckbehälter sind bis mindestens 18 Monate vor der nächsten Druckprobe zu überprüfen (Anzahl, Prüfdruck, Temperatur für Druckprobe) und anzupassen. (Kap. 6.4.1.4)
- Die Möglichkeiten zur Prüfung der potenziell schadensrelevanten Bereiche der Abstützkonstruktion des Kernmantels (siehe Alterungsüberwachungsprogramm) sind zu untersuchen und bis Ende 2003 sind der HSK entsprechende Vorschläge einzureichen. (Kap. 6.4.2.2)
- In den Technischen Spezifikationen ist bis Ende August 2003 der Minimalwert des Ladewasserdru-cks sowie der Minimal- und Maximalwert des Gasdrucks der Steuerstab-Scram-Akkumula-toren aufzunehmen. (Kap. 6.6.1)
- Eine Erhöhung des Alarm-Auslösegrenzwerts für den minimalen Gasdruck der Scram-Akkumu-latoren ist bis Ende August 2003 zu prüfen. (Kap. 6.6.1)

- Die begrenzenden Betriebsbedingungen und wiederkehrenden Prüfungen des Torussprühsystems sind bis Ende August 2003 in den Technischen Spezifikationen festzulegen. (Kap. 6.11.5)
- In internen Vorschriften, zum Beispiel in den SAMG-Prozeduren, sind bis Ende 2003 folgende Punkte aufzunehmen (Kap. 6.11.8):
  - a) Das Vorgehen zum Schutz des Personals im Notfallraum (Simulatorraum im Mehrzweckgebäude).
  - b) Die Iod-Überwachung der Atemluft im SUSAN-Kommandoraum. Insbesondere ist beim Überschreiten einer bestimmten Iod-Konzentration die Schilddrüsenblockade entsprechend dem medizinischen Notfallplan oder andere geeignete Schutzmassnahmen vorzusehen und das dazu benötigte Material bereitzuhalten.
- Im Gesamtkonzept zur Überwachung der radioaktiven Aerosole in der Raumluft bzw. Raumabluft und der Fortluft des Betriebsgebäudes, das bis Ende 2004 entwickelt und umgesetzt wird, sind folgende Aspekte zu berücksichtigen (Kap. 6.13):
  - a) Die Anforderungen der HSK-Richtlinie R-47, insbesondere an die Gesamtübertragungsraten, sind einzuhalten.
  - b) Ein Verfahren zur periodischen Reinigung der Probenahmesysteme oder der Verifikation der Gesamtübertragungsraten ist zu etablieren.
  - c) Im Sinne einer Ergänzung ist das Notabluftsystem mit einer geeigneten Aerosolüberwachung, die eine kontinuierliche Überwachung der radiologischen Situation auch beim Betrieb des Notabluftsystems ermöglicht, auszurüsten. (Kap. 5.6.11)
- Der Kohlenstoff-14 und das Tritium sind in der Kaminfortluft in Ergänzung zum Abgabereglement während mindestens einem Jahr zu bilanzieren. Die Messungen sind bis Ende 2004 vorzunehmen. (Kap. 6.13)
- Die Weitbereichs-Ortsdosisleistungsmessungen im Fortluftkamin/Notabluftleitung (17MR10A, 17MR10B) sind bis Mitte 2003 in Bezug auf Anzeige, Registrierung und Alarmierung im SUSAN-Kommandoraum sowie eine allfällige Integration in das RABE-Konzept in einer Studie zu untersuchen und sachgemäss zu dokumentieren. (Kap. 6.13)
- Bis Ende 2003 ist nachzuweisen, dass das obere Messbereichsende der Ortsdosisleistungsmontore im Maschinenhaus 18MR1.17 und 18MR1.18 die zu erwartenden Dosisleistungen bei allen möglichen Störfallszenarien abdeckt und dass die Messgeräte bei den Umgebungsbedingungen (Temperatur, Druck, Feuchte usw.), die während eines Störfalls herrschen, funktionieren. Zusätzlich ist zu prüfen, ob eine Anzeige, Registrierung und Alarmierung im SUSAN-Kommandoraum nötig ist. (Kap. 6.13)
- Die Repräsentativität der Reaktorwasserproben, die mit dem Nachunfallprobenahmesystem (Post Accident Sampling System - PASS) genommen werden, ist bis Ende 2003 nachzuweisen. (Kap. 6.13)

### 10.3.3 PSÜ-Pendenzen im Bereich der deterministischen Störfallanalysen

Aus dem Bereich der deterministischen Störfallanalysen (Kap. 7) ergaben sich folgende PSÜ-Pendenzen:

- Für den Einturbinenbetrieb ist eine automatische Anpassung des CPR-Betriebsgrenzwertes im Rechenprogramm der Kernüberwachung bis Ende August 2004 zu realisieren. (Kap. 7.2.2)
- Für den Betrieb mit einer Umwälzschleife ist eine automatische Anpassung des CPR-Betriebsgrenzwertes im Rechenprogramm der Kernüberwachung bis Ende August 2004 zu realisieren. (Kap. 7.2.3)
- Das Aktivitätsinventar für den Referenz-Reaktorkern ist entsprechend der aktuellen Beladestrategie und der aktuellen Abbrandlimiten bis Ende 2003 neu zu berechnen. Dies impliziert Neuanalysen der Störfälle Steuerstab-Fall, Kühlmittelverlust und Brennelementabsturz, bei denen Brennstabschäden postuliert werden. Bei diesen Neuanalysen sind auch die störfallspezifischen HSK-Beurteilungen zu berücksichtigen. (Kap. 7.7.1.1)

### 10.3.4 PSÜ-Pendenzen im Bereich der probabilistischen Sicherheitsanalysen

Aus dem Bereich der probabilistischen Sicherheitsanalyse (Kap. 8) ergaben sich folgende PSÜ-Pendenzen:

- Der gesamte Zuverlässigkeitsdatensatz in MUSA2000, d. h. Komponentenausfallraten, CCF-Daten, Unverfügbarkeitszeiten und -häufigkeiten, ist bis Ende 2003 für den Betrachtungszeitraum von 1989-2001 zu aktualisieren. Für die Neuberechnung der Zuverlässigkeitskennzahlen ist ein dem Stand der Technik entsprechendes Bayes-Verfahren zu verwenden. Zudem ist ein Datenerfassungskonzept zu entwickeln, mit welchem sichergestellt ist, dass die für die periodisch durchzuführenden Datenaufdatierungen erforderlichen Informationen zur Verfügung stehen. Dieses Datenerfassungskonzept soll auch die Art und Weise festlegen, mit der die zeitliche Entwicklung der Komponentenzuverlässigkeit untersucht und bewertet wird. (Kap. 8.1.1)
- Die folgenden Punkte zur MUSA2000-HRA sind bis Ende 2003 zu überarbeiten. Rückwirkungen aus der SAMG-Entwicklung sind dabei zu berücksichtigen (Kap. 8.1.2):
  - a) Die von der HSK identifizierten potentiellen Verbesserungsmöglichkeiten in den schriftlichen Anweisungen sind zu überprüfen und ggf. zu implementieren.
  - b) Für folgende Recovery-Massnahmen sind quantitative, anlagenspezifische HRA-Analysen durchzuführen: (1) erfolgreich angenommene Operateurhandlungen im Zusammenhang mit der Bestimmung der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses „Ausfall der Steuerluft“, sowie (2) Operateurhandlungen zur Erkennung bzw. Lokalisierung und Absperrung von Leckagen bei internen Überflutungen.
  - c) Der „Failure Likelihood Index“ für den Ausführungsteil von Operateurhandlungen der Kategorie C ist mit Fehlerraten von werkspezifischen Operateurhandlungen zu kalibrieren. Die für die Kalibrierung ausgewählten Operateurhandlungen sind mit allgemein akzeptierten, von SLIM verschiedenen HRA-Methoden zu quantifizieren.

