



HSK 11/250

KSA 11/150

Gutachten

zum Gesuch um
unbefristete Betriebsbewilligung
und Leistungserhöhung
für das Kernkraftwerk Mühleberg

Würenlingen, Oktober 1991

INHALTSVERZEICHNIS

1.	EINLEITUNG	
1.1	Gesuch und bisherige Bewilligungen	1-1
1.2	Aufsichtstätigkeit der HSK und Begutachtung des Gesuchs	1-2
1.2.1	Aufsichtstätigkeit der HSK, Pendenzen	1-2
1.2.2	Begutachtung des Gesuchs	1-2
1.3	Allgemeine Schutzziele und Sicherheitsprinzipien	1-6
1.3.1	Ziele des Strahlenschutzes	1-6
1.3.2	Grundsätzliches zur Reaktorsicherheit	1-7
2.	STANDORT	
2.1	Allgemeine Charakterisierung	2-1
2.2	Baugrund	2-1
2.3	Seismik	2-3
2.4	Hydrologie	2-4
2.4.1	Grundwasser	2-4
2.4.2	Abflussverhältnisse der Aare	2-4
2.4.3	Gefährdung durch Ueberflutung	2-4
2.4.4	Gefährdung durch Niedrigwasser	2-5
2.5	Meteorologie	2-6
2.6	Bevölkerungsverteilung	2-7
2.7	Industrie und Verkehrswege	2-9
3.	CHARAKTERISIERUNG DER ANLAGE	
3.1	Anlagentyp	3-1
3.2	Gesamtdisposition	3-9
3.3	Wichtige Anlageänderungen	3-13
3.3.1	Ausgeführte Änderungen	3-13
3.3.2	Vorgesehene Änderungen	3-15
3.4	Entwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik	3-15
3.4.1	Entwicklung des Standes der Wissenschaft	3-15

3.4.2	Entwicklung des Standes der Technik	3-16
4.	BISHERIGE BETRIEBSERFAHRUNGEN	
4.1	Allgemeiner Ueberblick	4-1
4.2	Rückblick auf durchgeführte Inbetriebnahmeversuche	4-2
4.2.1	Nichtnukleare Vorbetriebsversuche	4-2
4.2.2	Nukleare Inbetriebnahmeversuche	4-3
4.2.3	Inbetriebnahme von SUSAN	4-7
4.3	Besondere Ereignisse im KKM	4-8
4.3.1	Brand im Maschinenhaus	4-8
4.3.2	Vibrationen bei der Kondensation von Dampf im Torus	4-8
4.3.3	Vibrationen an Kerneinbauten	4-9
4.3.4	Risse in den Speisewasserverteilern	4-9
4.3.5	Spannungsrisskorrosion in den Umwälzleitungen	4-9
4.3.6	Unkontrollierte Radioaktivitätsabgabe	4-10
4.3.7	Beurteilung	4-10
4.4	Ereignisse in anderen Siedewasseranlagen	4-11
4.5	Andere Ereignisse	4-13
4.5.1	Three Mile Island (Harrisburg, 1979)	4-13
4.5.2	Tschernobyl (1986)	4-13
4.6	Strahlenschutzaspekte	4-14
4.6.1	Radiologische Verhältnisse in der Anlage	4-14
4.6.2	Strahlenbelastung des Personals	4-15
4.6.3	Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt	4-16
4.7	Heutiger Zustand der Anlage und ihrer Ausrüstungen	4-17
4.7.1	Bautechnik	4-17
4.7.2	Maschinentechnik	4-19
4.7.3	Elektrotechnik	4-20

	<u>Seite</u>
5. AUSLEGUNGSGRUNDLAGEN UND BEURTEILUNGSKRITERIEN	
5.1 Einleitung	5-1
5.2 Wichtigste Regelwerke	5-2
5.2.1 Uebersicht	5-2
5.2.2 Strahlenschutz	5-4
5.2.3 Reaktorsicherheit	5-6
5.2.3.1 Allgemeines	5-6
5.2.3.2 Sicherheitssysteme (Richtlinie R-101)	5-7
5.2.4 Bautechnik	5-9
5.2.5 Maschinentechnik	5-10
5.2.6 Elektrotechnik	5-12
5.2.7 Brandschutz	5-13
5.2.8 Hebezeuge	5-13
5.3 Anforderungen für den Normalbetrieb	5-14
5.3.1 Betriebliche Anforderungen an die Anlage	5-14
5.3.2 Radiologische Grenzwerte für den Normalbetrieb	5-14
5.3.2.1 Innerhalb der Anlage	5-15
5.3.2.2 In der Umgebung der Anlage	5-15
5.4 Auslegung für Störfälle	5-16
5.4.1 Aeussere Einwirkungen	5-16
5.4.1.1 Erdbeben	5-16
5.4.1.2 Flugzeugabsturz	5-17
5.4.1.3 Ueberflutung	5-17
5.4.1.4 Blitzschlag	5-18
5.4.1.5 Verlust der externen Stromversorgung	5-18
5.4.1.6 Explosion	5-19
5.4.1.7 Umgebungsbedingungen	5-19
5.4.2 Innere Einwirkungen	5-20
5.4.2.1 Transienten	5-20
5.4.2.2 Kühlmittelverluststörfälle	5-21
5.4.2.3 Reaktivitätsstörfälle	5-21

	<u>Seite</u>
5.4.2.4 Störfälle ausserhalb des Drywells mit Freisetzung radio-aktiver Stoffe	5-21
5.4.2.5 Störfälle in Sicherheits- und Betriebssystemen	5-22
5.4.2.6 Interne Ueberflutung	5-22
5.4.2.7 Interner Brand	5-22
5.4.3 Menschliche Einwirkungen	5-23
5.4.3.1 Bedienungsfehler	5-23
5.4.3.2 Verzögerungszeit für notwendige Handlungen des Personals	5-23
5.4.3.3 Einwirkung Dritter	5-23
5.4.4 Radiologische Grenz- und Richtwerte für Auslegungsstörfälle	5-24
5.5 Auslegungskriterien für den Reaktorkern	5-25
5.6 Auslegungskriterien für das Containmentsystem	5-29
5.7 Kriterien für eine Leistungserhöhung	5-31
5.7.1 Quantitative Kriterien	5-31
5.7.2 Qualitative Kriterien	5-33
5.8 Zusammenfassende Bewertung	5-34
6. AUSLEGUNG, AUSFÜHRUNG UND ZUSTAND DER SICHERHEITS-TECHNISCH WICHTIGEN ANLAGETEILE	
6.1 Klassierung und Berechnungsgrundlagen von Gebäuden und Ausrüstungen	6-1
6.1.1 Klassierung	6-1
6.1.1.1 Gebäude	6-1
6.1.1.2 Mechanische Ausrüstungen	6-3
6.1.1.3 Elektrische Ausrüstungen	6-4
6.1.2 Berechnungsgrundlagen	6-4
6.1.2.1 Gebäude	6-5
6.1.2.2 Mechanische Ausrüstungen	6-5
6.1.3 Zusammenfassende Bewertung	6-7
6.2 Gebäude	6-8
6.2.1 Disposition allgemein	6-8
6.2.2 Radiologische Aspekte	6-10

	<u>Seite</u>
6.2.3 Bautechnik	6-11
6.2.3.1 Reaktorgebäude	6-11
6.2.3.2 SUSAN-Gebäude	6-12
6.2.3.3 SUSAN-Kühlwasserleitungen	6-14
6.2.3.4 Abluftkamin	6-16
6.2.3.5 Zwischenlager für radioaktive Abfälle	6-16
6.2.3.6 Betriebsgebäude	6-17
6.2.3.7 Aufbereitungsgebäude	6-17
6.2.3.8 Maschinenhaus	6-17
6.2.3.9 Fundament für Kaltkondensatbehälter	6-18
6.2.3.10 Pumpenhaus	6-18
6.2.3.11 Hochreservoir Runtigenrain	6-18
6.2.4 Zusammenfassende Bewertung	6-19
6.3 Auslegung und Ueberwachung des Reaktorkerns	6-21
6.3.1 Kernausslegung	6-21
6.3.1.1 Brennelementauslegung	6-23
6.3.1.2 Auslegung der Steuerstäbe	6-25
6.3.1.3 Kernberechnung	6-27
6.3.2 Kernüberwachung	6-28
6.3.3 Bisherige Betriebserfahrungen	6-32
6.3.4 Zusammenfassende Bewertung	6-32
6.4 Nukleares Dampferzeugungssystem	6-34
6.4.1 Reaktordruckbehälter und Einbauten	6-34
6.4.1.1 Kurzbeschreibung	6-34
6.4.1.2 Behälterkonstruktion und -ausführung	6-35
6.4.1.3 Qualitätssicherung bei der Fertigung	6-36
6.4.1.4 Zähigkeit der Behälterwerkstoffe	6-36
6.4.1.5 Spannungs- und Ermüdungsanalyse	6-37
6.4.1.6 Wiederholungsprüfungen	6-38
6.4.1.7 Einbauten des Reaktordruckbehälters	6-40
6.4.2 Reaktorumwälzsystem	6-41
6.4.2.1 Kurzbeschreibung	6-41

	<u>Seite</u>
6.4.2.2 Werkstoffe	6-41
6.4.2.3 Wiederholungsprüfungen	6-43
6.4.3 Frischdampf- und Speisewassersystem	6-43
6.4.3.1 Kurzbeschreibung	6-43
6.4.3.2 Leitungswerkstoff	6-44
6.4.3.3 Frischdampfisolationsventile	6-44
6.4.3.4 Sicherheits-/Abblaseventile	6-45
6.4.3.5 Wiederholungsprüfungen	6-46
6.4.4 Schutz gegen mechanische Folgen von Rohrbrüchen	6-46
6.4.5 Zusammenfassende Bewertung	6-49
6.5 Containment	6-51
6.5.1 Kurzbeschreibung des Primär- und Sekundärcontainments	6-51
6.5.2 Auslegung des Primärcontainments	6-53
6.5.3 Dynamische Lasten am Primärcontainment	6-54
6.5.3.1 Dynamische Lasten bei Kühlmittelverluststörfällen	6-55
6.5.3.2 Dynamische Lasten bei Transienten mit Öffnen von Sicherheits-/Abblaseventilen	6-56
6.5.4 Strahlenschutz des Personals	6-57
6.5.5 Zusammenfassende Bewertung	6-58
6.6 Sicherheitssysteme	6-60
6.6.1 Allgemeine Betrachtungen	6-60
6.6.1.1 Einleitung	6-60
6.6.1.2 Aufbau der Sicherheitssysteme	6-62
6.6.2 Reaktorabschaltung	6-65
6.6.2.1 Steuerstabantriebssystem	6-65
6.6.2.2 Reaktorschutz	6-68
6.6.2.3 Betriebserfahrungen	6-75
6.6.2.4 Zusammenfassende Bewertung	6-76
6.6.3 Systeme zur Kernkühlung, Nachwärmeabfuhr und Reaktordruckentlastung	6-76
6.6.3.1 Aufgabenstellung und Systemübersicht	6-76
6.6.3.2 Notspeisewasserversorgung (RCIC)	6-77
6.6.3.3 Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor (STCS)	6-79

	<u>Seite</u>
6.6.3.4 Nachwärmeabfuhr aus dem Torus (TCS, STCS)	6-81
6.6.3.5 Reaktordruckbegrenzung und -entlastung (SRV, SV, ADS, PRV)	6-82
6.6.3.6 Kernnotkühlung bei Kühlmittelverluststörfällen (CS, ALPS)	6-83
6.6.3.7 Auslösekriterien	6-84
6.6.3.8 Besondere systemtechnische Aspekte	6-85
6.6.3.9 Zusammenfassende Bewertung	6-87
6.6.4 Containmentrückpumpensystem	6-88
6.6.5 Systeme des Primärcontainments	6-89
6.6.5.1 Isolationssysteme des Primärcontainments und des Reaktorkühlkreislafs	6-89
6.6.5.2 Vakuumbrechsysteme	6-93
6.6.5.3 Rekombinatorssystem	6-94
6.6.5.4 Containmentinertierung	6-95
6.6.5.5 Zusammenfassende Bewertung	6-96
6.6.6 Systeme des Sekundärcontainments	6-97
6.6.6.1 Isolationseinrichtungen	6-97
6.6.6.2 Vakuumbrecharmatur	6-98
6.6.6.3 Notabluftsystem	6-98
6.6.6.4 Zusammenfassende Bewertung	6-99
6.6.7 Vergiftungssystem	6-100
6.6.8 Sicherheitsleittechnik	6-101
6.6.8.1 Uebersicht und Aufgaben	6-101
6.6.8.2 SUSAN-Sicherheitssysteme	6-103
6.6.8.3 Nicht-SUSAN Sicherheitssysteme	6-105
6.6.8.4 Zusammenfassende Bewertung	6-108
6.6.9 Zusammenfassende Bewertung der Sicherheitssysteme	6-109
6.7 Versorgungs- und Hilfssysteme	6-112
6.7.1 Nukleare Kühlwassersysteme	6-112
6.7.1.1 Systemaufgaben und -übersicht	6-112
6.7.1.2 Hilfskühlwassersystem	6-114
6.7.1.3 Zwischenkühlwassersysteme im Reaktorgebäude und Maschinenhaus	6-115
6.7.1.4 SUSAN-Kühlwassersysteme (CWS, ICWS)	6-116

	<u>Seite</u>
6.7.1.5 Zusammenfassende Bewertung	6-118
6.7.2 Stromversorgung	6-118
6.7.2.1 Aufgaben und Anforderungen	6-118
6.7.2.2 Dreiphasige Eigenbedarfsanlage	6-119
6.7.2.3 Dreiphasige Notstromversorgung	6-123
6.7.2.4 Gleichstromversorgung	6-126
6.7.2.5 Sondernetze	6-127
6.7.2.6 Not- und Fluchtwegbeleuchtung	6-128
6.7.2.7 Zusammenfassende Bewertung	6-129
6.7.3 Leckagenüberwachung	6-130
6.7.3.1 Aufgabenstellung und Uebersicht	6-130
6.7.3.2 Ueberwachung von Apparate-Entwässerungsbehältern und Bodensümpfen	6-131
6.7.3.3 Leckagenüberwachung im Drywell	6-131
6.7.3.4 Leckagenüberwachung im Reaktorgebäude	6-132
6.7.3.5 Leckagenüberwachung im SUSAN-Gebäude	6-133
6.7.3.6 Leckagenüberwachung im Maschinenhaus	6-134
6.7.3.7 Automatische Isolationsauslösungen	6-134
6.7.3.8 Zusammenfassende Bewertung	6-134
6.7.4 Lüftungsanlagen	6-135
6.7.4.1 Aufgabenstellung und Konzept	6-135
6.7.4.2 Primärcontainment	6-137
6.7.4.3 Reaktorgebäude und Aufbereitungsgebäude	6-137
6.7.4.4 Notstandsgebäude	6-138
6.7.4.5 Maschinenhaus	6-139
6.7.4.6 Betriebsgebäude	6-140
6.7.4.7 Zusammenfassende Bewertung	6-140
6.7.5 Steuerluftsystem	6-140
6.7.6 Interne Kommunikationsmittel	6-142
6.7.7 Seismische Anlageninstrumentierung	6-143
6.7.8 Zusammenfassende Bewertung der Versorgungs- und Hilfssysteme	6-145

	<u>Seite</u>
6.8 Lagerung und Handhabung von Brennelementen	6-146
6.8.1 Brennelementlager	6-146
6.8.2 Sicherheit gegen Kritikalität	6-147
6.8.3 Kühlung des Brennelementbeckens	6-148
6.8.4 Einrichtungen zur Handhabung und Prüfung von Brennelementen	6-150
6.8.5 Strahlenschutztechnische Aspekte des Brennelementwechsels	6-151
6.8.6 Zusammenfassende Bewertung	6-152
6.9 Kommandoräume	6-153
6.9.1 Allgemeines, Konzept	6-153
6.9.2 Hauptkommandoraum	6-154
6.9.3 SUSAN-Kommandoraum	6-157
6.9.4 Lokale Steuerstellen	6-158
6.9.5 Zusammenfassende Bewertung	6-158
6.10 Qualifikation bzw. Requalifikation der klassierten Ausrüstungen	6-159
6.10.1 Mechanische Ausrüstungen	6-159
6.10.2 Elektrische Ausrüstungen	6-160
6.11 Ausgewählte Betriebssysteme	6-162
6.11.1 Einleitung	6-162
6.11.2 Anlagen-Leistungsregelung	6-162
6.11.3 Frischdampfsysteme	6-163
6.11.3.1 Frischdampf-Druckregelung	6-163
6.11.3.2 Turbinen- und Bypasssystem	6-164
6.11.4 Kondensat- und Speisewassersysteme	6-165
6.11.4.1 Ausführung	6-166
6.11.4.2 Speisewasserregelung und RDB-Ueberspeisungsschutz	6-167
6.11.4.3 Nachspeisefunktionen aus dem Kaltkondensatbehälter	6-169
6.11.5 Sperrdampfsystem	6-170
6.11.6 Wärmeauskopplung	6-171
6.11.7 Zusammenfassende Bewertung	6-171
6.12 Brandschutz	6-173
6.12.1 Vorbeugender Brandschutz	6-173
6.12.2 Aktive Brandschutzmassnahmen	6-175

	<u>Seite</u>
6.12.3 Feuerwehrorganisation	6-177
6.12.4 Zusammenfassende Bewertung	6-177
6.13 Blitzschutz	6-179
6.13.1 Aufgaben und Anforderungen	6-179
6.13.2 Blitzschutzmassnahmen	6-179
6.13.3 Zusammenfassende Bewertung	6-180
6.14 Systeme zur Behandlung, Reinigung, Rückhaltung und Probenahme von Wasser, Abgas und Abluft	6-182
6.14.1 Wasserchemie	6-182
6.14.2 Reinigungssysteme der Wasserkreisläufe	6-184
6.14.2.1 Reaktorwasserreinigung (RWCU)	6-184
6.14.2.2 Kondensatreinigung (KRA)	6-185
6.14.2.3 Brennelementbecken-Reinigung (FPCU)	6-185
6.14.3 Abwasserbehandlung	6-186
6.14.3.1 Abwasserstrasse	6-186
6.14.3.2 Gebäudeentwässerungsstrasse	6-187
6.14.3.3 Waschwasserstrasse	6-187
6.14.4 Abgassystem	6-187
6.14.5 Abluftfilteranlagen	6-189
6.14.5.1 Abluftfilteranlagen für den Normalbetrieb	6-189
6.14.5.2 Notabluftfilter	6-190
6.14.6 Probenahmesysteme	6-191
6.14.6.1 Betriebsprobenahmesystem	6-191
6.14.6.2 Nachunfall-Probenahmesystem	6-193
6.14.7 Dekontamination	6-193
6.14.7.1 Dekontaminationseinrichtungen	6-193
6.14.7.2 Andere Dekontaminationsmethoden	6-194
6.14.8 Aktivwäscherei	6-194
6.14.9 Zusammenfassende Bewertung	6-195
6.15 Strahlenschutzmesstechnik	6-196
6.15.1 Abgabe- und Kreislaufüberwachung	6-196
6.15.2 Raumüberwachung und Messgeräte für den operationellen Strahlenschutz	6-198

	<u>Seite</u>
6.15.3 Personendosimetrie	6-200
6.15.4 Umgebungsüberwachung	6-201
6.15.5 Zusammenfassende Bewertung	6-203
6.16 Organisatorische Strahlenschutzmassnahmen	6-204
6.17 Hebezeuge	6-205
7. BETRIEB UND ALTERUNG	7-1
7.1 Normalbetrieb und Betriebsstörungen	7-1
7.1.1 Normalbetrieb	7-1
7.1.2 Einmalige und wiederholte Prüfungen	7-1
7.1.3 Leistungsbetrieb und seine Ueberwachung	7-2
7.1.4 Belastungen bei Normalbetrieb und Betriebsstörungen	7-3
7.1.5 Radiologische Auswirkungen des Normalbetriebes auf das Betriebspersonal	7-4
7.1.6 Radiologische Auswirkungen des Normalbetriebes auf die Umgebung	7-5
7.2 Alterung von Bauten und Ausrüstungen	7-8
7.2.1 Bauten	7-9
7.2.2 Mechanische Ausrüstungen	7-9
7.2.3 Elektrische Ausrüstungen	7-11
7.3 Alterung des Anlagekonzeptes	7-12
7.3.1 Allgemeine Bemerkungen	7-12
7.3.2 Anwendung auf KKM	7-13
7.4 Zusammenfassende Bewertung	7-14
8. AUSLEGUNGSSTÖRFÄLLE	8-1
8.1 Grundlagen der Störfallanalysen	8-1
8.1.1 Zielsetzung und Vorgehen	8-1
8.1.2 Rechenmodelle für das Anlageverhalten bei Störfällen	8-2
8.1.2.1 Transientenmodelle	8-3
8.1.2.2 Rechenmodelle für Kühlmittelverluststörfälle	8-3
8.1.2.3 Rechenmodelle für die Containmentbelastung	8-4

	<u>Seite</u>
8.1.3 Rechenmodelle zur Bestimmung der radiologischen Auswirkungen	8-5
8.1.3.1 Transport radioaktiver Stoffe in der Anlage und Freisetzung in die Umgebung	8-6
8.1.3.2 Atmosphärische Ausbreitung und Dosisberechnung	8-8
8.2 Verhalten der Anlage bei Auslegungsstörfällen	8-12
8.2.1 Transienten	8-12
8.2.1.1 Einleitung	8-12
8.2.1.2 Randbedingungen	8-13
8.2.1.3 Druckstörungen	8-15
8.2.1.4 Reaktorniveaustörungen	8-16
8.2.1.5 Leistungsstörungen	8-17
8.2.1.6 Ueberdrucksicherung des Reaktorkühlkreislaufts	8-19
8.2.1.7 Fehlverhalten von Sicherheits-/Abblaseventilen	8-19
8.2.1.8 Transienten ohne Reaktorschnellabschaltung (ATWS)	8-20
8.2.1.9 Zusammenfassende Bewertung	8-21
8.2.2 Kühlmittelverluststörfälle	8-22
8.2.2.1 Einleitung	8-22
8.2.2.2 Erkennung und Gegenmassnahmen	8-23
8.2.2.3 Bemerkungen zum Störfallablauf	8-25
8.2.2.4 Verhalten der Brennstabhüllrohre	8-26
8.2.2.5 Verhalten des Primärcontainments	8-27
8.2.2.6 Ergebnisse der durchgeführten Analysen	8-28
8.2.2.7 Zusammenfassende Bewertung	8-30
8.2.3 Störungen der Leistungsverteilung und der Reaktivität	8-30
8.2.4 Störfälle beim Transport und bei der Handhabung von Brennelementen	8-33
8.2.5 Leitungsbrüche im Reaktorgebäude	8-35
8.2.6 Leitungsbrüche im Maschinenhaus und Aufbereitungsgebäude	8-41
8.2.7 Störfälle durch äussere Einwirkungen	8-44
8.2.7.1 Ueberflutung	8-45
8.2.7.2 Erdbeben	8-45
8.2.7.3 Flugzeugabsturz	8-46
8.2.7.4 Blitzschlag	8-47

	<u>Seite</u>
8.2.8 Zusammenfassende Bewertung	8-47
8.3 Radiologische Auswirkungen von Auslegungsstörfällen	8-49
8.3.1 Transienten	8-50
8.3.2 Kühlmittelverluststörfälle	8-50
8.3.3 Reaktivitätsstörfälle	8-52
8.3.4 Absturz eines Brennelementes	8-54
8.3.5 Leitungsbrüche im Reaktorgebäude	8-56
8.3.6 Leitungsbrüche im Maschinenhaus und Aufbereitungsgebäude	8-57
8.3.7 Störfälle durch äussere Einwirkungen	8-61
8.3.8 Radiologische Folgen in der Anlage	8-62
8.3.9 Zusammenfassende Bewertung	8-64
9. AUSLEGUNGSÜBERSCHREITENDE STÖRFÄLLE	9-1
9.1 Einleitung	9-1
9.2 Zur Methodik probabilistischer Sicherheitsanalysen	9-2
9.2.1 Ereignisablauf- und Systemanalyse (Stufe 1)	9-2
9.2.2 Kernschmelzablaufanalyse (Stufe 2)	9-4
9.2.2.1 Zur Methodik der Kernschmelzablaufanalyse	9-4
9.2.2.2 Spaltproduktfreisetzung und -transport bei einem Kernschmelzunfall	9-5
9.2.3 Unfallfolgenanalyse (Stufe 3)	9-7
9.3 Ergebnisse der PSA-Studie für das KKW Mühleberg	9-9
9.3.1 Einleitung	9-9
9.3.2 Ergebnisse der Stufe 1-Analyse	9-11
9.3.2.1 Interne Ereignisse	9-11
9.3.2.2 Externe Ereignisse	9-22
9.3.2.3 Zusammenfassung und Erkenntnisse aus der Stufe 1 PSA-Analyse	9-32
9.3.3 Ergebnisse der Stufe 2-Analyse	9-39
9.3.3.1 Einleitung	9-39
9.3.3.2 Anlageschadenszustände	9-40
9.3.3.3 Lasten und Versagensmöglichkeiten des Containments	9-44
9.3.3.4 Containment-Ereignisbaumanalyse	9-47

	<u>Seite</u>
9.3.3.5 Quelltermanalysen	9-56
9.3.3.6 Relevanz des KKM-Quelterms für die Notfallschutzplanung	9-62
9.4 Getroffene und geplante Massnahmen gegen auslegungs- überschreitende Störfälle	9-69
9.4.1 Technische Massnahmen	9-69
9.4.2 Schutz des Betriebspersonals	9-72
9.4.3 Vorgehensregeln bei schweren Unfällen	9-73
9.4.4 Störfallinstrumentierung	9-74
9.5 Zusammenfassende Bewertung	9-74
10. ORGANISATION UND PERSONAL	10-1
10.1 Vorschriften und Richtlinien	10-1
10.2 Organisation und Aufgabenbereiche	10-2
10.2.1 Kraftwerksleiter	10-2
10.2.2 Bereiche	10-2
10.2.3 Interner Sicherheitsausschuss	10-6
10.2.4 Notfallorganisation	10-6
10.2.5 Bewertung der Organisation und Aufgabenbereiche	10-9
10.3 Personal	10-9
10.3.1 Anforderungen, Auswahl und Bestand	10-10
10.3.2 Aus- und Weiterbildung	10-12
10.4 Betriebsvorschriften und Dokumentation	10-15
10.4.1 Administrative und technische Vorschriften	10-15
10.4.2 Dokumente über das Betriebsverhalten	10-16
10.4.3 Dokumentation über die Anlage	10-17
10.4.4 Archivierung	10-18
10.5 Zusammenfassende Bewertung	10-19
11. NOTFALLSCHUTZ FÜR DIE UMGEBUNG	11-1
11.1 Allgemeines	11-1
11.2 Notfallschutzplanung im KKM	11-2
11.2.1 Notfallschutzinfrastruktur	11-3

	<u>Seite</u>
11.3 Notfallschutzplanung für die Umgebung	11-4
11.3.1 Vorbereitung in der Zone 1	11-4
11.3.2 Vorbereitung in der Zone 2	11-5
11.3.3 Messorganisation für die Umgebung	11-6
11.3.4 Medizinische Notfallschutzplanung	11-7
11.4 Notfallübungen	11-8
11.5 Zusammenfassende Bewertung	11-9
 12. ENTSORGUNG	12-1
12.1 Betriebsabfälle	12-1
12.1.1 Rohabfälle	12-1
12.1.2 Konditionierung	12-3
12.2 Wiederaufarbeitungsabfälle	12-4
12.3 Zwischenlagerung	12-6
12.4 Endlagerung	12-7
12.5 Stilllegung	12-7
 13. ERFÜLLUNG DER AUFLAGEN DER BISHERIGEN BEWILLIGUNGEN	13-1
13.1 Baubewilligung, Inbetriebnahme und Bewilligung zur Aufnahme des Leistungsbetriebs	13-1
13.2 Verlängerungen der befristeten Betriebsbewilligung	13-2
13.3 Bewilligung für die Erweiterung des Zwischenlagers	13-3
13.4 Bewilligung für den Bau des Notstandsystems SUSAN	13-4
 14. LEISTUNGSERHÖHUNG	14-1
14.1 Einfluss auf den Reaktorkern und die Anlagensysteme	14-1
14.2 Einfluss auf die Auslegungsstörfälle	14-3
14.3 Einfluss auf den Strahlenschutz	14-4
14.4 Einfluss auf das Risiko	14-5
14.4.1 Einfluss auf die Kernschadenshäufigkeit	14-5
14.4.2 Einfluss auf den Quellterm	14-7
14.4.3 Einfluss auf das Risiko	14-9

	<u>Seite</u>
14.5 Einfluss auf die Alterung	14-9
14.6 Einfluss auf die radioaktiven Abfälle	14-11
14.7 Erfüllung der Kriterien einer Leistungserhöhung	14-11
14.7.1 Quantitative Kriterien	14-12
14.7.2 Qualitative Kriterien	14-15
14.8 Vorgehen und Versuche im Rahmen der Leistungserhöhung	14-17
14.9 Zusammenfassende Bewertung	14-18
 15. GESAMTBEURTEILUNG	15-1
15.1 Zusammenfassung	15-1
15.2 Schlussfolgerungen	15-10
15.3 Auflagen	15-11
 ANHANG A ABKÜRZUNGEN	A-1
ANHANG B MASSEINHEITEN	A-12

VERZEICHNIS DER ABBILDUNGEN

Abb. 2-1	Standort	2-2
Abb. 2-2	Zone 1 und 2 mit Gefahrensektoren	2-8
Abb. 3-1	Vereinfachtes Kreislaufschema	3-3
Abb. 3-2	Funktionsweise eines Siedewasserreaktors mit äusseren Umwälzleitungen	3-5
Abb. 3-3	Primär- und Sekundärcontainment	3-7
Abb. 3-4	Gesamtanlageplan	3-10
Abb. 3-5	Perspektivische Darstellung	3-11
Abb. 3-6	Schnitt durch Reaktorgebäude und Maschinenhaus	3-12
Abb. 6-1	Kerngeometrie	6-22
Abb. 6-2	Brennelement	6-24
Abb. 6-3	Steuerstab	6-26
Abb. 6-4	Steuerstabantriebssystem	6-66
Abb. 6-5	RPS-Reaktorschutzsystem	6-70
Abb. 6-5a	Reaktorschutz in EDM-Technik	6-73
Abb. 6-6	SCRAM-Logik des ARSI	6-74
Abb. 6-7	Systeme zur Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr	6-78
Abb. 6-8	Reaktordruckbehälter, Einbauten und Reaktormiveaus	6-80
Abb. 6-9	Nukleare Kühlwasserversorgung	6-113
Abb. 6-10	Eigenbedarfsversorgung	6-120
Abb. 9-1	Kernschadenshäufigkeit für interne Ereignisse	9-19
Abb. 9-2	Kernschadenshäufigkeit für externe Ereignisse	9-31
Abb. 9-3	Ergebnis der Stufe 1-PSA-Analyse für KKM	9-34
Abb. 9-4	Mittelwerte der komplementären kumulativen Häufigkeit für I-Freisetzung	9-63
Abb. 9-5	Mittelwerte der komplementären kumulativen Häufigkeit für Cs-Freisetzung	9-63
Abb. 9-6	I-Freisetzung pro Freisetzungskategorie	9-64
Abb. 9-7	Cs-Freisetzung pro Freisetzungskategorie	9-64
Abb. 9-8	Streubereich der komplementären kumulativen Häufigkeit für I-Freisetzung	9-65
Abb. 9-9	Streubereich der komplementären kumulativen Häufigkeit für Cs-Freisetzung	9-65
Abb. 10-1	Organigramm	10-3
Abb. 10-2	Entwicklung des Personalbestandes seit 1972	10-10

Abb. 12-1	Wichtigste radioaktive Betriebsabfälle und Konditionierungsmethoden	12-2
-----------	---------------------------------------------------------------------	------

VERZEICHNIS DER TABELLEN

Tab. 3-1	Hauptdaten des KKM gemäss Gesuch (in Klammer: bisherige Werte)	3-2
Tab. 3-2	Daten von SWR-Primärcontainments	3-8
Tab. 6-1	Einstufung der Gebäude in Erdbebenklassen	6-2
Tab. 6-2	Strangzuteilung der wichtigsten Sicherheits- und Versorgungssysteme	6-64
Tab. 6-3	Reaktormiveaus und Auslösung von Sicherheitssystemen	6-81
Tab. 6-4	Wichtigste Isolationssignale	6-91
Tab. 7-1	Zusammenstellung der Abgabelimite und der bei Ausschöpfung der Limite resultierenden Personendosen am kritischen Ort	7-7
Tab. 8-1	Atmosphärische Ausbreitungsfaktoren	8-10
Tab. 8-2	Maximale Hüllrohrtemperaturen bei Kühlmittelverluststörfällen	8-30
Tab. 8-3	Radiologische Auswirkungen von Auslegungstörfällen in der Umgebung	8-66
Tab. 9-1	Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse für anlageinterne Störungen	9-14
Tab. 9-2	Ausfallwahrscheinlichkeit resp. -häufigkeit für Komponenten	9-15
Tab. 9-3	Mittlere Kernschadenshäufigkeit infolge interner Ereignisse	9-17
Tab. 9-4	Bedeutung von Ausrüstungen und Operateurhandlungen für interne Ereignisse	9-21
Tab. 9-5	Mittlere Kernschadenshäufigkeit durch externe Ereignisse	9-29
Tab. 9-6	Bedeutung von Ausrüstungen und Operateurhandlungen für externe Ereignisse	9-30
Tab. 9-7	Ergebnis der Stufe 1-PSA-Analyse für KKM	9-33
Tab. 9-8	Vergleich der Ergebnisse von Stufe 1-PSA-Analysen für verschiedene Kernkraftwerke	9-36
Tab. 9-9	Bedeutung von Ausrüstungen und Operateurhandlungen für interne und externe Ereignisse	9-38
Tab. 9-10	In der Stufe 2-Analyse berücksichtigte Anlagenschadenszustände	9-42
Tab. 9-11	Druckanstieg im Primärcontainment bei einem RDB-Versagen unter hohem Druck	9-48
Tab. 9-12	Vergleich wichtiger Anlagedaten von KKM und Peach Bottom 2	9-49
Tab. 9-13	Ergebnis der Containment-Ereignisbaumanalyse: Anteile der verschiedenen Containment-Versagensmöglichkeiten	9-53

	<u>Seite</u>
Tab. 9-14 Prozentualer Anteil der Freisetzungskategorien für den Kernschadenszustand M2ABM	9-55
Tab. 9-15 Für die Quelltermanalyse berücksichtigte Freisetzungskategorien	9-57
Tab. 9-16 Ergebnisse der Quelltermanalysen	9-60
Tab. 9-17 Referenzquellterm für die Notfallschutzplanung	9-67
Tab. 14-1 Einfluss der Leistungserhöhung auf die Betriebstransienten	14-14
Tab. 14-2 Einhaltung der Sicherheitsgrenzen beim grössten Kühlmittelverluststörfall	14-14
Tab. 14-3 Leistungsdichten in Siedewasserreaktoren mit hohen Leistungsdichten	14-16

1. EINLEITUNG

1.1 GESUCH UND BISHERIGE BEWILLIGUNGEN

Die Bernischen Kraftwerke AG (BKW) richteten am 9.11.1990 an den Bundesrat das Gesuch um die Erteilung der unbefristeten Betriebsbewilligung für das Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) mit einer thermischen Reaktorleistung von 1097 MW. Das Gesuch stützt sich auf Art. 4 Abs. 1 Bst. a des Bundesgesetzes vom 23.12.1959 über die friedliche Verwendung der Atomenergie und den Strahlenschutz (Atomgesetz, SR 732.0). Bestandteil des Gesuchs sind die folgenden technischen Berichte:

- Sicherheitsbericht 1989, 4 Bände (Ausgabe 31. August 1990)
- Sicherheitsbericht 1989, Kurzfassung (Ausgabe 31. August 1990)
- Probabilistische Sicherheitsanalyse, Hauptbericht (Oktober 1990)

Das Gesuch beinhaltet eine Erhöhung der thermischen Reaktorleistung von 997 MW auf 1097 MW. Die eingereichten technischen Berichte beziehen sich auf die erhöhte Reaktorleistung. Das gleiche gilt für das vorliegende Gutachten; in Kap. 14 wird allerdings auf die Bedeutung der Leistungserhöhung speziell eingegangen.

Die Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) hat als Aufsichtsbehörde des Bundes in bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz von Kernanlagen die Aufgabe, das aufgrund von Art. 7 des Atomgesetzes von der Bewilligungsbehörde einzuholende Gutachten zu erstellen. Gemäss Art. 2 Abs. 1 und 4 der Verordnung über die Eidg. Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen (KSA) vom 14.3.1983 (SR 732.21) gibt diese eine Stellungnahme zum Bewilligungsgesuch und zum Gutachten der HSK ab.

Das EVED erteilte der BKW am 21.7.1965 die Standortbewilligung, und am 21.3.1967 und 7.3.1968 je eine Teilbaubewilligung. Die Inbetriebnahme und die Aufnahme des Leistungsbetriebs des KKM erfolgte aufgrund von zwei Bewilligungen des EVED vom 24.2.1971 und vom 13.5.1971, welche sich auf das KSA-Gutachten 11/16 vom Februar 1971 abstützten. Bis Ende 1980 hat 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 23.12.1980 zur Verlängerung der Betriebsbewilligung bis 31.12.1985, 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 5.7.1984. Aufgrund des HSK-Gutachtens 11/130,

Rev. 1 vom September 1985 verlängerte der Bundesrat die Betriebsbewilligung am 13.11.1985 bis Ende 1992. Das Notstandssystem ist seit Herbst 1989 betriebsbereit.

1.2 AUFSICHTSTÄTIGKEIT DER HSK UND BEGUTACHTUNG DES GESUCHS

1.2.1 Aufsichtstätigkeit der HSK, Pendenzen

Gemäss Art. 1 der Aufsichtsverordnung vom 14.3.1983 (SR 732.22) ist die Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen Aufsichtsbehörde in bezug auf die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz von Kernanlagen. In dieser Eigenschaft ist sie gemäss Art. 8 des Atomgesetzes vom 12.12.1959 befugt, in Ausübung ihrer Aufsicht jederzeit alle Anordnungen zu treffen, die zum Schutz von Menschen, fremden Sachen und wichtigen Rechtsgütern oder zur Wahrung der äusseren Sicherheit der Schweiz und der von ihr übernommenen völkerrechtlichen Verpflichtungen notwendig werden, sowie die Befolgung der Vorschriften und Anordnungen zu überwachen.

Besondere Bedeutung im Rahmen der Aufsicht hat die Überwachung der in Betrieb stehenden Kernanlagen. Diese erfolgt durch Inspektion, eigene Messungen, Auswerten von Betriebsdokumenten einschliesslich Meldungen an die HSK, Vergleich mit Erfahrungen aus ähnlichen Anlagen und mit dem sich entwickelnden Stand von Wissenschaft und Technik, Erstellen und Bewerten von Studien zu Sonderproblemen, Formulieren daraus resultierender Anforderungen, Begutachtung von Änderungen der Anlage oder der Betriebsweise und Erteilen von Freigaben. Für Störfälle unterhält die HSK einen Pikettdienst und eine interne Notfallorganisation. Die Ergebnisse der Aufsicht werden von der HSK jährlich im "Bericht über die schweizerischen Kernanlagen" publiziert.

In allen schweizerischen Kernkraftwerken sind aufgrund der Betriebserfahrung und der fortschreitenden sicherheitstechnischen Entwicklung häufig Änderungen der Anlage oder der Betriebsweise in Planung oder in Ausführung begriffen. Solche Änderungen können in der Mehrzahl der Fälle im Rahmen der bestehenden Bewilligung ausgeführt werden. Sie beruhen teils auf Initiativen des Betreibers, teils auf Anforderungen der HSK. Falls sie sicherheitstechnische Bedeutung haben, sind sie durch die HSK zu beurteilen und vor ihrer Realisierung freizugeben. Sie werden bis zu ihrer abschliessenden Erledigung als Pendenzen behandelt. In diesem Gutachten werden solche Pendenzen erwähnt. Ihre Erledigung wird im Rahmen der Aufsichtstätigkeit der HSK vorgenommen. Andererseits empfiehlt die HSK, Forderungen mit grundsätzlichem Charakter als Auflagen in die Betriebsbewilligung aufzunehmen. Diese sind in Kap. 15.3 zusammengestellt.