- d) Abhängigkeiten bei den Ausführungsteilen von Operateurhandlungen, die in Unfallabläufen aufeinander folgen, sind durch qualitative und ggf. auch quantitative Analysen auszuweisen.
  - e) Die Operateurhandlungen zur Sicherung der Langzeit-Kernkühlung (HEOAX) in den durch „Ausfall der Steuerluft“ und „Ausfall der externen Stromversorgung“ ausgelösten Unfallabläufen sind mit szenariospezifischen Fehlerwahrscheinlichkeiten zu quantifizieren.
- Bis Ende März 2003 ist eine Aktionsliste vorzulegen, die alle sinnvollen Verbesserungsmöglichkeiten von MUSA2000 aufführt. Basis dieser Aktionsliste sind die von der HSK während der Überprüfung erstellten Fragelisten. Die Aktionsliste soll ferner die bislang in MUSA2000 nicht implementierten Anlageänderungen (Betrachtungszeitraum 1989-2001) aufführen, bei denen eine Nachmodellierung erforderlich ist. Nach Genehmigung der Listeninhalte durch die HSK ist MUSA2000 bis Ende 2003 entsprechend zu aktualisieren und die Kernschadenshäufigkeit auszuweisen. (Kap. 8.1.4.1)
  - Bezüglich der Modellierung der internen auslösenden Ereignisse in MUSA2000 sind bis Ende 2003 folgende Verbesserungen vorzunehmen (Kap. 8.1.4.2):
    - a) Das RDB-Versagen (EXLOCA) ist als auslösendes Ereignis in das MUSA2000-Modell aufzunehmen.
    - b) Die Schnittstelle zwischen der Vollast- und der Stillstandstudie ist eindeutig zu definieren. Anschliessend ist zu überprüfen, ob alle aus der Betriebserfahrung resultierenden Ereignisse berücksichtigt und den beiden Studien richtig zugeordnet sind.
  - Für MUSA2000 ist bis Ende 2003 eine systematische und umfassende Analyse zur Auswahl der externen und internen systemübergreifenden Ereignisse durchzuführen. Relevante Szenarien mit Verlust einer oder beider Wasserfassungen sind dabei zu berücksichtigen. (Kap. 8.1.5.1)
  - Im KKM ist bis Ende 2004 eine vollständige Dokumentation der Brand-PSA verfügbar zu halten. Ferner ist eine quantitative Analyse für die folgenden bereichsübergreifenden Brandszenarien vorzulegen (Kap. 8.1.5.2):
    - a) Rauchgasausbreitung vom Dekonticraum-A BG+3,5.02 über die als nicht-schliessend angenommene Tür in den Relaisraum BG+8,0.10 und in den Kommandoraum mit der Folge eines Ausfalls des Kommandoraums,
    - b) Rauchgasausbreitung vom Relaisraum BG+8,0.10 in den Kommandoraum mit der Folge eines Ausfalls des Kommandoraums,
    - c) Versagen der brandschutztechnischen Barriere (Feuerwiderstandsdauer von maximal 30 Minuten) zwischen den Kabelkanälen BG+6,3.01 und BG+6,3.02 sowie MH-3,0.08 und MH-3,0.10 aufgrund eines grösseren Brandes in einem der Kanäle,
    - d) Versagen der brandschutztechnischen Barriere zwischen dem Kabelkanal A MH+4,8.14 und dem Kabelkanal B MH+4,8.15 aufgrund eines grösseren Brandes in einem der Kanäle oder ausserhalb der Kanäle (z. B. schwerer Brand im Turbinenbereich).

Für die vorgenannten Fälle ist jeweils der Einfluss des Ausfalls aller Brandbekämpfungseinrichtungen (inkl. der automatischen Systeme) und des Versagens von Handmassnahmen (z. B. wegen starken Rauchs) zu analysieren.

- Die MUSA2000-Erdbebenstudie ist folgendermassen zu verbessern (Kap. 8.1.5.3):
  - a) Bis Ende 2003 ist eine verfeinerte Quantifizierung der seismisch bedingten CDF vorzulegen. Dabei sind die 1000 wichtigsten seismisch bedingten cut sets (mit Kurzbeschreibung) auszuweisen.
  - b) Bis Ende 2003 ist eine seismische Anlagenbegehung durchzuführen und zu dokumentieren.
  - c) Bis Ende 2005 ist eine Erdbeben-PSA zu erstellen, die dem Stand der Technik entspricht. Die neue Studie soll auf einer umfassenden Anlagenbegehung und einer neuen, detaillierten Fragility-Analyse basieren und darüber hinaus alle weiteren von der HSK identifizierten Schwächen beheben.
- Bis Ende 2003 ist eine verfeinerte Analyse der MUSA2000-Kernschadenshäufigkeit aufgrund von Flugzeugabstürzen vorzulegen. Insbesondere sind Abstürze von Flugzeugen relevanter Grösse auf alle Kraftwerksteile zu berücksichtigen und Unsicherheitsrechnungen durchzuführen. (Kap. 8.1.5.4)
- Die Analyse der MUSA2000-Kernschadenshäufigkeit aufgrund von externer Überflutung ist bis Ende 2003 zu überarbeiten. Insbesondere sind die Folgen eines sequentiellen Versagens mehrerer Talsperren sowie extremer lokaler Niederschläge zu analysieren. (Kap. 8.1.5.4)
- Die MUSA2000-Analyse des Risikos von extremen Winden und Tornados ist bis Ende 2005 zu verfeinern und zu ergänzen. Insbesondere sind für Tornados eine Kernschadenshäufigkeit zu bestimmen, die Folgen eines Kamineinsturzes zu bewerten und Schäden durch vom Wind mitgerissene Teile mit zu berücksichtigen. (Kap. 8.1.5.4)
- Bis Ende 2005 ist eine aktualisierte Stufe-2-PSA zu erstellen, die auf den Resultaten der überarbeiteten Stufe-1-PSA basiert und die radiologischen Konsequenzen (Quellterme) für folgende zusätzliche Unfalltypen beinhaltet: Unfallsequenzen mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS), RDB-Versagen (EXLOCA) und Containment-Bypass-Sequenzen. (Kap. 8.2.1)
- Aus den Resultaten der aufdatierten MUSA2000-Stufe-2-PSA ist bis Ende 2005 das integrale Freisetzungsrisiko zu bestimmen, d. h. es sind mindestens das gesamte Anlagenrisiko (in Bq/Jahr) und das bedingte Freisetzungsrisiko jeder Freisetzungskategorie (in Bq) anzugeben. (Kap. 8.2.5)
- Der gesamte Zuverlässigkeitsdatensatz in SMUSA ist bis Ende 2003 um den Betrachtungszeitraum von 1989-2001 zu ergänzen, wobei die Zuverlässigkeitsdaten für die verschiedenen Stillstandsphasen explizit zu dokumentieren sind. Für jede Phase sind die verwendeten Zahlenwerte der Basisereignisse auszuweisen. (Kap. 8.3.2)