1.2.2 Begutachtung des Gesuchs

Im vorliegenden Gutachten wird beurteilt, ob im KKM die für einen sicheren Betrieb notwendigen Massnahmen getroffen sind. Dazu hat sich die HSK vor allem auf den Sicherheitsbericht 1989 und die

probabilistische Sicherheitsanalyse abgestützt. Zusätzliche Grundlagen dieses Gutachtens sind Befunde von HSK-Inspektionen und Detailunterlagen zur Bestätigung und Erweiterung von Aussagen des Sicherheitsberichts.

Die Sicherungsmassnahmen gegen Einwirkungen Dritter sind nicht Gegenstand dieses Gutachtens; sie werden von der Sektion Nukleartechnologie und Sicherung des BEW gesondert beurteilt.

Das Gutachten ist entsprechend den wichtigen Sicherheitsaspekten wie folgt gegliedert:

a) Standorteigenschaften (Kap. 2)

- Baugrund, Seismik, Hydrologie und Meteorologie
- Bevölkerungsverteilung, umliegende Industrieanlagen und Verkehrswege

b) Charakterisierung der Anlage (Kap. 3)

- Kurzbeschreibung der Anlage und Gebäudedisposition
- Übersicht über erfolgte und vorgesehene Anlageänderungen
- Entwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik

c) Bisherige Betriebserfahrungen (Kap. 4)

- Inbetriebsetzung
- Besondere Ereignisse im KKM und anderen Kernanlagen
- Strahlenschutzaspekte
- Heutiger Zustand der Ausrüstungen

d) Auslegungsgrundlagen und Beurteilungskriterien (Kap. 5)

- Regelwerke auf den Gebieten der Technik und des Strahlenschutzes
- Spezifikation der äusseren Einwirkungen und der anlageinternen Störfälle (Gefährdungsspezifikationen), welche die Grundlage bilden für die Auslegung der Baustrukturen, Systeme und Ausrüstungen
- Anforderungen an die Auslegung des Reaktorkerns und des Containments
- Kriterien für eine Leistungserhöhung

e) Auslegung, Ausführung und Zustand der sicherheitsrelevanten Anlageteile (Kap. 6)

- Gebäudeeinteilung und Disposition der Ausrüstungen unter den Aspekten der Anlagesicherheit und des Strahlenschutzes
- Detailauslegung der für die Sicherheit und den Strahlenschutz relevanten Systeme, inklusive ihrer Versorgungssysteme und mess- und steuerungstechnischen Ausrüstungen
- Analyse des Zusammenwirkens der Systeme und der möglichen gegenseitigen Beeinflussungen
- Auslegung und Berechnung der Baustrukturen und Ausrüstungen entsprechend den anlage- und systemtechnischen Anforderungen
- Konstruktion und Ausführung unter Berücksichtigung der anerkannten Regeln der Technik und der Erfahrung
- Qualifikation und Requalifikation der Ausrüstungen für die spezifizierten Betriebs- und Störfallzustände
- Erfolgte Nachrüstungen

f) Alterung (Kap. 7)

- Alterung von Bauten und Ausrüstungen
- Veraltung des Anlagekonzeptes, Vergleich mit modernen Anlagen

g) Verhalten der nuklearen Anlage im Normalbetrieb und bei Störfällen (Kap. 7 und 8)

- Analyse des Verhaltens der nuklearen Anlage und der Wirksamkeit der Sicherheitssysteme im Normalbetrieb und bei Störfällen
- Vollständigkeit dieser Analysen unter Berücksichtigung schweizerischer und ausländischer Regelwerke und von Betriebserfahrungen im In- und Ausland

h) Strahlenschutz im Normalbetrieb (Kap. 6 und 7)

- Schutz des Personals und der Umgebung vor ionisierender Strahlung während des Normalbetriebs

i) Radiologische Auswirkungen von Auslegungsstörfällen (Kap. 8)

- Analyse der radiologischen Auswirkungen von Auslegungsstörfällen auf die Umgebung und innerhalb der Anlage

j) Auslegungsüberschreitende Störfälle (Kap. 9)

- Ergebnisse der probabilistischen Sicherheitsanalyse und ihre Bedeutung für die Notfallschutzplanung
- Getroffene und geplante Zusatzmassnahmen

k) Organisation und Personal (Kap. 10)

- Regelung der Zuständigkeiten und Verantwortlichkeiten während des Betriebs
- Ausbildung und Qualifikation des Personals für den Reaktorbetrieb, den Strahlenschutz und die Bereiche der Technik
- Bereitstellung der entsprechenden Reglemente, Betriebsvorschriften und technischen Dokumentation

l) Notfallschutz für die Umgebung (Kap. 11)

- Notfallorganisation innerhalb und ausserhalb des Kraftwerks zur Linderung der Folgen schwerer Unfälle

m) Entsorgung (Kap. 12)

- Verfestigung schwach- und mittelaktiver Abfälle
- Zwischen- und Endlagerung radioaktiver Abfälle
- Stilllegung der Kraftwerkanlage nach Betriebsende

n) Erfüllung der Auflagen früherer Bewilligungen (Kap. 13)

- Baubewilligungen, Inbetriebnahmebewilligungen und Verlängerungen der Betriebsbewilligung
- Bewilligungen für das Zwischenlager für radioaktive Abfälle und das Notstandssystem SUSAN

o) Leistungserhöhung (Kap. 14)

- Einfluss auf die Anlage, die Auslegungsstörfälle, den Strahlenschutz, das Risiko für die Bevölkerung bei schweren Unfällen, die Alterung und die radioaktiven Abfälle
- Erfüllung von Kriterien
- Vorgehen bei einer Leistungserhöhung

p) **Gesamtbeurteilung (Kap. 15)**

- Zusammenfassung und Schlussfolgerungen
- Empfohlene Auflagen

1.3 ALLGEMEINE SCHUTZZIELE UND SICHERHEITSPRINZIPIEN

1.3.1 Ziele des Strahlenschutzes

Die Ziele des Strahlenschutzes sind in Dokumenten internationaler Organisationen¹, in schweizerischen Rechtsgrundlagen² und in Richtlinien der KSA und HSK³ festgelegt.

Grundsätzlich gilt, dass die in der SSVO angegebenen Dosiswerte für beruflich strahlenexponierte Personen und für Einzelpersonen der Bevölkerung eingehalten werden müssen. Dies gewährleistet, dass sogenannte deterministische Wirkungen von Strahlung vermieden werden (bei deterministischen Strahleneinwirkungen tritt die Wirkung erst oberhalb einer Dosischwelle auf, und der Schweregrad der Wirkung nimmt mit der Dosis zu). Ist eine Strahlenexposition von Personen gerechtfertigt, so müssen die Dosen unter den Dosisgrenzwerten bleiben. Dabei müssen zur Begrenzung der Strahlenexposition jeder einzelnen und der Gesamtheit der betroffenen Personen alle Massnahmen ergriffen werden, die nach der Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik geboten und den gegebenen Verhältnissen angemessen sind.

Diese Grundsätze des Strahlenschutzes, also Rechtfertigung einer Strahlenexposition, Limitierung der Strahlenexposition durch Grenzwerte und Optimierung der Exposition durch Anwendung des Standes von Wissenschaft und Technik, sind allgemein anerkannt und werden auch in Zukunft unbestritten bleiben. Die Dosisgrenzwerte und die Kriterien für die Beurteilung eines optimalen Strahlenschutzes sind hingegen Variablen, die sich dem fortschreitenden Kenntnisstand, insbesondere über biologische Strahlenwirkungen, anpassen.

- 1 ICRP Publication 60: Recommendation of the International Commission on Radiological Protection (ICRP), Pergamon Press (1991)
- 2 IAEA Safety Series No. 9: Basic Safety Principles for Radiation Protection (1982)
Bundesgesetz vom 23.12.1959 über die friedliche Verwendung der Atomenergie und den Strahlenschutz (Atomgesetz, SR 732.0)
Verordnung vom 30.6.1976 über den Strahlenschutz (SSVO, SR 814.50)
Botschaft zu einem Strahlenschutzgesetz (StSG) vom 17.2.1988 und Strahlenschutzgesetz vom 22.3.1991 (noch nicht in Kraft)
- 3 KSA/HSK-Richtlinie R-11: Ziele für den Schutz von Personen vor ionisierender Strahlung im Bereich von Kernkraftwerken (Mai 1980)

Eine solche Anpassung ist gerade vollzogen worden. Neuere Studien über die Folgen der Bestrahlung der Bevölkerung in Hiroshima und Nagasaki haben dazu geführt, das Risiko für niedrige Strahlendosen höher zu bewerten als bisher. Die "International Commission on Radiological Protection" (ICRP) hat ihre frühere Empfehlung Nr. 26 aus dem Jahre 1977 überarbeitet und ihre neue Empfehlung (Publikation Nr. 60) kürzlich veröffentlicht. Die Dosisgrenzwerte der neuen Empfehlung sind deutlich tiefer als die heute geltenden Grenzwerte. Die neuen Erkenntnisse werden auch in die Strahlenschutz-Verordnung der Schweiz einfließen, die zur Zeit revidiert und in absehbarer Zeit in Kraft treten wird.

Die Strahlenschutzziele, die für die Beurteilung von KKM herangezogen werden, orientieren sich an den Absichten der neuen Empfehlungen der ICRP und der revidierten Strahlenschutzverordnung, d. h. an den tieferen Dosisgrenzwerten und der weiterhin geltenden Verpflichtung, die Individualdosen und die Kollektivdosen so tief wie mit vernünftigen Mitteln erreichbar zu halten.

1.3.2 Grundsätzliches zur Reaktorsicherheit

Die auf dem Gebiete der Reaktorsicherheit getroffenen Massnahmen haben die Voraussetzungen zu schaffen zur Erfüllung der im vorigen Abschnitt definierten Ziele des Strahlenschutzes. Grundsätze für die Reaktorsicherheit sind 1988 in einem Dokument der IAEA⁴ zusammengestellt worden.

In diesem Gutachten werden für die Anlagezustände Begriffe der KSA/HSK-Richtlinie R-100⁵ verwendet. Es wird zwischen Normalbetrieb (Leistungsbetrieb, An- und Abfahren, Stillstand) und Störfällen unterschieden. Der Begriff Störfall ist der Oberbegriff für jeden vom Normalbetrieb abweichenden Anlagezustand. Die Auslegung eines Kernkraftwerkes erfolgt aufgrund der Anforderungen des Normalbetriebes und der sogenannten Auslegungsstörfälle. Ein Auslegungsstörfall ist ein angenommener Ereignisablauf, der durch das auslösende Ereignis charakterisiert ist. Dabei werden alle auslösenden Ereignisse angenommen, deren Eintreten während der Lebensdauer der Anlage erwartet werden muss. Ausserdem werden auch noch jene auslösenden Ereignisse unterstellt, deren Eintreten zwar nicht erwartet wird, die jedoch nach menschlichem Ermessen nicht ausgeschlossen werden können. Ueber das auslösende Ereignis hinaus werden beim Auslegungsstörfall noch Annahmen über zusätzliche Fehler getroffen. Als auslegungsüberschreitender Störfall wird ein Ereignisablauf bezeichnet, welcher in bezug auf das auslösende Ereignis oder die Art und Anzahl zusätzlicher Fehler den Rahmen der Auslegung durchbricht. Dazu gehören insbesondere die sogenannten schweren Unfälle, welche mit massiver Kernbeschädigung oder Kernschmelzen verbunden sind.

Eine Gefährdung der Umgebung infolge von Störfällen besteht dann, wenn grössere Mengen radioaktiver Stoffe aus der Anlage freigesetzt werden. Im Normalbetrieb sind diese Stoffe zum weitaus grössten Teil in Form von Spaltprodukten in den Brennstäben des Reaktorkerns eingeschlossen, wo sie

- 4 IAEA Safety Series No. 75/INSAG-3: Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants (1988)
- 5 KSA/HSK-Richtlinie R-100: Anlagezustände eines Kernkraftwerkes (Juni 1987)

bei der Kernspaltung gebildet werden. Auch die zwischengelagerten, verbrauchten Brennelemente enthalten Aktivität, allerdings in geringerem Umfang als die Brennelemente im Reaktorkern. Im Vergleich dazu ist das Aktivitätsinventar der Kreisläufe in Form von Spalt- und Aktivierungsprodukten gering.

Bei vorschriftsgemässer Fahrweise und sorgfältiger Instandhaltung tritt im Normalbetrieb eines Kernkraftwerkes erfahrungsgemäss keine bedeutende Freisetzung radioaktiver Stoffe aus den Brennelementen und Kreisläufen auf, sodass die Emissionen aus der Anlage und die Immissionen in ihrer Umgebung sehr gering sind.

Alle Störfälle, die zur Freisetzung von radioaktiven Stoffen in der Anlage, gegebenenfalls auch in ihre Umgebung führen, haben letztlich ihre Ursache im Verlust der Integrität von Barrieren, welche diese Stoffe einschliessen bzw. zurückhalten sollen. Bei den Barrieren zur Verhinderung einer Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Brennstoff im Reaktorkern handelt es sich um den Brennstoff selber, die Brennstab-Hüllrohre, die druckführende Umschliessung (Wandung) des Reaktorkühlsystems, den Sicherheitsbehälter (Stahlcontainment) und das Reaktorgebäude, welches das Sekundärcontainment bildet.

Diese Barrieren können, auch wenn sie sich vor dem Störfall in einwandfreiem Zustand befinden, ihre Rückhaltefunktion nur dann erfüllen, wenn sie durch die Auswirkungen des Störfalles, wie z. B. durch Ueberdruck oder hohe Temperaturen, nicht überbeansprucht werden. Zu diesem Zweck sind eine Reihe von Sicherheitssystemen vorhanden. Wichtigste Beispiele sind das Reaktorschnellabschaltssystem zur schnellen Herabsetzung der Wärmezeugung im Reaktorkern bei Störfällen, das Isolationsystem zum dichten Abschluss des Reaktorkühlsystems und des Primärcontainments, die Kernnotkühlsysteme zur Kühlung der Brennstäbe bei Kühlmittelverluststörfällen und die Systeme zur Abfuhr der Nachwärme aus dem abgeschalteten Reaktor, dem Primärcontainment und den gelagerten bestrahlten Brennelementen. Alle diese Sicherheitssysteme benötigen ihrerseits Hilfssysteme für Energie, Kühlung und Steuerung.

Zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Sicherheitssysteme im Anforderungsfall werden bei ihrer Auslegung und Anordnung die bekannten Prinzipien der mehrfachen Ausführung (Redundanz), der systemtechnischen Trennung und räumlichen Separation, in bestimmten Fällen auch der Diversität angewendet. Durch eine den Anforderungen entsprechende Automatisierung wird das Betriebspersonal von der Notwendigkeit schneller Entscheidungen entlastet.

Die Ursachen von Störfällen, die sogenannten "auslösenden Ereignisse", können sowohl anlageinterne Vorkommnisse als auch äussere Einwirkungen sein. Das denkbare Spektrum der ersteren ist sehr gross: Leckagen oder Brüche in Rohrsystemen, das Fehlfunktionieren von Komponenten infolge der Abnutzung beweglicher Teile, fehlerhafte Steuersignale oder Fehlbedienung, lokale Brände, interne Ueberflutung usw.. Beispiele äusserer Einwirkungen sind Erdbeben oder Flugzeugabsturz. Da

vor allem bei Erdbeben alle Ausrüstungen gleichzeitig betroffen sind, kommt diesem Lastfall bei Auslegung, Berechnung und Qualifikation eine zentrale Bedeutung zu.

Das hier in seinen Grundzügen beschriebene Konzept zur Vermeidung und Beherrschung von Störfällen entspricht dem international angewandten Stand der Technik. Bei der Realisierung dieses Konzeptes können in verschiedenen Ländern gewisse Unterschiede auftreten.

2. STANDORT

2.1 ALLGEMEINE CHARAKTERISIERUNG

Der Standort des Kernkraftwerks Mühleberg liegt am linken Aareufer, flussabwärts und westlich der Stadt Bern, im Gemeindegebiet von Mühleberg, Kanton Bern (Abb. 2-1). Die Landeskoordinaten des Reaktorgebäudes lauten 587020/201990. Die Terrainhöhe beträgt 466 m ü. M. und entspricht der Gebäudekote 0 m. Das Kraftwerksgelände besitzt eine mittlere Länge von 400 m sowie eine mittlere Breite von 170 m und umfasst eine Fläche von ca. 70'000 m². Es grenzt im Norden an die Aare und ist im Osten von offener Feldflur und im Süden und Westen von Wald umschlossen. Die Zufahrt zum Kraftwerk erfolgt aus östlicher Richtung.

In der Umgebung des KKM bildet die Aare ein allgemein 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 und in einer Entfernung von 1,6 km mündet die Saane in die Aare, und weitere 3 km flussabwärts steht der Staudamm des Stausees Niederried.

Der in westlicher Richtung gelegene Bauernhof "Ufem Horn" besitzt vom KKM einen Abstand von 500 m. In einer Entfernung von 800 m bis 900 m befinden sich im Nordosten die Einzelhäuser "Talmatt" und in Richtung Ost bis Südost die Wohnsiedlungen bei Niderruntigen, Fuchsenried und Buttenried. Folgende 7 Gemeinden umgeben das Kernkraftwerk: Radelfingen im Norden, Wohlen und Frauenkappelen im Osten, Mühleberg im Süden sowie Ferenbalm, Wileroltigen und Golaten im Westen. Die Entfernungen zu den Zentren der nächstgelegenen Städte betragen 14 km bis Bern, 19 km bis Biel und 20 km bis Freiburg.

2.2 BAUGRUND

Der Baugrund der Aareterasse mit den Anlagen des KKM setzt sich aus einer rund 10 m mächtigen Lockergesteinsschicht über Molassefels aus horizontal verzahnten Wechsellagerungen aus Ton-, Sand- und Siltsteinen zusammen (Süsswassermolasse). Die Baugrundverhältnisse wurden 1967 im Rahmen der Projektierung des KKM untersucht und 1981 für das SUSAN-Projekt ergänzt. Sowohl der Kies der Lockergesteinsschicht wie auch der Molassefels können als guter Baugrund bezeichnet werden.

2.4 HYDROLOGIE

2.4.1 Grundwasser

Die Grundwasserverhältnisse am Standort wurden durch Messung der Grundwasserspiegel in den Bohrungen der Baugrunduntersuchungskampagne 1981 neu erfasst. In allen Bohrungen konnte das Grundwasser in ca. 3 bis 5 m Tiefe unter dem heutigen Terrain beobachtet werden. Es kann angenommen werden, dass ein einheitlicher hydrostatischer Grundwasserspiegel vorliegt, der mit dem nur unwesentlich niedrigeren Aarewasserspiegel in Verbindung steht. Der Grundwasserstrom scheint nicht sehr ergiebig zu sein. Als Schutz gegen das Eindringen von Grundwasser sowie als Schutz des Grundwassers vor allfällig austretendem, radioaktiv verunreinigtem Wasser wurden das Reaktorgebäude (inkl. Verbindungsleitung vom äusseren Torus zum Kamin) und das SUSAN-Gebäude mit einer Grundwasserisolation versehen.

2.4.2 Abflussverhältnisse der Aare

In der Beobachtungsperiode 1935 bis 1983 wurden in der Schönaa in Bern, oberhalb des KKW, die maximale Abflussmenge zu 440 m³/s und die minimale zu 28,9 m³/s gemessen. Um die bei Normalbetrieb benötigte minimale Abflussmenge von 40 m³/s einzuhalten, sind die Staubereiche des Wasserkraftwerks Mühleberg in einer "speziellen Weisung" geregelt. Bei Bedarf sind die Kraftwerke Oberhasli angewiesen, entsprechend mehr Wasser auf die Turbinen zu geben, so dass in Thun die benötigte Abflussmenge eingehalten werden kann.

2.4.3 Gefährdung durch Ueberflutung

Bei der Auslegung der Anlage wurden zwei Ueberflutungsfälle berücksichtigt:

- Bruch in der Wohlensee-Mauer von 61 m Breite und 18 m Höhe, Flutwellenkote auf dem KKM-Gelände +2,3 m (468,3 m ü. M.).
- Bruch der Saane-Dämme. Die Ueberschwemmung des Geländes beginnt nach ca. 1,5 Stunden, die maximale Flutkote beträgt +8,0 m (474 m ü. M.).

Im Rahmen der Ueberprüfung des Sicherheitsstandes des KKM wurde der Schutz gegen Ueberflutung neu analysiert. Massive Beschädigungen von Staumauern sind nur durch Erdbeben denkbar. Allerdings sind weltweit noch nie Staumauern infolge von Erdbeben gebrochen. Die Untersuchungen haben ergeben, dass nach einem Sicherheitserdbeben (SSE) am Standort der Wohlensee-Mauer diese schlimmstenfalls durch eine Bresche von 62 x 3 m im Wehrbereich und nicht, wie ursprünglich angenommen, durch eine Bresche von 61 x 18 m beschädigt wird. Diese Bresche deckt auch andere Versagensarten, z. B. Bedienungsfehler an den Wehren, ab. Die neueren Flutwellenberechnungen für

Hochwasser zeigen, dass der Aarewasserspiegel am Standort Mühleberg infolge einer Bresche von 62 x 3 m im Wohlenseewehr die Kote 466.00 nicht überschreitet und somit das KKM-Gelände nicht überflutet.

Auch Dammbrüche im Saane-Bereich wurden neu analysiert. Die Untersuchungen ergaben, dass sowohl Einzelbrüche wie auch der gleichzeitige Bruch der Staumauer in Schiffenen und Rossens auf dem KKM-Gelände maximale Flutkoten von +5,7 m bzw. +6,0 m verursachen können. Höhere Koten sind nur möglich, wenn die Staumauer in Schiffenen als Folge des Bruchs der Staumauer von Rossens zerstört wird oder wenn weitere Dämme im Einzugsgebiet der Saane brechen. Die berechnete mittlere Häufigkeit des Bruchs einer einzelnen Beton-Staumauer infolge einer beliebigen Ursache beträgt $3 \cdot 10^{-5}$ /Jahr. Der Bruch mehrerer oder aller Dämme im Einzugsgebiet der Saane ist nur infolge eines schweren Erdbebens mit einer Grundbeschleunigung von mehr als ca. 0,5 g möglich. Die Eintretenswahrscheinlichkeit eines solchen Erdbebens ist kleiner als 10^{-9} /Jahr und liegt somit weit ausserhalb der für Auslegungsfälle in Betracht zu ziehenden Eintretenswahrscheinlichkeiten.

2.4.4 Gefährdung durch Niedrigwasser

Da die Aare die einzige Kühlwasserquelle darstellt, wurde während der SUSAN-Projektierung nochmals im Detail untersucht, ob auch bei extremen natürlichen Niederwasserabflüssen der Aare eine ausreichend grosse Wassermenge verfügbar ist. Es wurde gezeigt, dass auch bei ausserordentlichen Ereignissen beim Wehrbetrieb des oberliegenden Wasserkraftwerks Mühleberg und bei Störfällen (z. B. SSE) ein genügender Ausfluss aus dem Wasserkraftwerk aufrechterhalten bleibt.

In einer systematischen Ereignis- und Wirkungsanalyse der Stauanlage des Wasserkraftwerkes Mühleberg bestehend aus Absperrorganen, Turbinen, Stauhaltung und Energieversorgung wurden die Ereignisse Fehlmanipulation, Defekt, Netzausfall, Vereisung, Erdbeben und Einwirkung Dritter untersucht. Die resultierende mittlere Häufigkeit eines Abflussunterbruchs wurde zu ca. 10^{-5} /Jahr ermittelt. Das Ueberströmen des Wehres beginnt eine Stunde nach Abflussunterbruch. Die überströmende Wassermenge erreicht dann schnell ein Vielfaches der während des Unterbruchs vorhandenen Restwassermenge. Wegen der beckenartigen Form des Aarebetts beim SUSAN-Einlauf ist diese Restwassermenge während des Abflussunterbruchs immer grösser als die für SUSAN benötigte Kühlwassermenge (0,13 m³/s). Gemäss den Profilmessungen der Aaresohle, die 1969 und 1970 durchgeführt worden sind, ist die Wasserfassung auch bei einem Versagen des Stauwehres Niederried gewährleistet. Zur Beurteilung allfälliger Veränderungen bei der Aare-Stauhaltung für die SUSAN-Kühlwasserversorgung werden im Abstand von 10 Jahren Profilaufnahmen im Bereich der Wasserfassung durchgeführt.

Der BKW wurde empfohlen, dafür zu sorgen, dass die Stauhaltung in Niederried bei minimaler natürlicher Wasserführung der Aare möglichst immer aufrechterhalten bleibt. Auch nach Abschluss der Nachrüstung des KKM ist die spezielle Weisung für das Wasserkraftwerk Mühleberg (Kap. 2.4.2) von Bedeutung und muss in Kraft bleiben.

2.5 METEOROLOGIE

Das KKM gibt während des Normalbetriebes und davon abweichenden Anlagezuständen beschränkte Mengen von luftgetragenen radioaktiven Stoffen an die Umgebung ab. Um die Auswirkungen dieser Abgaben ermitteln zu können, sind neben den im Kap. 6.15.1 beschriebenen Geräten zur Abgabeüberwachung ebenfalls Messgeräte zur Erfassung der meteorologischen Bedingungen am Standort des Kernkraftwerkes vorhanden. Damit werden folgende Messgrößen erfasst:

Meteomast Niderruntigen (483 m ü.M., 800 m vom KKM entfernt):

- Windgeschwindigkeit (10 m und 110 m über Boden)
- Windrichtung (10 m und 110 m über Boden)
- Temperatur (10 m, 60 m und 110 m über Boden)

Richtstrahlurm Stockeren (700 m ü.M., 2 km vom KKM entfernt):

- Windgeschwindigkeit (70 m über Boden)
- Windrichtung (70 m über Boden)
- Temperatur (70 m über Boden)

Mit Hilfe dieser Informationen kann die Ausbreitung der radioaktiven Stoffe in der Umgebung des Werkes bestimmt werden (Kap. 7.1.6 und 8.1.3).

Eine umfangreiche Erfassung der meteorologischen Verhältnisse im Bereich des KKM ist vor Fertigstellung der Anlage durchgeführt worden, wobei Beobachtungszeiträume von 10 Jahren für die klimatologische Auswertung und von 1 Jahr für die Belange der Schadstoffausbreitung berücksichtigt wurden. Zwischen 1981 und 1986 wurden erneute Messungen durchgeführt. Aus den beschriebenen Untersuchungen wurde, grob skizziert, folgendes Bild gewonnen:

- Beim Richtstrahlurm Stockeren dominieren die Windrichtungen Bise (Nordost) und Westlage (Südwest). Dies entspricht weitestgehend den Verhältnissen im Mittelland und wird durch den Verlauf von Jura und Alpen verursacht. In der Nähe des Kraftwerks werden die Winde durch die dort ausgebildete Talform beeinflusst.

- Die Temperaturen liegen am KKM-Standort im Rahmen der regionalen Verhältnisse. Temperaturinversionen treten vermehrt im Sommer auf. Sie beeinträchtigen die Ausbreitung von luftgetragenen radioaktiven Abgaben. Die entgegengesetzte Auswirkung hat der 125 m hohe Abluftkamin, dessen oberes Ende über die Talschultern hinausragt.

2.6 BEVÖLKERUNGSVERTEILUNG

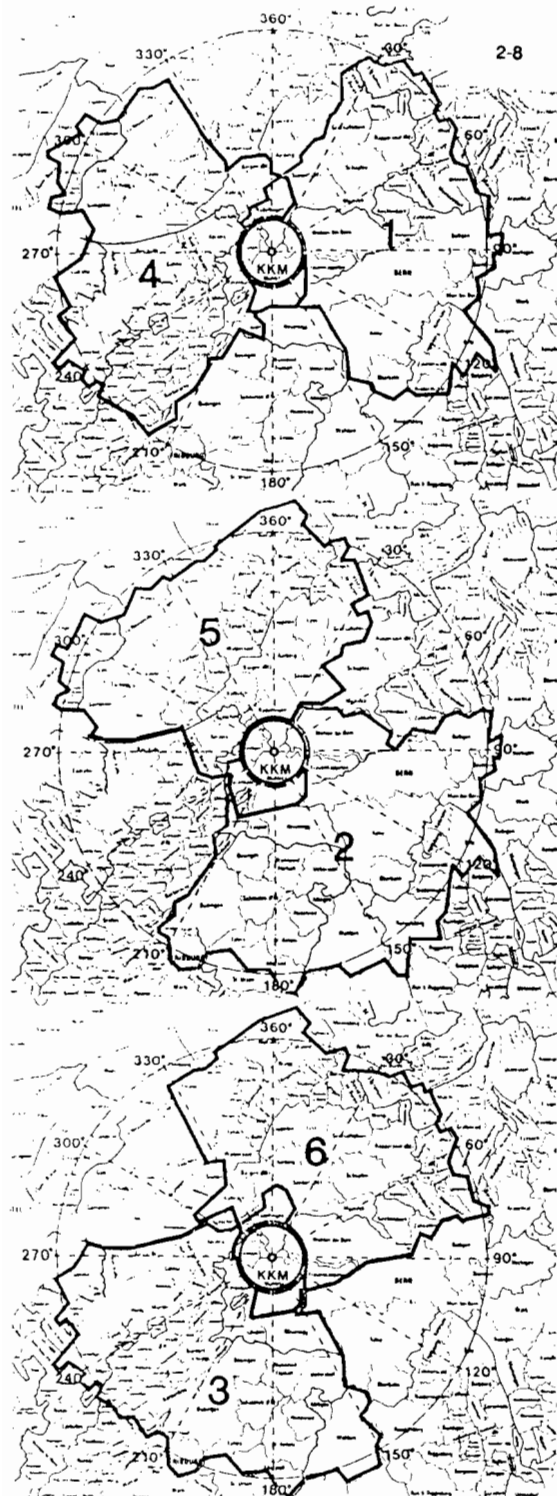
Gemäss Notfallschutzverordnung² sind in der Umgebung einer Kernanlage innerhalb eines Radius von ca. 20 km zwei Notfallschutzzonen festzulegen. Dabei umfasst die Zone 1 dasjenige Gebiet, in dem bei einem schweren Unfall eine Gefahr für die Bevölkerung entstehen kann, die rasche Schutzmassnahmen erfordert. Beim KKM ist die Zone 1 ungefähr durch einen Kreis mit Radius 2,8 km definiert und enthält Gebiete der vier Gemeinden Mühleberg, Wileroltigen, Golaten und Radelfingen mit total ca. 4'300 Einwohnern.

Die Bevölkerungsverteilung in der Umgebung des Kernkraftwerks Mühleberg ist einerseits durch eine kleine Bevölkerungszahl in der näheren Umgebung (Zone 1) und andererseits durch die Standorte dreier grösserer Städte (Bern, Freiburg, Biel) in der Zone 2 charakterisiert. Die aufgeführten Bevölkerungszahlen stammen von 1983. Punktuelle Abklärungen haben gezeigt, dass sich diese gegenüber dem gegenwärtigen Stand nur unbedeutend geändert haben.

Die Zone 2 (Abb. 2-2) umfasst insgesamt 167 Gemeinden der Kantone Bern, Freiburg, Neuenburg, Solothurn und Waadt mit insgesamt über 525'200 Einwohnern. Die Verteilung der Bevölkerung ist auch in sektorieller Hinsicht (überlappende 120 °-Sektoren) stark unterschiedlich. Im Gefahrensektor 2 leben ca. 327'000 Einwohner, eingeschlossen die Städte Bern und Freiburg, im Gefahrensektor 4 jedoch nur ca. 55'400 Einwohner.

Vergleicht man die sektorielle Bevölkerungsverteilung mit der dominierenden Windrichtung am Standort des KKM, so zeigt sich, dass der Wind in ca. 50 % der Zeit in Richtung des am schwächsten besiedelten Gefahrensektors 4 und in einigen Prozentsen der Zeit in Richtung des am stärksten besiedelten Gefahrensektors 2 weht.

² Verordnung über den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen vom 28.11.1983 (SR 732.33)



2-8

Zone 2

Gefahrensektor	ca. Anzahl Einwohner
----------------	----------------------

1	295'000
---	---------

4	55'400
---	--------

2	327'000
---	---------

5	141'200
---	---------

3	97'800
---	--------

6	161'900
---	---------

Abb. 2 - 2

Zone 1 und Zone 2
mit Gefahrensektoren

2-9

2.7 INDUSTRIE UND VERKEHRSWEGE

Die nächstgelegene Industrieanlage ist das Wasserkraftwerk Mühleberg, dessen Ausfall die Notstromversorgung des Kernkraftwerkes beeinträchtigen kann (Kap. 6.7.2.3). Weitere Industrieanlagen (z. B. das Biogaskraftwerk Teufthal, Gemeinde Mühleberg) und Lagerstätten für feuergefährliche Stoffe mit einem gewissen Gefährdungspotential liegen in genügender Distanz vom KKM, so dass das Kernkraftwerk bei einem Brand oder einer Explosion in einer dieser Anlagen nicht gefährdet wäre.

Eine Gasleitung durchquert die Gemeinde Mühleberg im Gebiet von Rosshäusern, 4 km südlich des Kernkraftwerkes. Nach einer Beschädigung oder Undichtheit dieser Leitung könnte das ausströmende Gas ein explosionsfähiges Gas-Luftgemisch bilden. Infolge des Abstandes zum KKM und der vertieften Lage des Kernkraftwerkes wären die Auswirkungen einer auftretenden Explosionsdruckwelle so stark abgeschwächt, dass nicht mit einer wesentlichen Beschädigung von Anlageeinrichtungen zu rechnen ist. Eine vorbeiziehende Gaswolke wäre am KKM-Standort so stark mit Luft verdünnt, dass sie nicht mehr explosionsfähig wäre.

Südlich des KKM führen die Autobahn N1 Bern-Murten, die Kantonsstrasse Bern-Mühleberg-Murten und die Eisenbahnlinie Bern-Neuenburg in Abständen von 1 km, 1,4 km und 3,5 km am Kernkraftwerk vorbei. Die Abstände dieser benachbarten Hauptverkehrswege sind so gross, dass keine Gefährdung durch Brand oder Explosion eines mit feuergefährlichen Stoffen beladenen Lastenzuges oder Eisenbahnwagens angenommen werden muss.

Das KKM kann entweder aus Osten von der Autobahn N1 über die Ausfahrt Mühleberg und Heggildorn-Oberel-Fuchsenried, aus Westen über Mühleberg-Buttenried oder aus Norden über den Staudamm des Wohlensees erreicht werden. Alle diese Zufahrtsstrassen sind schwach befahren.

In der Umgebung des Kernkraftwerkes werden auf den Flüssen keine feuergefährlichen Güter transportiert, so dass eine Gefährdung des KKM durch die Schifffahrt ausser Betracht fällt.

Das KKM liegt in einer Entfernung von 70 km bzw. 110 km von den internationalen Flughäfen Basel bzw. Zürich und befindet sich damit ausserhalb der für den An- und Abflug vorgesehenen Lufträume. Die nächsten zivilen Flugplätze sind Biel-Kappelen resp. Bern-Belp mit Entfernungen von 14 resp. 19 km vom KKM, und der nächste Militärflugplatz (Payerne) liegt 30 km entfernt. Aufgrund dieser Distanzen ist am KKM nicht mit einer erhöhten Häufigkeit von Flugzeugabstürzen zu rechnen.

3. CHARAKTERISIERUNG DER ANLAGE

3.1 ANLAGETYP

Das Kernkraftwerk Mühleberg wurde von einem Unternehmerkonsortium bestehend aus den Firmen General Electric, USA (GE) und Brown Boveri & Cie, Schweiz (heute ASEA Brown Boveri, ABB) schlüsselfertig erstellt. Bis heute hat das KKM beiden Firmen immer wieder Aufträge für zusätzliche Abklärungen, Unterhaltsarbeiten oder Anlagemodernisierungen erteilt.

Der Reaktor des KKM gehört zur Gruppe der Leichtwasserreaktoren, da er sowohl zur Neutronenmoderation als auch zur Kühlung normales (leichtes) Wasser verwendet. KKM ist ein GE-Siedewasserreaktor der Baulinie BWR/4 mit einem Mark I-Containment. Mit einer elektrischen Bruttoleistung von 378 MWe, erzeugt durch 2 Turbogruppen, gehört er auch nach der Leistungserhöhung in die Klasse der "kleinen" Anlagen im Vergleich zu den heutigen 1300 MWe-Anlagen. Auch innerhalb der Mark I-Anlagen ist KKM weltweit diejenige mit der kleinsten Leistung. Die Hauptdaten der Anlage sind in der Tabelle 3-1 zusammengestellt.

Das Charakteristikum des Siedewasserreaktors (SWR) ist, dass der Prozessdampf zum Antrieb der Turbogruppen direkt im Reaktor erzeugt wird und nicht wie beim Druckwasserreaktor (DWR) in speziellen Dampferzeugern mit abgetrenntem Sekundärkreislauf. Beim Siedewasserreaktor befinden sich daher auch der Wasserabscheider und der Dampftrockner zur Dampfbehandlung im Reaktordruckbehälter (RDB), wodurch dieser im Vergleich zu einem Druckwasserreaktor gleicher Leistung ein grösseres Volumen aufweist. Andererseits ist der Betriebsdruck mit ca. 72 bar (abs) nur knapp halb so gross wie beim DWR. Der im Reaktor erzeugte Sattdampf wird in das Maschinenhaus zu den Turbosätzen geleitet, in diesen unter Arbeitsabgabe entspannt und in den Kondensatoren kondensiert. Das Kondensat wird gereinigt und über die Speisewasserleitungen wieder in den Reaktor zurückgepumpt (Abb. 3-1).

Die in den Kondensatoren anfallende Abwärme wird durch das Hauptkühlwassersystem (MCWS) abgeführt. Dieses arbeitet als Durchlaufkühlung, bei der das Kühlwasser der Aare entnommen und nach der Wärmeaufnahme im Kondensator in die Aare zurückgeführt wird. Zwischen dem leicht radioaktiven Prozessdampf und dem Aarewasser (Umgebung) bilden also die Kondensator Kühlrohre die einzige materielle Barriere. Im Leistungsbetrieb kann trotzdem keine Abgabe von Radioaktivität durch den Kondensator erfolgen, da in diesem ständig Unterdruck herrscht, so dass bei Rohrleckagen nur Aarewasser nach innen strömen kann. Beim Verlust des Kondensatorvakuums stellen automatische Schutzmassnahmen sicher, dass die Dampfeinspeisung in den Kondensator unterbrochen wird. Die Dampfturbinen treiben die Generatoren an, deren erzeugte elektrische Leistung in den Haupttransformatoren umgeformt und in das 220-kV-Netz eingespeist wird.