- Folgende Punkte der SMUSA-HRA sind bis Ende 2003 zu überarbeiten (Kap. 8.3.3):
    - a) Die Quantifizierung der Operateurhandlung OPER-PRV ist zu dokumentieren. Dabei ist die Diskrepanz zwischen der Analyse und dem SMUSA-Modell zu bereinigen.
    - b) Für alle in SMUSA berücksichtigten Systeme sind mögliche Unverfügbarkeitsbeiträge durch Handlungen der Kategorie A unter Stillstandsbedingungen zu analysieren.
    - c) Mögliche Abhängigkeiten zwischen Handlungen der Kategorien B und C sind in szenariospezifischen Analysen zu betrachten.
  - Die in SMUSA zur Berechnung der Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse verwendeten Fehlerbäume sind bis Ende 2003 hinsichtlich Modellierungsumfang und angenommener Komponenten-Betriebszeiten („mission time“) zu korrigieren. Ferner ist sicherzustellen, dass alle relevanten auslösenden Ereignisse berücksichtigt sind. (Kap. 8.3.5.2)
  - Die SMUSA-Analysen sind für folgende externe und interne systemübergreifende Ereignisse vollständig zu überarbeiten, respektive zu ergänzen:
    - a) Brand
    - b) Erdbeben
    - c) Flugzeugabsturz
    - d) Extremwinde und Tornados
- Nach der Aufdatierung ist das Gesamtmodell bis Ende 2005 neu zu bewerten. (Kap. 8.3.6)
- Die Unsicherheitsanalyse in SMUSA ist bis Ende 2005 für jede Stillstandsphase durchzuführen. Darüber hinaus sind Fussell-Vesely- sowie Risk Achievement Worth-Importanzanalysen auf der Ebene von Basisereignissen für jede Phase sowie für das gesamte Stillstandsintervall zu erstellen. (Kap. 8.3.8)
  - Im Hinblick auf die Einführung der Stufe-1-„Living-PSA“ ist bis Ende Juni 2003 eine Verfahrensvorschrift zu entwickeln, in welcher die Vorgehensweise bei der Aktualisierung festgelegt wird und in der ferner bestimmt wird, wie Anlageänderungen verfolgt werden. Folgende minimale Randbedingungen sind zu berücksichtigen (Kap. 8.4):
    - a) Dem Betreiber des KKM steht vor Ort ein funktionsfähiges PSA-Modell zur Verfügung.
    - b) Wichtige Aktualisierungen sind jährlich durchzuführen. Zuverlässigkeitsdaten und Anlageänderungen sind jeweils nach spätestens fünf Jahren im Modell zu berücksichtigen.

## 10.4 Pendenzen

In diesem Kapitel sind die Verbesserungsmassnahmen, die sich im Rahmen der regulären Aufsicht während des Bewertungszeitraumes ergaben und bei der Fertigstellung der vorliegenden Stellungnahme noch nicht abgeschlossen waren, als Pendenzen zusammengestellt.

### 10.4.1 Pendenzen im Bereich der Betriebserfahrung der Gesamtanlage

Aus dem Bereich der Betriebserfahrung der Gesamtanlage (Kap. 5) ergaben sich folgende Pendenzen:

- Eine Neuausgabe der mechanischen Komponentenlisten ist für die sicherheitsrelevanten Systeme bis zum April 2003 zu erstellen. (Kap. 5.5.1.1)
- Die Priorität weiterer Qualifizierungen von Prüfsystemen für die wiederkehrenden zerstörungsfreien Prüfungen an mechanischen Komponenten sind zu ermitteln und die HSK ist darüber bis Ende 2003 zu informieren. (Kap. 5.5.1.1)
- Die Einteilung der Komponenten der Sicherheitsklasse 2 in die Kategorien 2.1 und 2.2 gemäss Festlegung der NE-14, Rev. 5, ist zu überprüfen und ggf. zu revidieren. Die Zuordnung der Schadensindizes muss mittels der Alterungsüberwachungsprogramme und die Zuordnung der Konsequenzindizes sowohl mit probabilistischen als auch deterministischen Überlegungen durchgeführt werden. Bis Ende 2003 sind das Methodik-Konzept zur Indizierung der Versagenskonsequenzen der Komponenten und ein Zeitplan für die Überarbeitung vorzulegen. (Kap. 5.5.1.1)
- Das Alterungsüberwachungsprogramm ist weiter auszuarbeiten und für die mechanischen Anlageteile sind folgende Informationen und Planungsgrundlagen einzureichen (Kap. 5.5.1.2):
  - a) Bis Mitte 2003 eine Übersicht aller Systeme der SK 2 und 3 (unter Einschluss noch nicht behandelter Teile der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlkreislaufes) mit einer Begründung für die Priorisierung bei der Bearbeitung im AÜP zusammen mit einem verbindlichen Terminplan.
  - b) Bis Ende 2003 eine Liste von Komponenten der SK 4 oder unklassiert (nach der HSK-Richtlinie R-06), deren Funktionsverlust besondere sicherheitstechnische Konsequenzen nach sich zieht. Eine Überprüfung, ob diese Komponententeile im Bearbeitungsumfang für die Systeme der SK 2 und 3 mit behandelt werden und falls erforderlich ein separater Bearbeitungsplan.
- Die pendente Dokumentation der Basisinspektionen mit den entsprechend nachgeführten Steckbriefen des Alterungsüberwachungsprogramms ist bis Mitte 2003 einzureichen. Für das SUSAN- und Aufbereitungsgebäude gilt der Abgabetermin Ende 2003. (Kap. 5.5.3)



#### **10.4.2 Pendenzen im Bereich der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude, Systeme und Komponenten**

Aus dem Bereich der sicherheitstechnischen Gebäude, Systeme und Komponenten (Kap. 6) ergaben sich folgende Pendenzen:

- Eine aktuelle und komplette Dokumentation des Befestigungskonzepts KKM ist bis Ende 2003 zu verfassen. Damit sollen die heute für bestehende und für neue Befestigungen geltenden Auslegungsgrundlagen übersichtlich und klar dargestellt werden. Hauptziel soll eine konsistente Spezifikation für zukünftige Anwendungen sein. (Kap. 6.2.3.12)
- Das Inventar der sekundären Bauteile ist bis Mitte 2003 zu komplettieren und bezüglich Gefährdung von sicherheitsrelevanten Systemen und Ausrüstungen vollständig zu beurteilen. Allenfalls muss die Übersicht auch auf die andern, bisher nicht erfassten Gebäude erweitert werden. (Kap. 6.2.3.13)
- Für die ermüdungsrelevanten Komponenten des Nuklearen Dampferzeugungssystems ist die Überwachung und Aufzeichnung der Transienten mit EDV, entsprechend dem heutigen Stand der Technik weiterzuführen und mit einer periodischer Berichterstattung (alle 5 Jahre, erstmals Ende 2005) an die HSK zu ergänzen. (Kap. 6.4.1.2)
- Der Nutzen der Wasserstoff-Edelmetall-Einspeisung zum Schutz der RDB-Einbauten ist zu verifizieren, wobei mögliche positive Aspekte (Verminderung des Risswachstums im Kernmantel) und mögliche negative Aspekte (Strahlenschutz, BE-Schadenspotential) nach einer angemessenen Applikationsdauer bis Ende 2004 zu bewerten sind. (Kap. 6.4.2.1)
- Die Alterungsüberwachung des Primärcontainments ist periodisch dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik gemäss zu prüfen und anzupassen, auch unter Berücksichtigung von Betriebserfahrungen und Erkenntnissen aus vergleichbaren Anlagen (internationaler Erfahrungsaustausch). Die erste Überprüfung und Anpassung ist bis Ende 2003 durchzuführen. (Kap. 6.5.1)
- Die Technischen Spezifikationen für die Nachwärmeabfuhr mittels des TCS und des STCS sind bis Ende August 2003 so zu formulieren, dass der weitere Anlagenbetrieb bei einer Verminderung des Redundanzgrades in den zugeordneten Kühlwassersystemen zeitlich begrenzt wird. (Kap. 6.6.5.1)
- Das Konzept zur Brandabschnittsbildung und dessen Umsetzung in den sicherheitsrelevanten Gebäuden ist bis Ende 2003 abzuschliessen. (Kap. 6.9)
- Ein Severe Accident Management Guidance (SAMG) ist nach folgendem Zeitplan bei KKM einzuführen (Kap. 6.11.7):
  - a) Die technischen Grundlagen zum Verhalten des KKM bei schweren Unfällen sind bis Ende 2002 zu dokumentieren.
  - b) Strategien und schriftliche Entscheidungshilfen für die Bewältigung von schweren Unfällen sind bis Ende Juni 2003 zu entwickeln und zu verifizieren. SAMG ist dabei auf die bestehende KKM-Notfallorganisation abzustimmen.

- c) SAMG ist bis Ende Juni 2004 im Rahmen einer Notfallübung zu validieren.
- d) Ein Konzept für die Aufrechterhaltung von SAMG ist bis Ende 2003 zu erstellen.
- Bis Mitte 2003 ist nachzuweisen, dass die Abschirmung und der Standort von bewilligten Anlagen oder radioaktiven Strahlenquellen den Art. 59 und 60 der StSV entsprechen. (Kap.6.13)
- Die HSK-Richtlinie R-47 ist hinsichtlich den periodischen Prüfungen bis Ende 2004 vollständig umzusetzen (Kap. 6.13). Dazu gehört unter anderem:
  - a) Bis Ende 2003 sind halbjährlichen Funktionsprüfungen an der Störfallinstrumentierung zur Bestimmung der Ortsdosisleistungen im Reaktorgebäude sowie in und vor der Drywellschleuse durchzuführen.
  - b) Bis Ende 2003 sind die periodischen Prüfungen der Personenkontaminationsmonitore und der Freimessschranke mit einer dreijährigen Kalibration zu ergänzen.
  - c) Bis Ende 2004 ist ein Verfahren zur periodischen Überprüfung der Dichtheit des Probenahmesystems der Kaminfortluftüberwachung zu etablieren.
  - d) Bis Ende 2004 sind zertifizierte Prüfquellen für die Aktivitätsüberwachung der Kaminfortluft anzuschaffen.

#### 10.4.3 Pendenzen im Bereich der deterministischen Störfallanalysen

Aus dem Bereich der deterministischen Störfallanalysen (Kap. 7) ergab sich folgende Pendezenz:

- Die Aare-Querprofile im Bereich der Wasserfassung des CWS und des stromabwärts gelegenen natürlichen Staus der Aare müssen in periodischen Abständen von höchstens 10 Jahren, zum ersten Mal bis Ende 2003, erneut aufgenommen werden. (Kap. 7.6.4)

Würenlingen, den 2. Dezember 2002

HAUPTABTEILUNG FÜR DIE  
SICHERHEIT DER KERNANLAGEN



U. Schmocker  
Direktor

## Anhang A: Abkürzungen

3D-MONICORE	Rechenprogramm für die Kernüberwachung
ADR	Europäisches Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse
ADS	Automatic Depressurization System Automatisches Druckentlastungssystem
AEB	Apparate-Entwässerungsbehälter
ALARA	As Low As Reasonably Achievable So tief wie vernünftigerweise erreichbar
ALPS	Alternate Low Pressure Spray Niederdruckeinspeisesystem
AMM	Accident-Management-Massnahmen
ANA	Allgemeine Notfallanweisungen
ANIS	Anlageninformationssystem
ANPA	Anlage-Parameter Periodische Übermittlung von Anlage-Parametern an MADUK
ANS	American Nuclear Society
ANSI	American National Standards Institute Amerikanisches Institut für Normen
APLHGR	Average Planar Linear Heat Generation Rate Ueber den BE-Querschnitt gemittelte lineare Stableistung
APRM	Average Power Range Monitor Neutronenfluss-Messsystem zur Bestimmung des mittleren Neutronenflusses im Leistungsbereich
ARSI	Alternate Reactor Shutdown and Isolation Alternatives Reaktorabschalt- und Isolationssystem
ART	Adjusted Reference Temperature Sprödbruch-Referenz-Temperatur
ASME	American Society of Mechanical Engineers Amerikanische Gesellschaft der Maschinenbauingenieure
ASSET	Assessment of Safety Significant Events Team
AtG	Atomgesetz
AtV	Atomverordnung