Tab. 3-1 Hauptdaten des KKM gemäss Gesuch (in Klammer: bisherige Werte)

Kraftwerksdaten

thermische Nennleistung des Reaktors	1097 (997) MW
elektrische Bruttoleistung	378 (340) MW
elektrischer Eigenbedarf	14 (13) MW
elektrische Nettoleistung	364 (327) MW

Kühlmittelumwälzpumpen

Massenstrom pro Pumpe (nom.)	891 kg/s
Typ	vertikale, einstufige Zentrifugalpumpe
Anzahl der Strahlpumpen im RDB	12

Reaktordaten (Nennleistung)

Kühlmitteldurchsatz im Kern (max.)	4158 kg/s
Anzahl der Kühlmittelumwälzpumpen	2
Betriebsdruck im Dom des Reaktordruckgefässes	72,3 (70,3) bar (abs)
Frischdampfdurchsatz am Reaktorausstritt	562 (506) kg/s

Primärcontainment

Drywell-Gesamtvolumen	3750 m ³
Freies Volumen Drywell	3100 m ³
Freies Volumen Torus	2050 m ³
Auslegungsüberdruck	3,86 bar (rel)
Auslegungsunterdruck	0,34 bar (rel)
Auslegungstemperatur	138 °C
Torus-Wasservolumen	2200 m ³

Kerndaten

geometrischer Kerndurchmesser	2890 mm
aktive Kernhöhe	3810 mm
Brennelement-Zellenabstand	305 mm
effektives Kernvolumen	21,2 m ³
mittlere Leistungsdichte	51,7 (47,0) MW/m ³
mittlere lineare Stableistung	21,7 (19,7) kW/m
gesamtes Urangewicht des Kerns	42,9 t
mittlere Anreicherung (typ. Wert)	3,05 % U-235

Sekundärcontainment

Freies Volumen	48000 m ³
Auslegungsüberdruck	0,34 bar (rel)
Auslegungsunterdruck	0,10 bar (rel)

Turbine (ein Turbosatz von 2)

Drehzahl	50 s ⁻¹
Frischdampfdurchsatz (inkl. Zwischenüberhitzer)	281 (253) kg/s
Frischdampfdruck	68,7 (67,4) bar (abs)
Kondensatordruck (bei 11 °C Kühlwassertemperatur)	0,046 bar (abs)

Brennelemente

Anzahl	240
Brennstoffart	UO ₂
Brennelementtyp	PBx8R und GE8x8EB

Stabzahl je Brennelement	62 oder 60
Wasserstäbe	2 oder 4
Brennstoffabklingdurchmesser	10,4 mm
Brennstabhüllrohr-Aussendurchmesser	12,3 mm
Hüllrohrwerkstoff	Zirkaloy-2

Generator

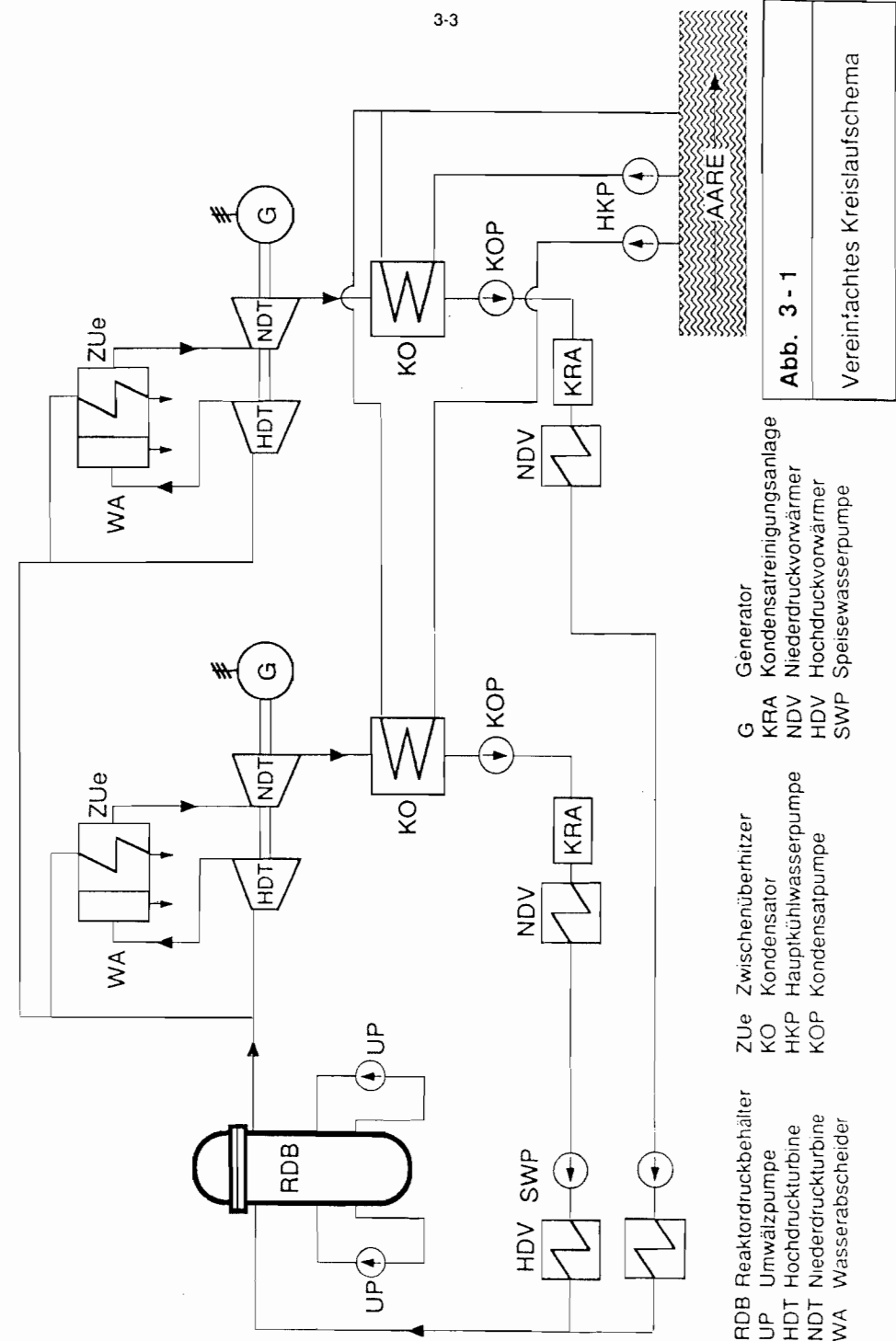
Klemmleistung (Wirkleistung)	189 (170) MW
Klemmenspannung	15,5 kV ± 7,5 %
max. Dauerleistung (Scheinleistung)	202 (181) MVA

Steuerstäbe

Anzahl	57
Form	kreuzförmig
Absorbermaterial	Borcarbid und Hafnium
Art des Antriebes:	- Regelung hydraulisch - Schnellausschaltung hydro-pneumatisch

Kühlwasser

Kühlwassermenge (Haupt- und Hilfskühlwasser)	11,24 m ³ /s
Erwärmung:	- Kühlwasser 14,9 °C (13,6 °C) - Aarewasser 1,4 °C (1,3 °C) (bei mittlerer Abflussmenge)



Der Wirkungsgrad von Leichtwasserreaktoren ist durch Naturgesetze begrenzt und beträgt in Druck- und Siedewasserreaktoren ca. 33 %. Bezüglich Wirkungsgrad besteht kein Unterschied zwischen alten und neuen Anlagen.

Die Reaktorbaureihe BWR/4 unterscheidet sich nicht wesentlich von den früheren resp. den nachfolgenden Baureihen des gleichen Lieferanten (BWR/3 resp. BWR/5 und BWR/6). Charakteristische Merkmale aller dieser Baureihen sind die zwei ausserhalb des Reaktordruckbehälters liegenden Treibwasserschleifen mit je einer Umwälzpumpe zur Zwangsumwälzung des Kühlmittels im Kern. Das Treibwasser wird benutzt, um mittels Strahlpumpen (Jetpumpen) im RDB eine gegenüber der Treibwassermenge ca. doppelt so grosse Wassermenge im Kern umzuwälzen. Dadurch ist es möglich, die Rohrleitungsabmessungen des Umwälzsystems ausserhalb des RDB relativ klein zu halten (Abb. 3-2).

Typische Kennzeichen für Siedewasserreaktoren sind:

- Negativer Brennstofftemperaturkoeffizient der Reaktivität (Dopplerkoeffizient)
- Durch die Auslegung wird ein negativer Dampfblasenkoeffizient (Voidkoeffizient) sichergestellt, d. h. bei Erhöhung des Dampfanteils im Kern sinkt die Leistung.
- Ausgeprägte Naturumlaufeigenschaft, die allerdings im Normalbetrieb nicht benutzt wird.
- Containment mit Druckabbausystem
- Einfahren der Steuerstäbe in den Kern von unten

Zur Beherrschung von Störfällen sind im KKM Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsysteme installiert. Dabei handelt es sich um (vgl. auch Abb. 6-7):

- Das zweisträngige Niederdruck-Kernsprühsystem (CS)
- 2 Sicherheitsventile und 4 Sicherheits-/Abblaseventile zur Druckbegrenzung und -entlastung des Reaktors (SV/SRV)
- Das zweisträngige Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS). Dieses dient beim normalen Abfahren zur Kühlung des druckentlasteten Reaktors (Betriebsfunktion) und, wenn nötig, zur Wärmeabfuhr aus dem Torus (Sicherheitsfunktion).
- Das zweisträngige Notstandssystem SUSAN (Spezielles Unabhängiges System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme). Es enthält:
 - Das Hochdruckeinspeisesystem zur Notspeisewasserversorgung (RCIC)
 - Das Niederdruckeinspeisesystem zur Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern (ALPS)
 - Druckentlastungsventile zur langsamen Reaktordruckentlastung und Nachwärmeabfuhr zum Torus (PRV)

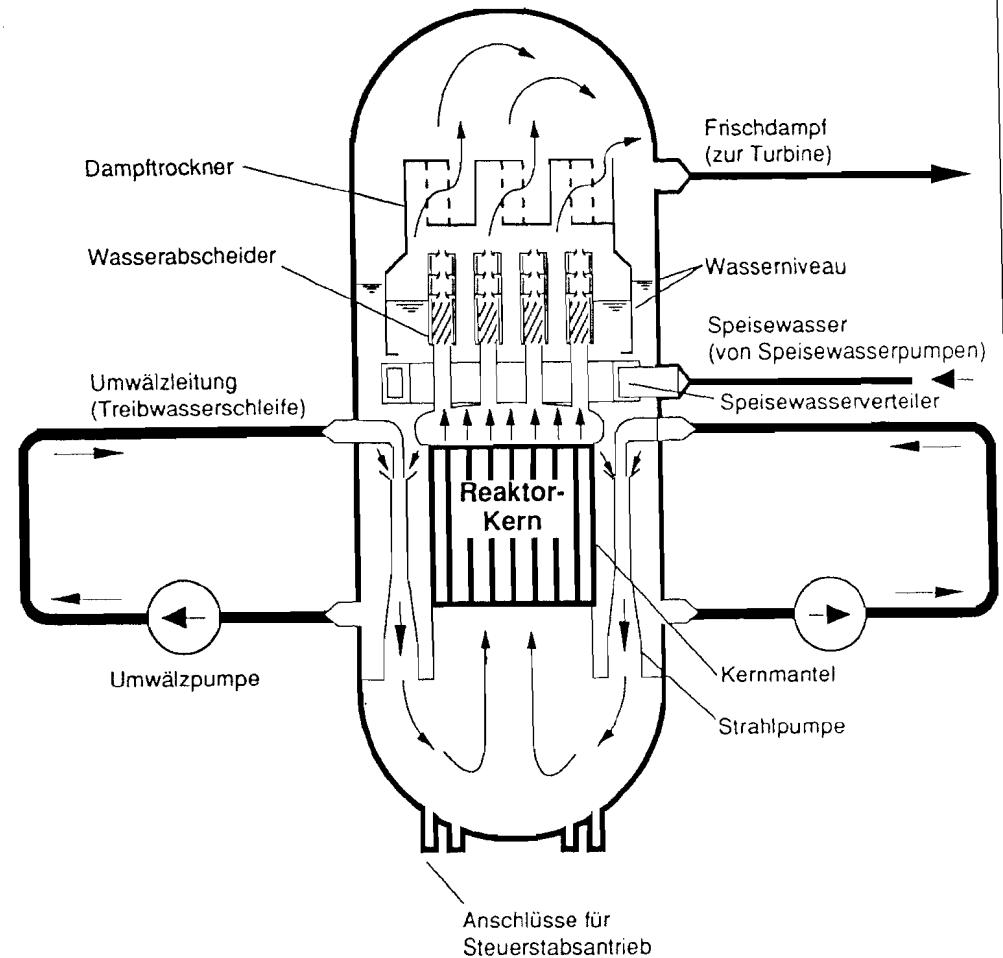


Abb. 3 - 2

Funktionsweise eines Siedewasserreaktors mit äusseren Umwälzleitungen

Das Toruskühlsystem zur Nachwärmeabfuhr aus dem Torus (TCS)

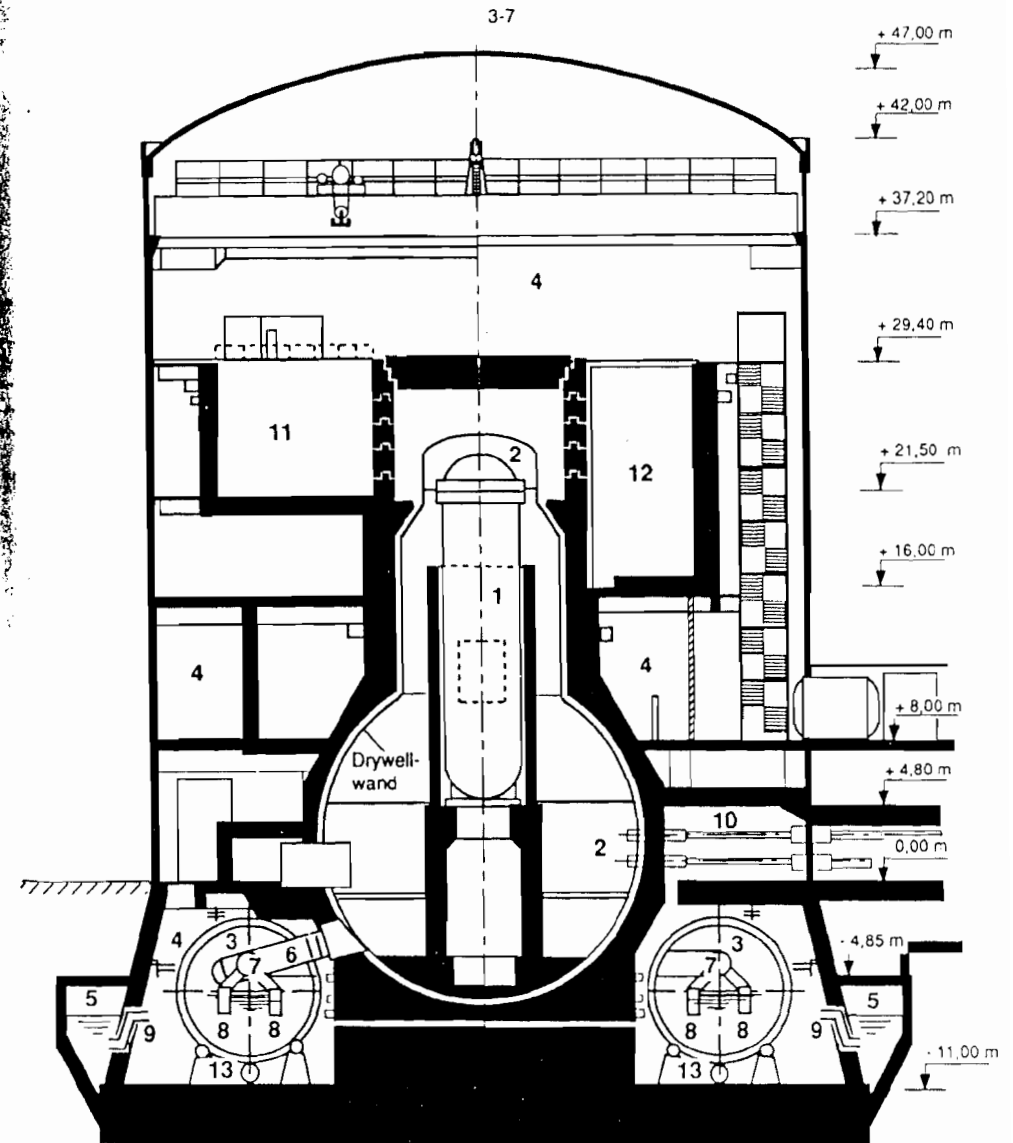
Die in den oben aufgezählten Kühlsystemen anfallende Wärme wird über die nuklearen Kühlwassersysteme an die Aare abgegeben. Zu diesem Zweck sind zwei voneinander unabhängige Systeme vorhanden mit getrennter Kühlwasserentnahme und -abgabe. Das Hilfskühlwassersystem im Reaktorgebäude und Maschinenhaus (SWS) versorgt neben den Abfahrkühlern des Toruskühlsystems STCS noch die Zwischenkühler des Reaktorgebäudes und des Maschinenhauses, die für den Normalbetrieb der Anlage benötigt werden. Das SUSAN-Kühlwassersystem (CWS) versorgt den Wärmetauscher des Toruskühlsystems TCS im Reaktorgebäude und den Wärmetauscher des Zwischenkühlwassersystems im SUSAN-Gebäude (ICWS).

Um zu verhindern, dass bei Störfällen radioaktive Stoffe in die Umgebung abgegeben werden, sind Containmentsysteme installiert (Abb. 3-3). Das Mark I-Stahlcontainment, im folgenden Primärcontainment oder nur Containment genannt, besteht aus dem Drywell und dem Torus. Der Drywell ist ein birnenförmiger Behälter, der den RDB und das Reaktorkühlsystem mit den Anschlussrohrleitungen umschliesst und durch Ueberströmröhre mit dem Torus verbunden ist. Die Ueberströmröhre münden in den Ringverteiler innerhalb des Torus, von dem Kondensationsrohre in die Wasservorlage im Torus eintauchen.

Umschlossen wird das Primärcontainment vom Reaktorgebäude oder Sekundärcontainment, welches aus Stahlbeton besteht. Im Normalbetrieb wird das Reaktorgebäude mit dem betrieblichen Lüftungssystem auf einem leichten Unterdruck gehalten. Im Störfall übernimmt das Notabluftsystem diese Aufgabe. Eine für Mühleberg spezifische Besonderheit ist der äussere Torus, der ebenfalls eine Wasservorlage enthält und durch Kondensationsrohre mit dem Reaktorgebäude verbunden ist. Bei einer grossen Dampfleckage im Reaktorgebäude (z. B. bei einem Frischdampfleitungsbruch) würde Dampf in der Wasservorlage des äusseren Torus kondensiert.

Bei einem Kühlmittelverluststörfall innerhalb des Drywells wird Primärkühlmittel und Dampf freigesetzt. Durch die Druckerhöhung strömt der Dampf zusammen mit den Gasen im Drywell über die Ueberströmröhre in die Wasservorlage im Torus, wo der Dampf kondensiert wird. Damit wird auch der Druckaufbau im Drywell begrenzt. Falls im Drywell durch Kondensation von Dampf ein Unterdruck gegenüber dem Torus entsteht, erfolgt automatisch ein Druckausgleich über Rückschlagklappen. Zudem kann der innere Torus durch Öffnen von Leitungen, die im Normalbetrieb mit Handarmaturen abgesperrt sind, mit dem äusseren Torus verbunden werden. Damit besteht die Möglichkeit der Druckentlastung des Primärcontainments in die Wasservorlage des äusseren Torus.

Die grosse Wasservorlage im Torus dient ausserdem als Wärmespeicher zur Aufnahme der Nachwärme, falls die Hauptwärmesenke (Kondensatoren) verloren ist. Dabei wird der im Reaktor erzeugte Dampf über Abblase-/Sicherheitsventile direkt in diese Wasservorlage geleitet.



- 1 Reaktordruckbehälter
- 2 Drywell
- 3 Torus
- 4 Reaktorgebäude
- 5 Äusserer Torus
- 6 Ueberströmröhre Drywell zum Torus
- 7 Ringverteiler
- 8 Tauchrohre
- 9 Verbindungsrohre vom Reaktorgebäude zum äusseren Torus
- 10 Dampftunnel

- 11 Becken für RDB-Einbauten
- 12 Brennelementbecken
- 13 Torus-Ringleitung

Primärcontainment 2, 3, 6
Sekundärcontainment 4

Abb. 3 - 3

Primär- und Sekundärcontainment

Das Mark II-Containment von GE hat eine einfachere Form und besteht aus Beton mit innenliegender Stahlblech-Auskleidung. Das Kondensationsbecken (Wetwell) liegt direkt unterhalb des Drywells. Die Ueberströmröhre sind vertikal. Weder die freien Volumen noch die Wasservolumen der Mark II-Containments unterscheiden sich wesentlich von denjenigen der Mark I-Containments. Dies gilt auch für die Mark II-ähnlichen Containments der deutschen, japanischen und schwedischen Siedewasserreaktoren.

Bei neueren GE-Anlagen (z. B. KKL) wird der Containmenttyp Mark III eingesetzt, welcher sich von den Typen Mark I und Mark II stark unterscheidet (Tab. 3-2). Wesentlich ist, dass beim Mark III-Typ die Drywellwand nicht mehr die Funktion des Primärcontainments hat, sondern von diesem vollständig umschlossen wird. Die Containmentwand hat dann den Charakter einer Wetwellwand. Die Verbindung von Drywell zu Wetwell erfolgt bei einem Kühlmittelverluststörfall nicht mehr über Rohrleitungen sondern über horizontale Ueberströmlöcher im Drywellzylinder, die unterhalb des Wasserspiegels des Kondensationsbeckens liegen. Das Containment wird dadurch grösser, und es enthält einen Teil jener Ausrüstungen, die beim KKM im Reaktorgebäude aufgestellt sind. Dementsprechend muss das Containment zugänglich sein und kann folglich auch nicht inertiert werden. Vorteilhaft ist das grössere Verhältnis des Luftraums im Containment zum Luftraum im Drywell. Wegen des geringeren Auslegungsdrucks des Mark III-Typs ist aber seine Speicherkapazität für Gase relativ zur Leistung geringer als jene des KKM-Containments.

Tab. 3-2 Daten von SWR-Primärcontainments (normiert auf die thermische Leistung von KKM)

Anlageparameter	Mühleberg	Peach Bottom 2	Gundremmingen	Leibstadt
Containmenttyp	Mark I	Mark I	SWR-72 (Mark II-ähnlich)	Mark III
Thermische Leistung (MW)	1097	3293	3840	3138
Freies Containmentvolumen (m ³)	5150	8000	14000	43950
Containmentvolumen, normiert (m ³)	5150	2670	4000	15360
Kondensationsbecken-Wasservolumen (m ³)	2200	3800	3100	3700
Kondensationsbecken-Wasservolumen, normiert (m ³)	2200	1270	890	1290
Auslegungsüberdruck [bar (rel)]	3,8	3,8	4,3	1,0

In Mühleberg ist wegen des kleineren Primärcontainments die Atmosphäre im Normalbetrieb durch Stickstoff "inertiert". Dies verhindert die Bildung eines zündfähigen Gasgemisches bei einem schweren Unfall.

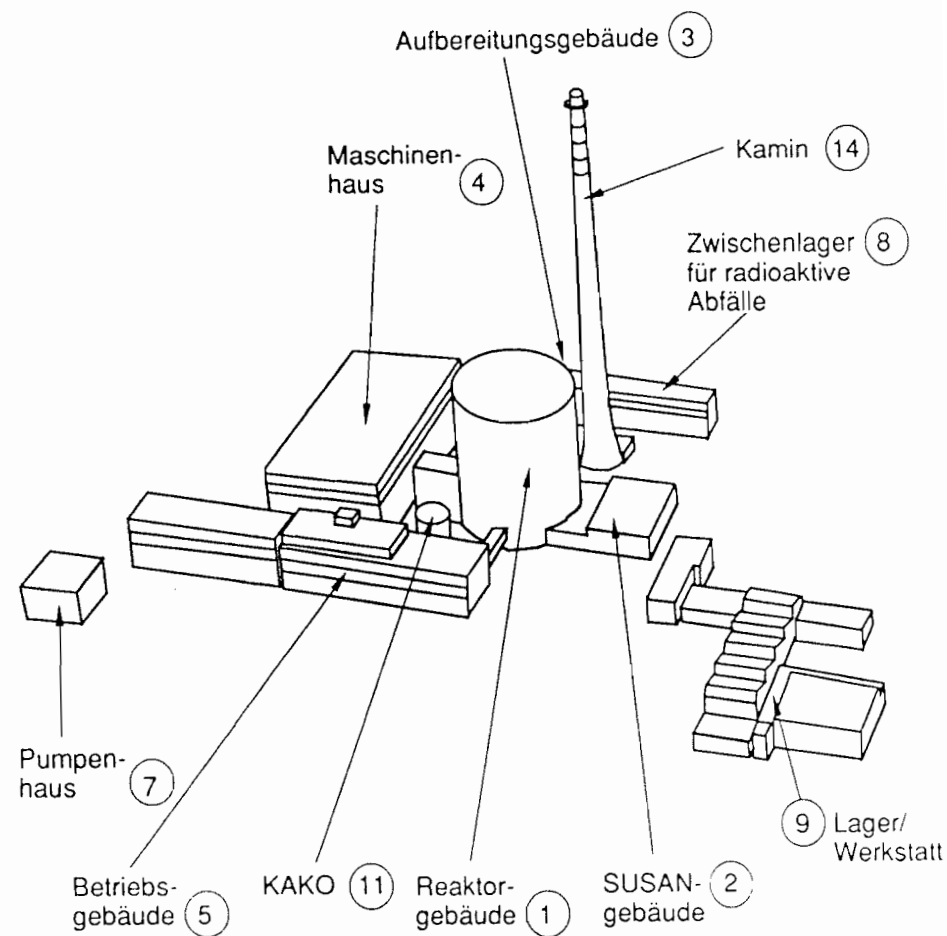
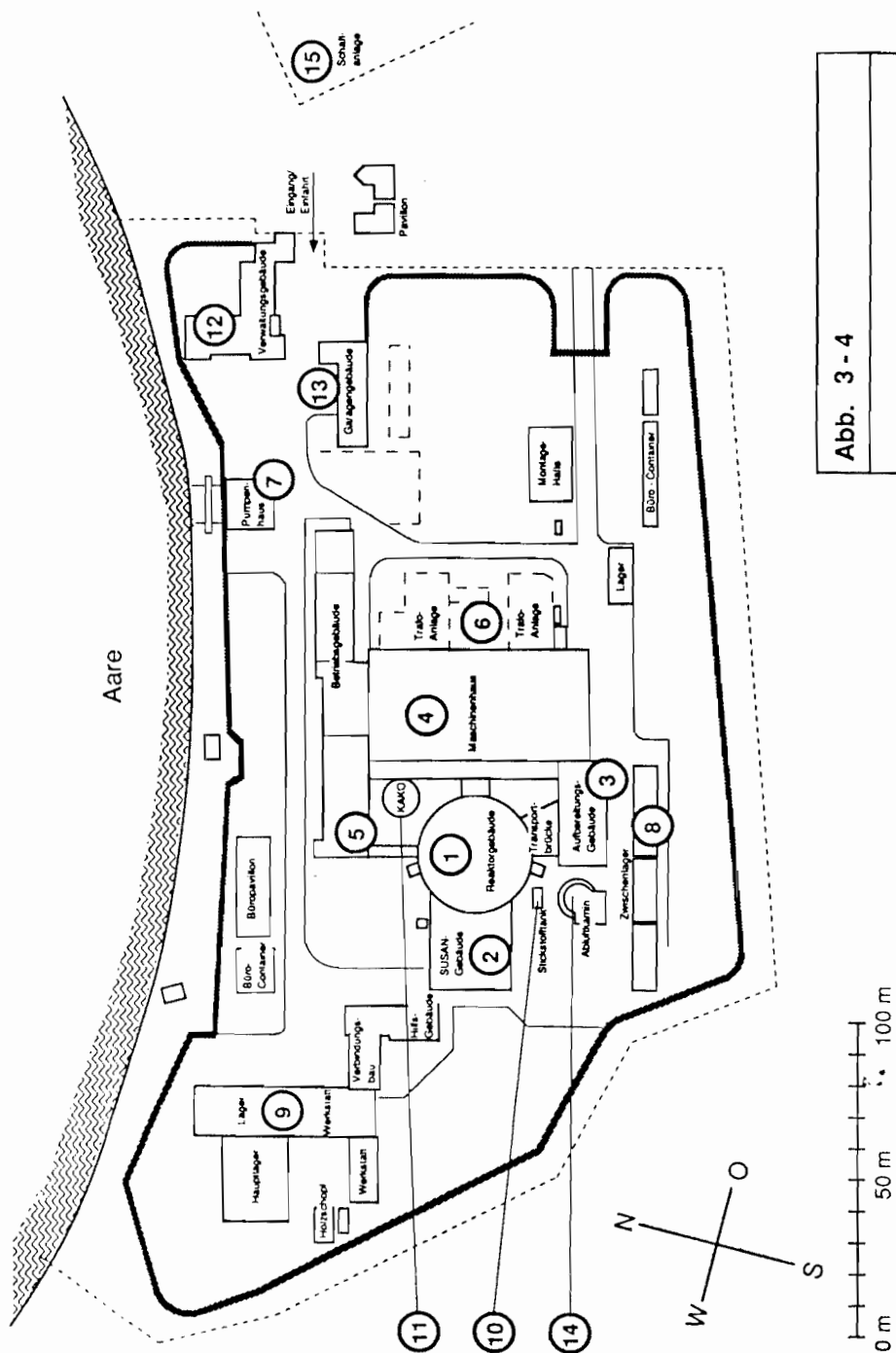
3.2 GESAMTDISPOSITION¹

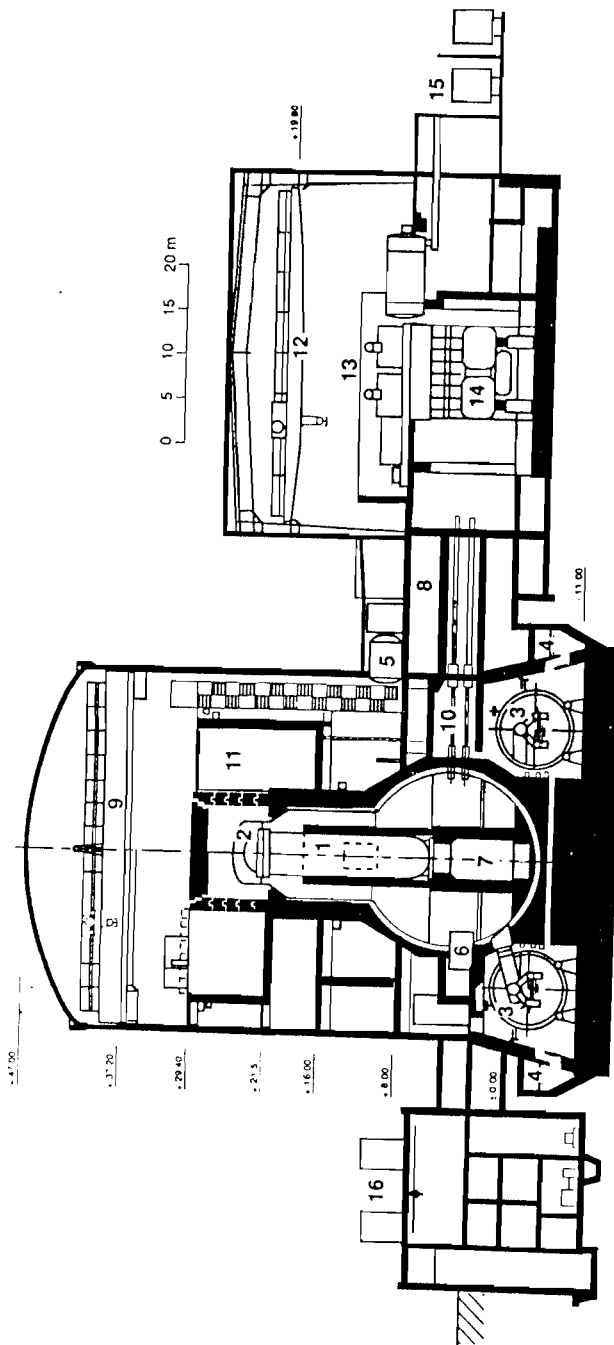
Im Zentrum des Kraftwerkes dominiert das zylindrische Reaktorgebäude, mit welchem die umliegenden Gebäude durch Verbindungsbrücken oder -bauten verbunden sind (Abb. 3-4 und Abb. 3-5). Im Reaktorgebäude (1) befinden sich neben dem Reaktor und dem Brennelementlagerbecken die meisten Sicherheitssysteme. An dessen östlicher Seite schliesst sich das Maschinenhaus (4) an, welches an der südwestlichen Ecke mit dem Aufbereitungsgebäude (3) verbunden ist. Das Maschinenhaus (siehe auch Abb. 3-6) enthält sowohl betriebliche Ausrüstungen als auch sicherheitsrelevante elektrische Komponenten. In dem an der westlichen Seite des Reaktorgebäudes angeschlossenen neuen Notstandsgebäude (2) sind neben dem Notkommandoraum Teile des Notstandsystems SUSAN mit ausschliesslich nichtradioaktiven Kreisläufen untergebracht. Aus diesem Grunde gehört dieses Gebäude nicht zur kontrollierten Zone. Es verfügt über einen eigenen gesicherten Eingang.

Die Einrichtungen zur Energieübertragung verlaufen in Richtung West-Ost vom Reaktor durch den Dampftunnel über die Turbogruppen zu den Transformatoren (6) und von dort zur 220 kV-Freiluftschaltanlage (15). Da die Achsen der beiden Turbogruppen radial zum Reaktorgebäude angeordnet sind, können Beschädigungen der Sicherheitssysteme im Reaktorgebäude bei einer allfälligen Turbinenexplosion ausgeschlossen werden. Das Betriebsgebäude (5) mit dem Hauptkommandoraum und dem Eingang in die kontrollierte Zone liegt auf der Nordseite des Maschinenhauses.

Westlich des Aufbereitungsgebäudes (3) steht der 125 m hohe Abluftkamin (14). Am Aareufer liegen das Pumpenhaus (7) mit den Haupt- und Hilfskühlwasserpumpen und die unterirdische Fassung des Kühlwassers für das Notstandsystem SUSAN. Weitere Gebäude auf dem Kraftwerksareal sind das Zwischenlager für schwach- und mittelaktive Abfälle (8), Werkstatt-, Lager-, Wasseraufbereitungsräume und Hilfsgebäude (9), Stickstofftank (10), Kaltkondensatbehälter (11), Verwaltungsgebäude (12), Garagen, Feuerwehrlokal und Sanitätsräume (13).

¹ In Kap. 3.2 beziehen sich die Zahlen in Klammern auf Abb. 3-4 und 3-5.





Legende

- | | |
|-------------------------|-----------------------|
| 1 Reaktordruckgefäß | 9 Rundlaufkran |
| 2 Drywell | 10 Dampftunnel |
| 3 Torus | 11 Brennelementbecken |
| 4 Äussere Druckabkammer | 12 Kran |
| 5 Personenschleuse | 13 Turbogruppe |
| 6 Schleuse zu Drywell | 14 Kondensator |
| 7 Steuerstabantriebe | 15 Haupttransformator |
| 8 Kabelbrücke | 16 SUSAN - Gebäude |

Abb. 3 - 6

Schnitt durch Reaktorgebäude
und Maschinenhaus

Die Disposition der Gebäude erfüllt weitgehend den Strahlenschutzgrundsatz, dass kontrollierte Zonen zusammenzufassen sind und nur einen überwachten Zu- und Ausgang für das Personal haben sollen. Zur zusammengefassten kontrollierten Zone gehören das Reaktorgebäude, das Maschinenhaus, das Aufbereitungsgebäude und Teile des Betriebsgebäudes (radiochemisches Labor, Aktivwäscherei, Wäschereiabwasserraum, Aktivgarderobe mit Zonenzugang). Der Zugang erfolgt über die Garderobe im Betriebsgebäude, wo sich auch die Zutrittskontrolle des Strahlenschutzes für das Personal befindet. Daneben existieren Materialtore, durch die sperriges Material unter Aufsicht des Strahlenschutzes transportiert werden kann. Das Radiochemielabor kann über die Garderobe im Betriebsgebäude und seit einigen Jahren vom zutrittsberechtigten Laborpersonal zusätzlich direkt über einen Laboreingang betreten werden. Dieser zusätzliche Eingang in das Radiochemielabor erspart dem Laborpersonal einen unnötigen Aufenthalt in der kontrollierten Zone und damit auch eine unnötige Strahlenexposition.

Getrennt von dieser zusammengefassten kontrollierten Zone gibt es drei weitere, wesentlich kleinere kontrollierte Zonen: Das Zwischenlager für radioaktive Abfälle, der Fuss des Abluftkamins, in dem schwach radioaktive Abfälle aussortiert werden, sowie der temporäre, gedeckte Deponieplatz für verfestigte radioaktive Abfälle, der sich zwischen dem Reaktorgebäude und dem Maschinenhaus befindet.

Das gesamte umzäunte Kraftwerksareal gehört zur Strahlenschutzzone (für die Begriffe "kontrollierte Zone" und "Strahlenschutzzone" siehe Richtlinie R-07²).

3.3 WICHTIGE ANLAGEÄNDERUNGEN

Aufgrund von Betriebserfahrungen, neuen Anforderungen und der Alterung von Systemen und Komponenten sind seit Betriebsbeginn verschiedene Anlageänderungen vorgenommen worden. Auch in Zukunft werden weitere Anlageänderungen folgen, wobei einige heute bereits in Planung sind. Dieses Kapitel enthält eine Zusammenstellung wichtiger Anlageänderungen mit Angabe des erfolgten oder vorgesehenen Realisierungsjahres und mit Hinweis auf Abschnitte dieses Gutachtens, in denen die Anlageänderungen erwähnt oder ausführlicher beschrieben sind.

3.3.1 Ausgeführte Änderungen

- Entüchtigung des Brandschutzes (1972 und 1977, Kap. 6.12)
- Ersatz der Speisewasserverteiler (1974, Kap. 4.3.4 und 6.4.1.7)
- Vergrösserung der Aktivwäscherei (1976, Kap. 6.14.8)
- Vergrösserung der Garderobe beim Eingang zur kontrollierten Zone (1976 und 1988, Kap. 6.16)

² KSA/HSK-Richtlinie R-07: Richtlinie für die Strahlenschutzzone in Kernanlagen (Juli 1977)

- Einbau eines Kompaktlagers für abgebrannte Brennelemente (1979, Kap. 6.8)
- Einbau grösserer und redundanter Vakuumbrecher an den Abblaseleitungen der SRV (1980, Kap. 6.5.3.2)
- Aenderung der Maschinenhauslüftung zur Beherrschung von Dampfleckagen (1981, Kap. 6.7.4.5)
- Vergrößerung der Verbindungsleitung zum Scram-Ablassbehälter (1981, Kap. 6.6.2.3)
- Einbau von Lochrohrdüsen am Ende der Abblaseleitungen im Torus (1982, Kap. 4.3.2)
- Realisierung einer direkten Verbindung zwischen den Kondensatpumpen und dem Reaktordruckbehälter zur Verbesserung der Kernnotkühlung (1982, Kap. 6.6.3)
- Einbau des 1. Stranges des Containmentrückpumpensystems vom Reaktorgebäudesumpf zum Torus als vorgezogener Teil des SUSAN (1982, Kap. 6.6.4)
- Zudosierung von Sauerstoff zum Speisewasser (1982, Kap. 6.14.1)
- Einbau der H_2/O_2 -Überwachung und des H_2 -Rekombinators (1984, Kap. 6.6.5)
- Erweiterung des Zwischenlagers für radioaktive Abfälle (1985, Kap. 12.3)
- Ersatz der Umwälzleitungen (1986, Kap. 6.4.2)
- Ersatz der Prozessrechneranlage (1986, Kap. 6.6.8)
- Verbesserung der Abluftfilter-Überwachung (1987, Kap. 4.3.6 und 6.14.5)
- Einbau des Nachunfall-Probenahmesystems PASS (1987, Kap. 6.14.6)
- Einbau der Primärcontainment-Inertierung (1988, Kap. 6.6.5)
- Ersatz des Personendosimetrie-Systems (1988, Kap. 6.15.3)
- Verbesserung des Abluftüberwachungssystems (1989, Kap. 4.3.6 und 6.15.1)
- Inbetriebnahme des Notstandssystems SUSAN (1989, Kap. 6.6.1 und 6.7.1)
- Sanierung der Dachkuppel des Reaktorgebäudes (1989, Kap. 6.2.3)
- Ersatz der Hilfskühlwasserleitungen und -armaturen im Reaktorgebäude auf Kote -11 m (1989, Kap. 6.7.1)
- Einbau eines Überspeisungsschutzes für das Speisewassersystem (1989, Kap. 6.11.4.2)
- Ersatz der Ringleitung unterhalb des Torus (1991, Kap. 6.5.1)
- Ersatz des SCRAM-Ablassbehälters (1991, Kap. 6.6.2)
- Eiseneinspeisung ins Reaktorwasser zur Verminderung der Strahlendosisleistung an den Umwälzleitungen (1991, Kap. 6.14.1)

- Ersatz der Personenkontaminationsmonitore am Ausgang der kontrollierten Zone (1991, Kap. 6.15.2).
- Anschaffung eines elektronischen Personendosimetriesystems zur schnellen Kontrolle der Dosisbelastung (1991, Kap. 6.15.3)

3.3.2 Vorgesehene Aenderungen

- Ersatz des Reaktorschutzsystems (1991 und 1992, Kap. 6.6.2 und 6.6.8)
- Einbau einer Abschirmung der Notablufilter (1992, Kap. 6.14.5.2)
- Einbau eines Containment-Druckentlastungssystems mit Filtern (1992, Kap. 9.4)
- Einbau eines Drywell-Sprüh- und Flutsystems (1992, Kap. 9.4)
- Modifikation der Turbinenanlage (1992, Kap. 14.1)

3.4 ENTWICKLUNG DES STANDES VON WISSENSCHAFT UND TECHNIK

Die in Kap. 3.3 erwähnten Anlageänderungen dienen unter anderem dem Zweck, dem Stand von Wissenschaft und Technik zu folgen.