ATWS	Anticipated Transient without Scram Transiente mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung
AÜP	Alterungsüberwachungsprogramm
BAG	Bundesamt für Gesundheitswesen
BE	Brennelement
BEB	Brennelementbecken
BFE	Bundesamt für Energie
BKW	BKW FMB Energie AG
BNA	Betriebsnotfallanweisung
BNFL	British Nuclear Fuels, Sellafield, England
BWG	Bundesamt für Wasser und Geologie
BWR	Boiling Water Reactor Siedewasserreaktor
BWROG	Boiling Water Reactor Owners Group
Ca-Wert	Richtwert für den Aufenthalt in kontaminierter Luft ( $\text{Ci}/\text{m}^3$ ) gemäss StSV
CBT	Computer basiertes Training
CCDF	Complementary Cumulative Distribution Function Komplementäre Häufigkeitsverteilungsfunktion
CCF	Common Cause Failure Ausfall (von Komponenten) aufgrund einer gemeinsamen Ursache
CDF	Core Damage Frequency Kernschadenshäufigkeit
CDS	Containment-Druckentastungssystem
CET	Containment Event Tree Containment-Ereignisbaum
CFR	Code of Federal Regulations (USA)
CIS/DAISY	Chemie Informationssystem/Daten-Analyse- und Informationssystem
COGEMA	Compagnie Générale des Matières Nucléaires, La Hague, Frankreich
CPR	Critical Power Ratio Kritisches Leistungsverhältnis
CR	Control Rod Steuerstab
CRD	Control Rod Drive Steuerstabantriebssystem

CRS	Containment Refill System Containment-Rückpumpsystem
CS	Core Spray Niederdruck-Kernsprühsystem
CS-Wert	Richtwert für die Oberflächenkontamination (Bq/cm <sup>2</sup> ) gemäss StSV
CVRS	Cement Volume Reduction Solidification Abfallverfestigungsanlage
CWS	Cooling Water System SUSAN-Kühlwassersystem
DCH	Direct Containment Heating Direkte Containment-Aufheizung durch Kernschmelzfragmente
DIN	Deutsches Institut für Normung
DSFS	Drywell Spray and Flooding System Drywell-Sprüh- und -Flutsystem
DWR	Druckwasserreaktor
EAWAG	Eidgenössische Anstalt für Wasserversorgung, Abwasserreinigung und Gewässerschutz
ECCS	Emergency Core Cooling System Kernnotkühlsystem
EDM	Erweitertes dynamisches Magnetkernsystem (Leittechniksystem)
EDV	Elektronische Datenverarbeitung
EK	Erdbebenklasse
EOR	Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität
EPD	Elektronische Personendosimeter
EPG	Emergency Procedure Guidelines
EPRI	Electric Power Research Institute
ERIS	Emergency Response Information System Bildschirmdarstellung von Anlagegrössen
EVED	Eidg. Verkehrs- und Energiewirtschaftsdepartement
EXLOCA	Excessive LOCA
FD	Frischdampf
FDF	Fuel Damage Frequency Brennstoffschadenshäufigkeit
FLI	Failure Likelihood Index Fehlerwahrscheinlichkeitsindex
GE	General Electric Company (USA)

GESTAR	Grundlagen für die Auslegung des Reaktorkerns
GFK	Glasfaserverstärkter Kunststoff
GSKL	Gruppe der Schweizerischen Kernkraftwerksleiter
HEP	Human Error Probability Fehlerwahrscheinlichkeiten für menschliche Handlungen
HFC	High Cycle Fatigue zyklische thermische Ermüdungsbelastung
HPES	Human Performance Enhancement System System zur Erhöhung der menschlichen Leistungsfähigkeit
HPME	High-Pressure Melt Ejection Hochenergetisches Herausschleuder von Schmelze
HRA	Human Reliability Analysis Analyse zur Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen
HSK	Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen
HWC	Hydrogen Water Chemistry Wasserstoff-Wasserchemie
IAEA	International Atomic Energy Agency Internationale Atomenergie Agentur
IBFS	Integriertes Betriebsführungssystem
ICRP	International Commission on Radiological Protection Internationale Strahlenschutzkommission
ICWS	Intermediate Cooling Water System SUSAN-Zwischenkühlwassersystem
IEEE	Institute of Electrical and Electronics Engineers (USA)
INES	International Nuclear Event Scale
INSAG	International Nuclear Safety Advisory Group Internationales Beratergremium für nukleare Sicherheit (der IAEA)
IRA	Institut de radiophysique appliquée (Lausanne)
IRM-Funktion	Intermediate Range Monitor Übergangsbereichsfunktion des WRM
ISA	Interne Sicherheitsausschuss
ISA-A	ISA-Arbeitssicherheit
ISA-N	ISA-Nukleare Sicherheit
ISA-V	ISA-Vollversammlung
ISO	International Standards Organisation
KAKO	Kalkondensatbehälter

KATAM	Katalog von Alterungsmechanismen von mechanischen Ausrüstungen
KE	Sektion Kernenergie des BFE
KKM	Kernkraftwerk Mühleberg (Anlage oder Betreiber)
KKW	Kernkraftwerk
KMV	Kühlmittelverluststörfall, vgl. auch LOCA
KOMAC	Eidg. Kommission für AC-Schutz
KRA	Kondensatreinigungsanlage
KSA	Kommission für die Sicherheit der Kernanlagen
KSR	Kommission für Strahlenschutz und Überwachung der Radioaktivität
KTA	Kerntechnischer Ausschuss (BRD)
KueR	Eidg. Kommission zur Ueberwachung der Radioaktivität
LAN	Local Area Network örtliches Verbindungsnetz
LHGR	Linear Heat Generation Rate Lineare Stableistung
LLS	Low Level Solid Waste
LOCA	Loss of Coolant Accident Kühlmittelverluststörfall
LPRM	Local Power Range Monitor Neutronenflussmessung im Leistungsbereich
MADUK	Messnetz zur automatischen Dosisleistungsüberwachung in der Umgebung von Kernkraftwerken
MAPLHGR	Maximum Average Planar Linear Heat Generation Rate Maximale, über den BE-Querschnitt gemittelte lineare Stableistung
Mark I	Containmentkonzept
MCPR	Minimum Critical Power Ratio Minimales kritisches Leistungsverhältnis
MCR	Main Control Room Hauptkommandoraum
MCWS	Main Cooling Water System Hauptkühlwassersystem
MELCOR	Thermohydraulik-Computerprogramm für schwere Unfälle
MLHGR	Maximum Linear Heat Generation Rate Maximale lineare Stableistung
MMI	Man-Machine-Interface Mensch-Maschine-Schnittstelle