3.4.1 Entwicklung des Standes der Wissenschaft

Seit dem Bau des Kernkraftwerks Mühleberg hat sich der Stand des Wissens auf folgenden Gebieten merklich erweitert:

- Kernnotkühlung bei Kühlmittelverlust
- Erdbebenberechnung von Bauten und Ausrüstungen
- Häufigkeit und mögliche Ursachen für einen schweren Unfall (Risikostudie Stufe 1)
- Containmentverhalten und Freisetzung radioaktiver Stoffe bei einem schweren Unfall (Risikostudie Stufe 2)

zur Kernnotkühlung

Das anfangs der 70er Jahre noch unvollständige Wissen über die Thermohydraulik bei einem Kühlmittelverlust war der Grund, weshalb dem KKM anfänglich nur eine befristete Betriebsbewilligung erteilt wurde. Diese Wissenslücke wurde durch weltweite Forschung geschlossen. Es hat sich herausgestellt,

dass mehr Sicherheitsreserven vorhanden sind als mit den damaligen Rechenverfahren ermittelt wurde. Insbesondere erfüllt das Kemsprühsystem die damaligen und heutigen Anforderungen.

zur Erdbebenberechnung

Die Kenntnisse über die Erdbebengefährdung des Standortes als auch die Berechnungsverfahren für die Auslegung von Bauten, Komponenten und Rohrleitungen haben sich seit dem Bau von KKM wesentlich verbessert. Umfangreiche Nachprüfungen haben ergeben, dass die damals auf Erdbeben ausgelegten Bauten und Ausrüstungen auch aus heutiger Sicht dem für den Standort Mühleberg spezifizierten Erdbeben standhalten und durch Nachrüstung von Abstützungen an Rohrleitungssystemen auch die heutigen Berechnungsvorschriften erfüllen können. Die in der Schweiz für Kernkraftwerke heute üblichen Berechnungsverfahren sind konservativ und enthalten Reserven. Die Erfahrung zeigt aber auch, dass selbst Bauten und Ausrüstungen **ohne** Erdbebenauslegung eine erhebliche Erdbebenfestigkeit aufweisen, sofern sie nach dem Stand der Technik geplant und hergestellt wurden.

zur Risikostudie Stufe 1

Für KKM wurde eine anlagespezifische Risikostudie Stufe 1 durchgeführt. Dabei wurden interne und externe auslösende Ereignisse berücksichtigt. Weltweit verfügt nur ein Teil der KKW über gleichwertige Risikostudien. Diese Studie bestätigte die Zweckmässigkeit des Nachrüstprojekts SUSAN und ermöglicht die Beurteilung weiterer Verbesserungen. Die Häufigkeit eines schweren Unfalls im KKM ist sowohl absolut als auch im internationalen Vergleich sehr gering.

zur Risikostudie Stufe 2

Für KKM wurde auch eine Risikostudie Stufe 2 erstellt. Obwohl für verschiedene Anlagen mit Mark I-Containment Risikostudien vorliegen, ist die Übertragbarkeit begrenzt, da das KKM im Verhältnis zur Leistung über ein vergleichsweise sehr grosses Containment und über ein druckfestes Reaktorgebäude (Sekundärcontainment) mit äusserem Torus verfügt. Aufgrund dieser und anderer Unterschiede ergeben sich kleinere Freisetzungen radioaktiver Stoffe (Quellterme) als in anderen Mark I-Anlagen.

3.4.2 Entwicklung des Standes der Technik

Die Entwicklung des Standes der Technik hat ihre Ursachen nicht nur in der Verbesserung der Sicherheit und des Strahlenschutzes, sondern auch in der Verbesserung der Wirtschaftlichkeit und der Zugänglichkeit für Unterhalt und Prüfung sowie in der kürzeren Bauzeit, der besseren Abgrenzung von Lieferbereichen usw. Nachfolgend sollen folgende Schwerpunkte beurteilt werden:

Reaktorkonzept

- Containmentkonzept
- Konzept der Sicherheitssysteme
- Erdbebenqualifikation der Sicherheitssysteme
- Sicherheits-Leittechnik
- Werkstoffwahl
- Wiederholungsprüfbarkeit
- Schutz gegen äussere Einwirkungen
- Brennelemente

zum Reaktorkonzept

KKM ist ein Siedewasserreaktor mit externen Umwälzleitungen und internen Strahlpumpen. KKM entspricht damit der Mehrzahl der in Betrieb stehenden Siedewasseranlagen. In den USA und Japan gibt es nur Typen mit externen Umwälzleitungen. In der Schweiz verfügt auch der jüngste Siedewasserreaktor (Leibstadt) über externe Umwälzleitungen. In Europa (BRD und Schweden) ist man schon frühzeitig auf Konzepte mit internen Umwälzpumpen umgeschwenkt, und die japanischen Lieferanten werden zukünftig diesem Trend folgen. Der Verzicht auf Umwälzleitungen bringt Vorteile bezüglich Strahlenschutz, Kosten und Unterhalt.

Der Bruch einer Umwälzleitung ist im Sicherheitskonzept berücksichtigt und erfordert entsprechende Notkühlsysteme. Anlagen ohne Umwälzleitungen benötigen ebenfalls Notkühlsysteme im Hinblick auf den Bruch einer Frischdampf- oder Speisewasserleitung; ausserdem enthält der Boden des Reaktor-druckbehälters zusätzliche Durchdringungen für die Umwälzpumpen.

zum Containmentkonzept

Diesem sogenannten Mark I-Konzept entsprechen weltweit 38 Kernkraftwerke. Es ist charakterisiert durch ein Stahlcontainment, bestehend aus dem birnenförmigen Drywell und dem ringförmigen Torus, welcher zur Hälfte mit Wasser gefüllt ist. Um den Drywell ist eine massive Betonabschirmung angebracht. Hauptgründe für den Wechsel zu anderen Containmentkonzepten ist der (wirtschaftliche) Wunsch nach einfacheren Strukturen und einfacherer Bauweise. Im Vergleich zu Druckwasserreaktoren weisen Siedewasserreaktoren allgemein kleinere Containmentvolumen, dafür jedoch Druckabbausysteme auf. Dies gilt abgesehen vom Mark III-Typ auch für die neuesten Siedewasserreaktorkonzepte in Deutschland, Japan und Schweden. Bezogen auf die Leistung verfügt das KKM über eines der grössten Containmentvolumen von Siedewasserreaktoren.

Konzept der Sicherheitssysteme

Das ursprünglich 2-strängige Sicherheitssystem entspricht dem amerikanischen Konzept. Durch die Stränge 3 und 4 des SUSAN ist die Sicherheitstechnik quasi 4-strängig, jedoch sind die beiden "alten" Stränge nicht gleichwertig zu den beiden "neuen" Strängen. Die Anordnung aller Notspeisepumpen und Kernnotkühlpumpen im Reaktorgebäude mit Separation lediglich durch Distanz ist eine Abweichung vom heutigen Stand der Technik. Deshalb muss allfälligen Ueberflutungs- und Brandszenarien grosse Aufmerksamkeit geschenkt werden (Kap. 5.4.2.6, 5.4.2.7, 8.2.5 und 9.3.2.2).

Erdbebenqualifikation der Sicherheitssysteme

Gemäss heutigem Stand der Technik werden alle Sicherheitssysteme für Erdbeben qualifiziert, auch wenn kein kausaler Zusammenhang zwischen dem Erdbeben und der Anforderung des Sicherheitssystems besteht. Damit erspart man sich eine Eingrenzung der möglichen Erdbebenfolgen. Im Falle KKM sind nur die Stränge 3 und 4 vollständig auf Erdbeben qualifiziert. Mit diesen Strängen allein können die Konsequenzen eines Erdbebens beherrscht werden.

Sicherheits-Leittechnik

Heute werden vermehrt elektronische Komponenten anstelle der früheren Relais-Technik eingesetzt. Von elektronischen Komponenten wird höhere Zuverlässigkeit und bessere Prüfbarkeit erwartet. Letztlich zwingt auch die fehlende Ersatzteilbeschaffung zur Umstellung auf heutige Geräte. Beim KKM ist u. a. das Reaktorschutzsystem noch in Relais-Technik ausgeführt. Dessen Ersatz durch ein modernes Reaktorschutzsystem ist bereits in Arbeit und wird in nächster Zeit abgeschlossen.

Werkstoffe und Wiederholungsprüfbarkeit druckführender Teile

In Europa besteht seit mehreren Jahren die Tendenz, die Anzahl von Werkstoffen für druckführende Teile von Kernkraftwerken zu reduzieren, um sich auf möglichst "optimale" Werkstoffe zu beschränken. Das bedeutet nicht, dass die anderen Werkstoffe ungeeignet wären, aber sie sind zum Teil empfindlicher gegen Herstellungs- und Montagefehler. KKM verfügt mit der ersetzten Umwälzleitung über einen Werkstoff mit optimaler Widerstandsfähigkeit gegen Spannungsrissskorrosion. Der Reaktordruckbehälter besteht nicht aus dem aus heutiger Sicht optimalen Werkstoff, kommt diesem aber nahe (Kap. 6.4.1).

Auf Wiederholungsprüfbarkeit wird heute mehr Wert gelegt als früher. Insbesondere beim Reaktordruckbehälter des KKM bestanden mehr Einschränkungen auf Prüfbarkeit als heute üblich. Durch die Entwicklung neuer Prüfgeräte konnte dieser Rückstand teilweise aufgeholt werden. Eine weitere Entwicklung zur Verbesserung der Prüfbarkeit des Reaktordruckbehälters ist im Gange. Die Bewertung

erfolgt in Kap. 6.4.1.7. Bei den Umwälzleitungen entspricht die Prüfbarkeit dem heutigen Stand der Technik.

Schutz gegen äussere Einwirkungen

Der in der Schweiz heute übliche Schutz gegen äussere Einwirkungen (Flugzeugabsturz, Ueberflutung, Blitzschlag, Einwirkungen Dritter) war in der ursprünglichen Anlage nicht oder nicht ausreichend enthalten. Durch die Nachrüstung mit SUSAN wurde diese Lücke geschlossen, soweit dies bei einer bestehenden Anlage durchführbar ist. Die begrenzte Nachrüstung zum Schutz gegen Flugzeugabsturz wird anhand der Risikostudie bewertet.

Brennelemente

Brennelemente unterliegen einer stetigen Entwicklung, bei der eine Verbesserung der Brennstoffausnutzung und der Sicherheit angestrebt wird. Dies ist möglich, da die Brennelemente nach ca. 4-jährigem Einsatz im Kern abgebrannt sind und ausgewechselt werden müssen. Seit der Betriebsaufnahme wurden im KKM mehrfach neue Brennelementtypen eingesetzt. Diese können eine höhere mittlere Brennelement-Leistung bei gleicher maximaler Brennstableistung erzeugen, wodurch eine Leistungserhöhung ohne Veränderung der Betriebsgrenzwerte des Brennstoffs möglich ist.

4. BISHERIGE BETRIEBSERFAHRUNGEN

4.1 ALLGEMEINER UEBERBLICK

Der Betrieb eines Kernkraftwerks muss im Rahmen der in der Betriebsbewilligung vorgeschriebenen Grenzwerte für die thermische Leistung und die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umgebung und unter Einhaltung der in den Technischen Spezifikationen festgehaltenen Betriebs- und Sicherheitsgrenzwerte erfolgen. Unter diesen Randbedingungen lassen sich aus der Verfügbarkeit eines Kraftwerkes Rückschlüsse auf den technischen Zustand und die Betriebsführung ziehen. Ein weiterer Aspekt in diesem Zusammenhang ist die Anzahl der ungeplanten - d. h. durch Betriebsstörungen verursachten - Reaktorabschaltungen. Sowohl bezüglich der Verfügbarkeit als auch der Anzahl Abschaltungen weist das KKM seit der Aufnahme des kommerziellen Betriebes am 6.11.1972 im internationalen Vergleich sehr gute Werte auf.

Als Mass für die Verfügbarkeit wird hier die Arbeitsausnutzung betrachtet. Diese ist definiert als das Verhältnis der effektiven zur theoretisch möglichen jährlichen Energieerzeugung. Sie lag mit wenigen Ausnahmen im Bereich von ca. 86 % bis 90 %. Diese Ausnahmen betrafen das erste Betriebsjahr 1973 mit 75 % und die Jahre 1974, 1986 und 1989 mit 69 %, 74 % bzw. 81 % Arbeitsausnutzung. 1974 und 1986 wurden grössere Änderungen bzw. Reparaturen durchgeführt, und 1989 wurde während eines verlängerten Revisionsstillstandes das neue Notstandssystem SUSAN angeschlossen und ausgeprüft.

Die Anzahl der ungeplanten Reaktorabschaltungen aus dem Leistungsbetrieb betrug 31 für die Periode von 18 Jahren (1973 - 1990). Davon entfielen 12 Abschaltungen auf die ersten zwei Jahre. In den letzten 10 Jahren war im Mittel weniger als eine ungeplante Abschaltung im Jahr zu verzeichnen. Für die Jahre 1985 - 1989 betrug die mittlere Anzahl der ungeplanten Abschaltungen pro Jahr 0,4 beim KKM, bei allen schweizerischen Kernkraftwerken 1,5 pro Anlage und bei den Kernkraftwerken der USA ca. 2,5 pro Anlage. Die geringe Störanfälligkeit des KKM ist günstig für die Sicherheit und für die Beanspruchung der Komponenten, insbesondere derjenigen des Reaktorkühlsystems. Damit werden entsprechende Alterungseffekte verzögert.

Die besonderen Ereignisse in der Anlage seit der Aufnahme des nuklearen Betriebes anfangs 1971 sind im Kap. 4.3 beschrieben. Hier seien die zwei Ereignisse erwähnt, die eine mehr übergeordnete Bedeutung für die nukleare Sicherheit hatten: Der schwere Öl- und Kabelbrand im Maschinenhaus während der Inbetriebnahmephase (28.7.1971) und die Störung im Abluftsystem des kontrollierten Bereiches (Sommerstillstand 1986).

Ueber den internationalen Erfahrungsaustausch wurden der Betreiber und die HSK auch über sicherheitsrelevante Vorkommnisse in vergleichbaren ausländischen Anlagen informiert. Dabei zeigte es

sich, dass die meisten der im KKM aufgetretenen Ereignisse eher generischer Natur waren, d. h. sie traten bei vielen oder allen Anlagen des gleichen Herstellers auf. Bei deren Behebung konnte sich das KKM deshalb auch auf ausländische Erfahrungen abstützen. Die Ursachen aller für die Sicherheit des KKM relevanten Ereignisse wurden durch entsprechende Massnahmen systematisch behoben (Kap. 4.3 und 4.4). Die schweren Unfälle von Three Mile Island und Tschernobyl haben das Sicherheitskonzept des KKM nicht in Frage gestellt; dennoch waren sie Anlass für Ueberprüfungen und Verbesserungen (Kap. 4.5).

Die jährlichen Kollektivdosen des beruflich-strahlenexponierten Eigen- und Fremdpersonals lagen mit Ausnahme der Jahre 1985 und 1986 unterhalb des behördlichen Richtwerts von 4 mSv. Diese beiden Ausnahmen hingen mit Prüfung, Reparatur und Auswechslung der Reaktorumwälzschleifen zusammen (Kap. 4.6.1 und 4.6.2).

Die jährlichen Abgaben radioaktiver Stoffe an die Atmosphäre und an die Aare betragen in der Regel wenige Prozente der behördlich vorgeschriebenen Grenzwerte. Die Ausnahmen betrafen die flüssigen Abgaben in der Periode 1973 - 1976 und erhöhte Werte für die Abluft im Jahre 1986 (Kap. 4.6.3).

Bis zum heutigen Zeitpunkt sind weltweit in Kernkraftwerken mit Siedewasserreaktoren keine schweren Unfälle, d. h. Störfälle mit schwerer Kernbeschädigung, aufgetreten. Damit die Sicherheit auch in Zukunft in gleichem Masse gewährleistet bleibt, ist nebst der Betriebsführung auch der Aufrechterhaltung der Qualität der Baustrukturen und Ausrüstungen grosse Aufmerksamkeit zu schenken (Kap. 4.7).

4.2 RUECKBLICK AUF DURCHGEFÜHRTE INBETRIEBNAHMEVERSUCHE

Es werden folgende Versuchsreihen unterschieden:

- Nichtnukleare Vorbetriebsversuche
- Nukleare Inbetriebnahmeversuche
- Versuche bei der Inbetriebnahme des Notstandsystems SUSAN

4.2.1 Nichtnukleare Vorbetriebsversuche

Vor den nichtnuklearen Vorbetriebsversuchen waren jeweils, als Abschluss der Installation und der Montage, umfangreiche Prüfungen und Kontrollen durchgeführt worden, die auf detaillierten Anweisungen der Hersteller basierten. Dabei wurden u. a. die fachgerechte Montage kontrolliert, Abpress- und Dichtheitsversuche der Systeme - insbesondere des Reaktorkühlsystems und des Primärcontainments - durchgeführt, die notwendigen Einstellungen der Mess-, Steuer- und Regelsysteme vorge-

nommen und die korrekte Funktion der einzelnen Systemteile ausgeprüft. Diese Tests wurden von den jeweiligen Lieferanten unter Aufsicht des Hauptlieferanten und des zuständigen Personals des Bauherrn durchgeführt.

Die Zielsetzung der nichtnuklearen Vorbetriebsversuche war der Nachweis des anforderungsgerechten Funktionierens und Zusammenwirkens der Komponenten eines Systems oder mehrerer Systeme. Diese Versuche erfolgten vor dem erstmaligen Beladen des Reaktors mit Brennstoff bis Anfang 1971. Aus technischen Gründen konnten, wie üblich, einige Systemversuche erst während der nuklearen Inbetriebnahme durchgeführt werden.

Die Vorbetriebsversuche an den fertiggestellten Systemen wurden in einem auch heute in Kernkraftwerken üblichen Umfang durchgeführt. Sie basierten auf Versuchsspezifikationen des Reaktorlieferanten bzw. seines Konsortialpartners. Ersterer verfasste die Spezifikationen für den Reaktor und das Primärcontainment mit den zugehörigen Betriebs- und Sicherheitssystemen und für die Aufbereitungsanlage für flüssige radioaktive Abfälle. Der Lieferant der Sekundäranlage war zuständig für die Spezifikationen der von ihm gelieferten sicherheitsrelevanten Systeme, z. B. der Frischdampfdruckregelung, der Wechsel- und Gleichstromversorgung, der Speisewasserversorgung, der nuklearen Kühlwassersysteme sowie der Lüftungs-, Notabluf- und Abgasanlagen.

Bedingt durch ihre Komplexität waren vor allem die Versuche mit der Notstromversorgung sehr aufwendig. Diese wurde abschliessend im Rahmen eines kombinierten System-Vorbetriebstests zusammen mit dem Kernnotkühlsystem mit Erfolg ausgeprüft. Dabei wurde der Ausfall des Netzes sowohl mit als auch ohne Notstromversorgung aus dem Wasserkraftwerk simuliert.

Ebenfalls sehr umfangreich waren die Vorversuche mit der damals neuartigen Drehzahlregelung der Speisewasserpumpen mittels untersynchroner Stromrichteraskade. Bei den Lüftungsanlagen des kontrollierten Bereiches erwiesen sich zahlreiche zusätzliche Raumabdichtungen zur Gewährleistung einer gerichteten Luftströmung als notwendig. Im weiteren war auch eine Modifikation des Notablufsystems notwendig, um dieses gegen unerlaubten Unterdruck zu schützen. Zusammen mit der Notablufanlage wurde auch die Dichtheit des Sekundärcontainments erfolgreich geprüft.

Die Vorbetriebsversuche am Reaktor und an den nuklearen Sicherheitssystemen verliefen ohne besondere Probleme, was auf die sorgfältige Projektierung und Ausführung, vor allem aber auf die, damals in Europa noch weitgehend unbekannte, systematische Qualitätssicherung des amerikanischen Reaktorlieferanten und seine strenge Kontrolle der Untertieranten zurückgeführt werden muss.