MSIV	Main Steam Isolation Valve Frischdampf-Isolationsventil
MSU	Massnahmen gegen schwere Unfälle in schweizerischen Kernkraftwerken
MUSA	Mühleberg Safety Assessment Mühleberg Sicherheitsanalyse
NAGRA	Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle
NAZ	Nationale Alarmzentrale
NDT-Temperatur	Nil Ductility Transition Temperature Spröbruch-Übergangstemperatur
NEA	Nuclear Energy Agency
NMCA	Noble Metal Chemical Addition Edelmetalleinspeisung
NMS	Neutron Monitoring System Neutronenflussüberwachungssystem
NPSH	Net Positive Suction Head Notosaughöhe (von Pumpen)
NRC	Nuclear Regulatory Commission (USA) Nukleare Sicherheitsbehörde der USA
NUSS	Nuclear Safety Standard Nukleare Sicherheitsnorm (der IAEA)
OBE	Operating Basis Earthquake Betriebserdbeben
OECD	Organisation for Economic Cooperation and Development
OSART	Operational safety Assessment Review Team der IAEA
PANAC 11	Rechenprogramm, Bestandteil von 3D-Monicores
PARCOM	Paris-Commission
PASS	Post Accident Sampling System Nachunfall-Probenahmesystem
PDS	Plant Damage States Anlagenschadenzustände
PEGASOS	Probabilistische Erdbeben-Gefährdungs-Analyse für die KKW-Standorte in der Schweiz
PRNM	Power Range Neutron Monitoring System Neutronenflussmesssystem für den Leistungsbereich
PRV	Pressure Relief Valve Druckentlastungsventil
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse



PSI	Paul Scherrer Institut, Würenlingen
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
PVC	Polyvinylchlorid
PVS	Prozessvisualisierungssystem
Q	Qualität
QM	Qualitätsmanagement
QMH	QM-Handbuch
QMK	QM-Koordinator
QMP	QM-Programm
QMS	QM-System
QS	Qualitätssicherung
RABE	Rasches Alarmsystem für die Bevölkerung
RBM	Rod Block Monitor Steuerstabfahrbegrenzung
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling Kernisolationskühlsystem
RDA	Rod Drop Accident Steuerstabfall
RDB	Reaktordruckbehälter
REQUA	Projekt zur seismischen Requalifikation mechanischer Ausrüstungen
RESA	Reaktorschnellabschaltung
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
RMCS	Reactor Manual Control System Reaktorhandsteuerung
RPIS	Rod Position Information System Steuerstabpositionsanzeigesystem
RPS	Reactor Protection System Reaktorschutzsystem
RSD	Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter mit der Eisenbahn
RTAD	Real Time Analysis and Display

RT <sub>NDT</sub>	Reference Nil-Ductility-Transition Temperature Referenz-Sprödbbruch-Uebergangstemperatur
RWCU	Reactor Water Cleanup Reaktorwasserreinigungssystem
RWE	Rod Withdrawal Error Fehlverhalten eines Steuerstabes
RWM	Rod Worth Minimizer Stabwertbegrenzer
SAMG	Severe Accident Management Guidance
SBO	Station Blackout Ausfall der gesamten Wechselstromversorgung der Anlage
SCBL	Sekundärcontainment-Bypassleckage
SCR	SUSAN Control Room SUSAN Kommandoraum
SCRAM	Reaktorschnellabschaltung
SDR	Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse
SEV	Schweizerischer Elektrotechnischer Verein
SGTS	Standby Gas Treatment System Notabluftsystem
SIA	Schweizerischer Ingenieur- und Architekten-Verein
SIB	Sicherheitsbericht
SIMON	Stabilitätsmonitor
SIZ	Sicherungszentrale
SK	Sicherheitsklasse
SLCS	Standby Liquid Control System Vergiftungssystem
SLIM	Success Likelihood Index Methodology
SMUSA	Stillstands-und Schwachlast-PSA
SOL	Sicherheit durch organisationales Lernen
SPDS	Safety Parameter Display System
SRI	Select Rod Insertion Einwurf einzelner Steuerstäbe
SRM-Funktion	Source Range Monitor Quellbereichsfunktion des WRM
SRV	Safety Relief Valve Sicherheits-/Abblaseventil

SSE	Safe Shutdown Earthquake Sicherheitserdbeben
STAR	Stop, Think, Act, Review Verhaltensregel
STCS	Shut Down and Torus Cooling System Abfahr- und Toruskühlsystem
STP	Stimulated Thermal Power
StSG	Schweizerisches Strahlenschutz-Gesetz
StSV	Schweizerische Strahlenschutz-Verordnung
SU	Strahlenschutz
SueR	Sektion Ueberwachung der Radioaktivität des Bundesamtes für Gesundheitswesen
SUSAN	Spezielles unabhängiges System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme
SV	Safety Valve Sicherheitsventil
SVTI	Schweizerischer Verein für Technische Inspektionen
SVTI-N	SVTI-Nuklear
SWR	Siedewasserreaktor
SWS	Service Water System Hilfskühlwassersystem
TCS	Torus Cooling System Toruskühlsystem
THERP	Technique for Human Error Rate Prediction
TLD	Thermolumineszenz-Dosimeter
TMI	Three Mile Island
TOPPS	Tracking Over Power Protection System Leistungsschutzsystem mit gleitendem Grenzwert
TRA	Transient Recording and Analysis
TSS	Turbinenschnellschluss
UAK	Unterausschuss Kernenergie des VSE
UNSCEAR	United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation
USNRC	Nuclear Regulator Commission (USA) Nukleare Sicherheitsbehörde der USA
USV	Unterbrochslose Stromversorgungsanlage

UVEK	Eidgenössisches Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation (früher EVED)
VEOR	Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität
VSE	Verband Schweizerischer Elektrizitätswerke
WANO	World Association of Nuclear Operators Weltorganisation der Kernkraftwerksbetreiber
WRM	Wide Range Monitoring Weitbereichsmesssystem des Neutronenflusses
ZWILAG	Zentrales Zwischenlager in Würenlingen

## Referenzen

- 1 HSK-Richtlinie R-48: Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken, November 2001
- 2 HSK 11/250: Gutachten zum Gesuch um unbefristete Betriebsbewilligung und Leistungserhöhung für das Kernkraftwerk Mühleberg, Oktober 1991
- 3 Strahlenschutzgesetz (StSG), SR 814.50, 22. März 1991
- 4 HSK-Richtlinie R-101: Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Mai 1987
- 5 HSK-Richtlinie R-06: Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Mai 1985
- 6 HSK-Richtlinie R-11: Ziele für den Schutz von Personen vor ionisierender Strahlung im Bereich von Kernkraftwerken, Mai 1980
- 7 HSK-Richtlinie R-41: Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen, Juli 1997
- 8 HSK-Richtlinie R-103: Anlageinterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle, November 1989
- 9 HSK-Empfehlung E-04: Steuerstellen und Notfallräume von Kernkraftwerken: Anforderungen betreffend Ausführung und Ausrüstung für Accident Management, Dezember 1989
- 10 HSK-Richtlinie R-102: Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz, Dezember 1986
- 11 Sicherheitsbericht 1995 des Kernkraftwerks Mühleberg, Rev. 2, Dezember 1999
- 12 IAEA Safety Standards Series, Requirement NS-R-2: Safety of Nuclear Power Plants: Operation, Vienna 2000
- 13 Übereinkommen über nukleare Sicherheit, SR 0.732.020, 17. Juni 1994
- 14 HSK-Richtlinie R-17: Organisation und Personal von Kernkraftwerken, August 1986
- 15 HSK-Richtlinie R-15: Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken, Dezember 1999
- 16 KSA 7/75: Sicherheitskultur in einer Kernanlage, Würenlingen, Februar 1997
- 17 IAEA-NSNI/OSART/00/109: Report of the OSART Mission to the Mühleberg Nuclear Power Plant Switzerland 6 to 23 November 2000
- 18 IAEA Safety Series No. 75-INSAG-4: Safety Culture, Vienna, 1991
- 19 HSK-Richtlinie R-27: Auswahl, Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals von Kernkraftwerken, Mai 1992
- 20 American National Standard ANSI/ANS-3.5-1998: Nuclear Power Plant Simulators for Use in Operator Training and Examination

- 21 IAEA Safety Standards Series, Safety Guide NS-G-2.2: Operational Limits and Conditions and Operating Procedures for Nuclear Power Plants, November 2000
- 22 KTA 3904: Warte, Notsteuerstelle und örtliche Leitstände in Kernkraftwerken, August 1988
- 23 IAEA Safety Standards Series, Requirement NS-R-1: Safety of Nuclear Power Plants: Design, September 2000
- 24 EN-ISO Norm 9001-2000: Qualitätsmanagementsysteme
- 25 IAEA Safety Series No. 50-C/SG-Q, Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants and other Nuclear Installations, Vienna, 1996
- 26 INES: The International Nuclear Event Scale, User's Manual, Revised and Extended Edition 1992, Vienna 1992
- 27 IAEA Report INSAG 12: Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, Vienna 1999
- 28 IAEA Report INSAG 13: Management of Operational Safety in Nuclear Power Plants, Vienna 1999
- 29 HSK-Richtlinie R-18: Aufsichtsverfahren bei Reparaturen, Änderungen und Ersatz von mechanischen Ausrüstungen in Kernanlagen, Dezember 2000
- 30 HSK-Richtlinie R-23: Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernanlagen, Dezember 1993
- 31 HSK-Richtlinie R-35: Aufsichtsverfahren bei Bau und Änderungen von Kernkraftwerken, Systemtechnik, Mai 96
- 32 SVTI-Festlegung NE-14, Rev. 1 bis 4: Konzept für die Wiederholungsprüfungen und die betriebliche Überwachung der abnahmepflichtigen Komponenten der Sicherheitsklassen 1 bis 4 von Kernkraftwerken, 15. Juni 1988
- 33 Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, § 50.55a: Codes and Standards, January 1999
- 34 European Commission EUR 16802 EN, Rev. 1 (1997): Common Position of European Regulators on Qualification of NDT Systems for Pre- and In-Service Inspection of Light Water Reactor Components
- 35 Bundesgesetz über die friedliche Verwendung der Atomenergie (Atomgesetz, AtG), SR 732.0, 23. Dezember 1959
- 36 Verordnung über das Rahmenbewilligungsverfahren für Atomanlagen mit Standortbewilligung (Atomverordnung, AtV), SR 732.11, 11. Juli 1979
- 37 Strahlenschutzverordnung (StSV), SR 814.501, 22. Juni 1994
- 38 Verordnung über die Personendosimetrie (Dosimetrieverordnung), SR 814.501.42, 7. Oktober 1999
- 39 HSK-Richtlinie R-12: Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts, Oktober 1997
- 40 Verordnung über die Ausbildung und die erlaubten Tätigkeiten im Strahlenschutz (Strahlenschutz-Ausbildungsverordnung), SR 814.501.261, 15. September 1998
- 41 HSK-Richtlinie R-37: Anerkennung von Strahlenschutz-Ausbildungen im Aufsichtsbereich der HSK, Juli 2001
- 42 OECD Manual: Work Management in the Nuclear Power Industry, 1997

- 43 HSK-Richtlinie R-07: Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes, Juni 1995
- 44 EUR 5055 d: Erfahrungen mit Inspektion, Wartung, Reparatur und Dekontamination in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Kommission der Europäischen Gemeinschaften, 1974 (Lahmeyer-Bericht)
- 45 Verordnung über den Umgang mit offenen radioaktiven Strahlenquellen, SR 814.554, 21. November 1997
- 46 HSK-Richtlinie R-47: Prüfung von Strahlenmessgeräten, Oktober 1999
- 47 ICRP-75: General Principles for the Radiation Protection of Workers, January 1997
- 48 IAEA Technical Report Series No. 325: Particulate Filtration in Nuclear Facilities, 1991
- 49 KTA 3601: Lüftungstechnische Anlagen in Kernkraftwerken, Juni 1990
- 50 Verfügung betreffend Betriebsbewilligung und Leistungserhöhung beim Kernkraftwerk Mühleberg vom 14. Dezember 1992
- 51 HSK 11/400: Reglement für die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Überwachung von Radioaktivität und Direktstrahlung in der Umgebung des Kernkraftwerks Mühleberg, Januar 1996
- 52 United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly: Sources and Effects of Ionizing Radiation, Volume I: Sources, 2000
- 53 Gewässerschutzverordnung (GSchV), SR 814.201, 28. Oktober 1998
- 54 Verordnung des UVEK über die Genehmigung internationaler Beschlüsse und Empfehlungen, SR 814.201.81, 10. Januar 2000
- 55 PARCOM-Empfehlung 91/4 über radioaktive Ableitungen, Bezugsquelle: BUWAL, 3003 Bern
- 56 Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz, jährlicher Bericht, Bezugsquelle: Sektion Überwachung der Radioaktivität, Chemin du Musée 3, 1700 Fribourg
- 57 HSK-Richtlinie R-14: Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle, Dezember 1988
- 58 HSK 11/83: Gutachten zum Projekt der Bernischen Kraftwerke AG über die Erweiterung des Zwischenlagers für radioaktive Abfälle im Kernkraftwerk Mühleberg, 18. November 1982
- 59 Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse (SDR), SR 741.621, 17. April 1985
- 60 Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter mit der Eisenbahn (RSD), SR 742.401.6, 3. Dezember 1996
- 61 Europäisches Übereinkommen über die Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse/Bahn: ADR/RID, Stand 1. Juli 2001
- 62 IAEA Safety Series No. 6: Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, Edition 1985 (as Amended 1990). Seit 1. Juli 2001 gültig: IAEA Safety Standards Series No. TS-R-1: Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 1996 Edition (Revised)
- 63 HSK-AN-3504: Stellungnahme zu den Kontaminationen beim Transport abgebrannter Brennelemente, März 1999
- 64 IAEA Safety Reports Series SRS-15: Implementation and Review of a Nuclear Power Plant Ageing Management Programme, 1999

- 65 USNRC Standard Review Plan NUREG-0800, Chapter 3.9.2: Components, Component Supports and Core Support Structures, Rev. 1, July 1981
- 66 SIA 160: Norm für die Belastungsannahmen, die Inbetriebnahme und die Überwachung der Bauten, Ausgabe 1956)
- 67 SIA 162: Norm für die Berechnung, Konstruktion und Ausführung von Bauwerken aus Beton, Stahlbeton und Spannbeton, Entwürfe der Ausgabe 1968
- 68 USNRC Standard Review Plan NUREG-0800, Chapter 4.2: Fuel System Design, Rev. 2, July 1981
- 69 American National Standard ANSI/ANS-57.5-1981: Light Water Reactors Fuel Assembly Mechanical Design and Evaluation, American Nuclear Society, May 14, 1981
- 70 USNRC Regulatory Guide 1.99: Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials Rev. 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission, May 1988
- 71 Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, Appendix G: Fracture Toughness Requirements, January 2001
- 72 USNRC Regulatory Guide 1.7: Control of Combustible Gas Concentrations in the Containment Following a Loss-of-Coolant Accident, Rev. 2, November 1978
- 73 US Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, § 50.44: Standards for Combustible Gas Control System in Light-Water-Cooled Power Reactors, December 1981
- 74 HSK-Richtlinie R-16: Seismische Anlageninstrumentierung, Februar 1980
- 75 KTA 3902: Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken, Juni 6/92
- 76 USNRC Regulatory Guide 1.13: Spent Fuel Storage Facility Design Basis, Proposed Revision 2, December 1981
- 77 IAEA Safety Guide No. NS-G-2.1: Fire Safety in the Operation of Nuclear Power Plants, July 2000
- 78 HSK-Richtlinie R-40: Gefilterte Druckentlastung für den Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, Anforderungen für die Auslegung, März 1993
- 79 USNRC-Report NUREG-1433: Standard Technical Specifications for General Electric Plants, BWR/4, Rev. 2, June 2001
- 80 KTA 3603: Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in KKW, Juni 1991
- 81 DIN 25476: Primärkühlmittelreinigungsanlagen im KKW, April 1987
- 82 DIN 25416: Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in KKW, Teil 1: März 1981, Teil 2: Entwurf vom April 1996
- 83 IAEA Technical Reports Series No. 274: Design of Off-Gas and Air Cleaning Systems at Nuclear Power Plants, 1987
- 84 NRC Regulatory Guide 1.97: Instrumentation for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants to Assess Plant and Environs Conditions During and Following an Accident, Mai 1983
- 85 KTA 1501: Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken, Juni 1991



- <sup>86</sup> KTA 1503.2: Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener Stoffe, Teil 2: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei Störfällen, Juni 1999
- <sup>87</sup> IAEA Report INSAG-10: Defense in Depth in Nuclear Safety, 1998
- <sup>88</sup> HSK-Richtlinie R-100: Anlagezustände eines Kernkraftwerks, Juni 1987
- <sup>89</sup> USNRC Regulatory Guide 1.70: Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants, LWR edition, Rev. 3, Table 15-1: Representative Initiating Events, November 1978
- <sup>90</sup> Bericht der OECD Nuclear Energy Agency NEA/CSNI/R(99)25: Fuel Safety Criteria; Technical Review, 20 July 2000
- <sup>91</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
- <sup>92</sup> USNRC Standard Review Plan NUREG-0800, Chapter 4.2: Fuel System Design, Rev. 2, July 1981
- <sup>93</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
- <sup>94</sup> Code of Federal Regulations Title 10, Chapter 1, Part 50, Appendix K: ECCS Evaluation Models, November 1988
- <sup>95</sup> USNRC Standard Review Plan NUREG-0800: Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants, LWR edition, Chapter 3.6.1, Plant Design for Protection against Postulated Piping Failures in Fluid Systems outside Containment, Rev. 2, October 1990
- <sup>96</sup> USNRC Regulatory Guide 1.183: Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors, July 2000
- <sup>97</sup> American National Standard ANST/ANS-18.1/N237: Source Term Specification, 1976
- <sup>98</sup> D. C. Kocher, Dose-Rate Conversion Factors for External Exposure to Photons and Electrons, NUREG / CR-1918, July 1981
- <sup>99</sup> ICPR-60: Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, 1990
- <sup>100</sup> HSK 12/420: Gutachten zum Gesuch des Kernkraftwerks Leibstadt um Leistungserhöhung auf 3600 MWth, März 1996
- <sup>101</sup> Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien des BMI zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR, Bundesanzeiger Nr. 245a (31.12.1983) und Neufassung des Kapitels 4, Bundesanzeiger Nr. 222a, 26. November 1994
- <sup>102</sup> Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (VEOR), SR 732.32, 26. Juni 1991 (Stand am 16. Februar 1999)
- <sup>103</sup> Data Specialization for Plant Specific Risk Studies, G. Apostolakis, S. Kaplan, B.J. Garrick, R.J. Duphily, Nucl. Eng. & Design 56, 321-329, 1980.
- <sup>104</sup> IAEA Safety Series No. 50-P-4: Procedures for Conducting PSA of Nuclear Power Plants (Level 1), Vienna 1992.
- <sup>105</sup> PRA Procedures Guide: A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants," NUREG/CR-2300, 1983

- <sup>106</sup> State-of-the-Art Report NEA/CSNI/R(99)27: Fire Risk Analysis, Fire Simulation, Fire Spreading and Impact of Smoke and Heat on Instrumentation Electronics, February 2000
- <sup>107</sup> NUREG/CR 6543: Effects of Smoke on Functional Circuits, Sandia National Laboratories, October 1997
- <sup>108</sup> Lessons Learnt from FARO/TERMOS Corium Melt Quenching Experiments, D. Magallon and I. Huhtiniemi, Nucl. Eng. Design, 189, 1999
- <sup>109</sup> Corium Melt Quenching Tests at Low Pressure and Subcooled Water in FARO, D. Magallon and I. Huhtiniemi, Nucl. Eng. Design, 204, 2001
- <sup>110</sup> Verordnung über den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen (Notfallschutzverordnung), SR 732.33, 28. November 1983
- <sup>111</sup> HSK-Empfehlung E-03: Empfehlung für die Planung und Durchführung von Notfallübungen in den schweizerischen Kernkraftwerken, Mai 1990
- <sup>112</sup> HSK-Richtlinie R-45: Planung und Durchführung von Notfallübungen in den schweizerischen Kernkraftwerken, Juli 1997
- <sup>113</sup> IAEA-NSNI/OSART/00/109F: Report of OSART Mission to the Mühleberg Nuclear Power Plant Switzerland 6 to 23 November 2000 and Follow Up Visit 9 to 14 June 2002

HSK, Würenlingen (Schweiz)  
Postadresse: HSK, CH-5232 Villigen-HSK  
Telefon: 056/310 38 11  
Telefax: 056/310 39 95 und 056/310 39 07  
Internet: [www.hsk.psi.ch](http://www.hsk.psi.ch)