4.2.2 Nukleare Inbetriebnahmeversuche

Aufgrund der abschliessenden Kontrolle der Vollständigkeit und der Ergebnisse der durchgeführten Vorbetriebsversuche durch die Sicherheitsbehörde wurde die Inbetriebnahmebewilligung am

24.2.1971 erteilt. Darauf wurde am 25.2.1971 mit dem Laden des ersten Brennelementes die Phase der nuklearen Inbetriebnahme eingeleitet.

Die Zielsetzung der nuklearen Inbetriebnahme war die Überprüfung des richtigen Funktionierens der Gesamtanlage. Die Inbetriebnahmephase beinhaltete auch Versuche, welche vom Charakter her einem nichtnuklearen Vorbetriebsversuch entsprachen, aber aus technischen Gründen nur bei beladenem Reaktor bzw. nur mit nuklearer Leistung durchgeführt werden konnten. Dazu gehören z. B. die Prüfung der Kerninstrumentierung und -überwachung, der Turbogruppen und Dampfumleitsysteme mit den Regel- und Schutzsystemen, der Speisewasser-, Umwälz- und Notspeisewassersysteme (RCIC) mit den zugehörigen Regelsystemen und der Abblaseventile des Reaktors.

Aus der Sicht der Aufsichtsbehörde waren bei der nuklearen Inbetriebnahme vor allem der sichere Betrieb der Gesamtanlage und, soweit simulierbar, die Beherrschbarkeit von Störfällen nachzuweisen. Dazu wurden unter anderem bei verschiedenen Leistungsstufen Störungen ausgelöst, um das Verhalten des Reaktors, der Schutz-, Sicherheits- und zugehörigen Versorgungssysteme sowie der Turbogruppen und weiterer Betriebssysteme zu prüfen und mit den Erwartungswerten zu vergleichen.

Grundsätzlich wurden die Abläufe derjenigen Störfälle experimentell überprüft, mit deren Auftreten während der Lebensdauer der Anlage zu rechnen ist. Die Auswirkungen anderer Störungen, mit deren Auftreten während der Lebensdauer der Anlage nicht gerechnet wird, wurden nur mittels Modellrechnungen überprüft (Kap. 8).

Der Ablauf der nuklearen Inbetriebnahme sowie Art und Umfang der Versuche entsprachen weitgehend den heutigen Gepflogenheiten. Die Basis bildete die "Startup Test Specification" des Reaktorlieferanten, welche das gesamte nukleare Inbetriebnahmeprogramm beinhaltet und zu jedem Versuch die Zielsetzungen, die Durchführung und die Beurteilungskriterien beschreibt.

Die Spezifikation teilt die gesamte Inbetriebnahme in 5 Phasen auf. Die erste (I) betrifft die bereits behandelten Vorbetriebsversuche. Der nukleare Betrieb begann mit Phase II, welche das Brennstoffladen und die Versuche mit offenem Reaktordruckbehälter beinhaltete. In der Phase III wurde der Reaktor erstmals auf Betriebsdruck und -temperatur gefahren. Sie begann nach Erteilung der Bewilligung zur Aufnahme des Leistungsbetriebs vom 13.5.1971, welche ebenfalls auf dem Gutachten der KSA vom Februar 1971 basierte. Diese Bewilligung galt auch für die Hauptversuchsphase IV und den anschliessenden Probetrieb in Phase V. Sie wurde zunächst auf den 31.12.1971 betristet und mit einer weiteren Bewilligung bis Ende 1972 verlängert.

Die Phase IV beinhaltete alle Versuche bei Leistung, die in Stufen auf ca. 10 - 15, ca. 25, 50, 75 und 100 % der Reaktornennleistung erhöht wurde. Die Phase III und die einzelnen Leistungsstufen der Phase IV, wie auch die Phase V und der anschliessende Routinebetrieb bedingten Freigaben der Si-

cherheitsbehörde, die sich jeweils vorher vom befriedigenden Ergebnis der durchgeführten Versuche überzeugt hatte.

Beim KKM handelte es sich um die erste Siedewasserreaktoranlage mit zwei parallel geschalteten Dampfturbinen. Folglich mussten die Regel- und Abschaltversuche bei mehreren Betriebszuständen sowohl mit einer Turbine - einschliesslich deren Bypasssystem - als auch mit zwei Turbinen im Parallelbetrieb durchgeführt werden.

Im Frühling 1971 fanden, jeweils mit einer der beiden Turbinen, die Versuche bis 50 % Reaktorleistung statt. Am Abend des 28.7.1971 sollten erstmals beide Turbinen bei dieser Leistung parallel auf den Reaktor geschaltet werden. Unmittelbar vor dem Anfahren der Turbogruppe A brach jedoch im Bereich der bereits laufenden Turbine B ein Ölbrand aus, der sich zu einem Kabelbrand ausweitete (Kap. 4.3.1). Nach der Wiederinstandstellung der Anlage wurde die Inbetriebnahme am 17.3.1972 wieder aufgenommen. Zuerst wurde das Anlageverhalten erneut bis 50 % Leistung mit jeweils einer Turbogruppe verifiziert. Am 19.7.1972 begannen dann die Versuche mit zwei Turbinen. Nach einigen kurzen Unterbrüchen für Anpassungen im Bereich der Frischdampfdruckregelung konnten die Versuche der Phase IV am 4.9.1972 mit Erfolg beendet werden. Die anschliessende Phase V verlief ebenfalls erfolgreich, so dass die nukleare Inbetriebnahme am 3.11.1972 abgeschlossen werden konnte.

Während der Versuchsphasen wurde die Anlage von der Betriebsmannschaft des KKM gefahren. Ihr standen immer mindestens ein lizenzierte(r) Operateur des Reaktorlieferanten und weitere Ingenieure der beiden Hauptlieferanten zur Seite. Verantwortlich für die Versuche waren spezielle Testingenieure des Reaktorlieferanten. Diese haben die Ergebnisse der Versuche in zwei Berichten zusammengefasst, die auch der Behörde übergeben wurden.

Die Versuche und deren Ergebnisse werden hier kurz zusammengefasst, wobei auch auf besondere Ereignisse eingegangen wird. Gesamthaft handelt es sich um ca. 30 unterschiedliche Versuche, die - von Spezialtests abgesehen - jeweils bei mehreren Betriebszuständen erfolgten. Die Versuche lassen sich nach ihrem Charakter wie folgt gruppieren:

a) Reaktor

- Brennstoffladen, Kritikalität und Abschaltsicherheit
- Steuerstäbe: Verhalten und Kalibrierung
- Kerninstrumentierung
- Leistungsverteilung im Kern
- Verhalten des Neutronenflusses bei Steuerstabbewegungen

b) Anlageverhalten

- RCIC-System im Druckbereich 10 - 70 bar
- Regelversuche an den Frischdampf-, Speisewasser und Umwälzsystemen; Abschalten von Speise- und Umwälzpumpen
- Frischdampfisolation: Verhalten der Ventile und der Anlage beim Schliessen
- Abblaseventile: Verhalten und Kapazitätskontrolle
- Verhalten der Anlage und der Turbogruppen bei Turbinen- und Generatorabschaltung
- Ausfall der externen Stromeinspeisungen mit Turbinenabschaltung

c) Weitere Versuche

- Chemie, Radiochemie und Strahlenbelastung in der Anlage
- Prozesscomputer
- Temperaturen im Reaktordruckbehälter, Dehnung von Leitungen im Drywell, Vibration von Reaktoreinbauten
- Elektrische Leistung und Wärmeverbrauch

Beurteilung

Die Versuchsergebnisse entsprachen durchwegs den Erwartungen, und es traten nur einige wenige Probleme mit einer gewissen Bedeutung auf. Insbesondere verliefen die Abschaltversuche der Turbinen bzw. der Generatoren und einer Hauptspeisewasserpumpe, welche beim SWR eine starke Rückwirkung auf den Reaktor ausüben, erfolgreich. Es traten dabei keine übermässigen Druck- oder Niveauänderungen im Reaktor auf, so dass keine Schnellabschaltung und kein Ansprechen der Abblaseventile erfolgte.

Anfänglich war die Frischdampfdruckregelung sehr unstabil, was grössere Schwankungen der Reaktorleistung bewirkte. Dies war auch an anderen Siedewasserreaktoren beobachtet worden. Diese Leistungsschwankungen konnten erst durch eine Kombination von Massnahmen - grössere Messleitungen sowie Anpassungen der hydraulischen Druckregler und der Turbinenventileinstellung - beseitigt werden.

Besondere Ereignisse

Aus der Inbetriebnahmephase sind noch folgende besonderen Ereignisse zu erwähnen:

- Bei einer Frischdampfisolation schlossen einige der 8 Hauptisolationsventile auf Anforderung nicht. Der Mehrfachfehler war die Folge einer inkorrekten Ausführung der Vorsteuerventile, welche empfindlich auf die relativ hohe Umgebungstemperatur reagierten. Der Fehler wurde durch Modifikation der Vorsteuerventile behoben.
- Der bei 51 % Reaktorleistung durchgeführte Versuch "Abschaltung der externen Stromversorgung und der Turbinen" verlief zwar erfolgreich bezüglich des Verhaltens des Reaktors und des Notspeisewassersystems RCIC, musste aber durch einen nicht geplanten Eingriff vorzeitig abgebrochen werden. Erwartungsgemäss war es zu einem Ansprechen von 2 Abblaseventilen gekommen, von denen aber eines erst nach starkem Druckabfall bei etwa 46 bar wieder schloss. Der Eigenbedarf und eine Speisepumpe wurden wieder zugeschaltet, um einer zu grossen Niveausenkung im Reaktor und damit einem eventuellen Ansprechen des Kernsprühsystems zuvorkommen. Das einige Minuten dauernde Abblasen in den Torus führte dort zu Druckpulsationen infolge örtlich zu hoher Wassertemperatur. Für die getroffenen Abhilfemassnahmen sei auf Kap. 4.3.2 verwiesen.

4.2.3 Inbetriebnahme von SUSAN

Bei der Inbetriebnahme des Notstandsystems SUSAN wurde im wesentlichen dieselbe Vorgehensweise wie bei der Inbetriebnahme der Gesamtanlage angewandt. Nach Montageabschluss wurde zunächst die fachgerechte Installation und das korrekte Funktionieren der verschiedenen Systemteile einzeln überprüft. Hierauf wurden während des Revisionsstillstandes von 1989 folgende SUSAN-Integralversuche durchgeführt:

- Nachweis der SUSAN-Strangunabhängigkeit
- Ausfall des SUSAN-Bedienungspultes im Hauptkommandoraum
- Kurz- und langzeitiger Verlust der externen Stromeinspeisung
- Kombinierte CS/ALPS-Niederdruck-Notkühleinspeisung in den Reaktordruckbehälter
- Nachweis der ausreichenden Kapazität der Stickstoffspeicher für die Sicherheits-/Abblaseventile
- Abblasetest der neu eingebauten Druckentlastungsventile (PRV)
- ALPS-Einspeisung mit Wasserrücklauf zum Torus durch geöffnete PRV

Im August 1990 wurde die Anlage automatisch mit einer SUSAN-Division in den Stillstand abgefahren, und schliesslich wurden während der Stillstände 1990 und 1991 Blitzsimulationsmessungen durchgeführt.

Abgesehen von der ersten Blitz-Simulationsmessung (Kap. 6.13) verliefen alle erwähnten Versuche erfolgreich. Damit ist die Funktionstüchtigkeit von SUSAN bis auf diese Ausnahme nachgewiesen.

4.3 BESONDERE EREIGNISSE IM KKM

In diesem Kapitel werden die bedeutenderen Störfälle beschrieben, die sich während des bisherigen Betriebs im KKM ereignet haben. Die gewonnenen Erkenntnisse wurden zum Teil auch in anderen Siedewasser-Reaktoranlagen verwertet.

4.3.1 Brand im Maschinenhaus

Während der Inbetriebnahme im Jahre 1971 löste sich eine Rohrverschraubung des Steuerölsystems im Bereich der Turbine B, was zu einem Grossbrand führte. Infolge einer noch fehlenden Brandschottung pflanzte sich der Brand über brennende Kabel fort und zerstörte auch einige sicherheitstechnisch wichtige Kabel, bevor er gelöscht werden konnte. Der Brand zeigte einerseits Mängel im Brandschutz, andererseits mussten einige bis damals anerkannte Annahmen korrigiert werden, z. B. dass bei einem Flammpunkt von 354 °C und einer Dampftemperatur von 286 °C eine Selbstzündung des Oels nicht möglich sei. Nachträglich konnte durch Versuche festgestellt werden, dass das Einsickern von Öl in die Asbestisolierung auch unterhalb des Flammpunktes zum Glimmen und schliesslich zum Brand führte. Im weiteren mussten die damaligen Vorstellungen über "schwer brennbare" Kabel korrigiert werden, da diese, wenn sie einmal in Brand geraten waren, den Brand fortpflanzten.

Von den umfangreichen getroffenen Massnahmen sollen nur einige wenige erwähnt werden:

- Bessere Sicherung von Rohrverschraubungen
- Einbau eines Brandschutzventils, welches das Steueröl absperrt, ohne die Schmierölversorgung zu verhindern (im KKM besitzen Steuerung und Schmierung einen gemeinsamen Kreislauf)
- Umfangreiche Brandschottungen verhindern jetzt einen Brandübertritt in andere Brandabschnitte.

Die aus diesem Vorfall gewonnenen Erkenntnisse sind auch in internationale Brandvorschriften eingeflossen.

4.3.2 Vibrationen bei der Kondensation von Dampf im Torus

Die Kenntnisse über die Vorgänge bei der Dampfkondensation waren zur Zeit der Inbetriebnahme ungenügend (siehe auch Ereignis in Würgassen 1972, Kap. 4.4). Ein Inbetriebnahmetest am 1.7.1972

mit absichtlich längerem Abblasen von Reaktordampf in den Torus führte zu Kondensationsschlägen wegen örtlich zu hoher Wassertemperatur. Die beiden Lieferanten von Siedewasserreaktoren haben daraufhin durch Versuche die Gebiete mit stabiler Kondensation bestimmt, und durch Betriebsvorschriften wurde sichergestellt, dass die Gebiete instabiler Kondensation vermieden werden. Anstelle der einfachen Kondensationsrohre wurden im KKM 1982 Lochrohrdüsen eingebaut, die eine stabile Kondensation bis nahe an die Sättigungstemperatur ermöglichen. Ihre Funktionstüchtigkeit wurde später durch Laborversuche experimentell nachgewiesen.

4.3.3 Vibrationen an Kerneleinbauten

Die zwischen den Brennelementkästen angeordneten Messlanzen wurden strömungsbedingt zu Schwingungen angeregt und führten zu Beschädigungen der Kästen. Durch Verschliessen von Bohrungen in der unteren Gitterplatte und Anbringen von Querbohrungen im Brennelementfluss konnten die Vibrationen eliminiert werden.

4.3.4 Risse in den Speisewasserverteilern

Die 4 Speisewasserverteilersegmente innerhalb des Reaktorbehälters waren ursprünglich zu schwach befestigt und wurden durch die Speisewasserströmung zu Vibrationen angeregt, was schliesslich zu Rissen an den hochbeanspruchten Stellen führte. Der Ersatz durch eine geänderte Konstruktion war erfolgreich. Die regelmässigen Inspektionen seit dem Einbau im Jahre 1974 zeigten keinerlei Schäden.

4.3.5 Spannungsrisskorrosion in den Umwälzleitungen

Bestimmte austenitische Werkstoffe sind auf interkristalline Spannungsrisskorrosion anfällig, falls gleichzeitig eine Benetzung durch ein sauerstoffhaltiges Kühlmittel erfolgt, ein sensibilisierter Werkstoff verwendet wird und Zugspannungen vorhanden sind. Diese Bedingungen trafen für die Umgebung der Schweissnähte der Umwälzleitung zu. Viele Kernkraftwerke des gleichen amerikanischen Lieferanten wurden von Spannungsrisskorrosion betroffen, ohne dass es allerdings zu grösseren Lecks oder gar zu Rohrbrüchen gekommen wäre. Auf Veranlassung der HSK wurde 1985 das Prüfprogramm an den Umwälzschleifen stark erweitert, und es wurden zahlreiche Rissanzeigen gefunden. Die HSK erlaubte eine zeitlich befristete Fortsetzung des Betriebes um ein Jahr nur unter der Bedingung, dass einige stark betroffene Schweissnähte mittels Auftragsschweissung sofort repariert wurden. KKM hat 1986 die gesamten Umwälzleitungen durch solche mit einem besser geeigneten Werkstoff ersetzt und dabei zusätzlich die Anzahl Schweissnähte reduziert, die Prüfbarkeit verbessert sowie die Rohrausschlagsicherungen ergänzt und demontierbar gemacht.

4.3.6 Unkontrollierte Radioaktivitätsabgabe

Eine Verkettung mehrerer ungünstiger Umstände führte 1986 zu einer Freisetzung radioaktiver Aerosole über die Kaminabluft, ohne dass dies von der Abluft-Ueberwachung festgestellt wurde (Kap. 4.6.3). Die Gründe waren:

- Von einer Harzzentrifuge wurden Ionenaustauscherharze nicht wie vorgesehen in der Zentrifuge zurückgehalten, sondern an die Abluft abgegeben.
- Defekte Aerosolfilter im Abluftsystem. Der Defekt wurde mit den damals üblichen Methoden (wöchentliche Druckdifferenzmessung) nicht festgestellt.
- Fehlmessung der Aerosole im Abluftkamin. Durch Auslegung und Kalibrierung auf ein normiertes, aber für Ionenaustauscherharze nicht zutreffendes Korngrössenspektrum, konnten die schweren Aerosole praktisch nicht erfasst werden.

Dieses Ereignis hatte weder eine Gefährdung des Reaktors noch eine Gefährdung von Personen innerhalb und ausserhalb der Anlage zur Folge. Jedoch wurde die Umgebung (ca. 1 - 2 km²) mit radioaktiven Ablagerungen so kontaminiert, dass eine zusätzliche, über die Jahre langsam abnehmende Dosis resultierte, die heute maximal ca. 0,02 mSv/Jahr beträgt. Das Ergebnis deckte einige Mängel auf und ist deshalb von grundsätzlicher Bedeutung. Diese Mängel betrafen die Installationen zur Zentrifugierung der Harze, die Methoden zur Ueberwachung der Abluftfilter und die Probenahme und Messung der Aerosole in der Kaminabluft. KKM hat daraufhin auf Veranlassung der HSK umfangreiche Verbesserungen vorgenommen. Aufgrund des Ereignisses wurden in allen schweizerischen Kernkraftwerken, und zum Teil auch in ausländischen, Verbesserungen bei der Erfassung der Aerosole in der Abluft sowie bei der Ueberwachung der Abluftfilter durchgeführt.

4.3.7 Beurteilung

Von den sechs hier beschriebenen Ereignissen hatte nur der Brand einen direkten Einfluss auf die Sicherheit des Reaktors. Die vier Ereignisse 4.3.2 bis 4.3.5 sind nicht spezifisch für KKM, sondern traten auch in anderen Siedewasserreaktoren auf. Die unkontrollierte Abgabe von Radioaktivität wird hier nicht wegen der Gefährdung der Umgebung erwähnt, sondern weil mehrere Mängel beim Betrieb, bei der Ueberwachung und der Messtechnik auftraten. Das Zusammentreffen derart ungünstiger Umstände ist allerdings für KKM bisher ein einmaliges Ereignis.

4.4 EREIGNISSE IN ANDEREN SIEDEWASSERANLAGEN

Es werden nur solche Ereignisse aufgeführt, die nicht mit einem der Ereignisse von 4.3 identisch sind.

- Beschädigung des Containments im KKW Würzgassen (1972)

Der Schaden entstand durch Kondensationsschläge, ähnlich wie in Kap. 4.3.2 beschrieben, bei längerem Abblasen infolge eines offengebliebenen Sicherheits-/Abblaseventils. Wie im KKM wurde die Störungsursache durch den Einbau von Lochrohrdüsen behoben. Die rechtzeitige Reaktorabschaltung, welche in Würzgassen unterblieben ist, wird im KKM heute automatisch durch hohe Wassertemperatur im Torus ausgelöst.

- Kabelbrand im KKW Browns Ferry (1975)

Ein Monteur verursachte mit einer Kerze bei der Suche nach Luftlecks unabsichtlich einen Kabelbrand, der einen Teilausfall der Reaktorsteuerung zur Folge hatte. Der Brand im Maschinenhaus hat im KKM schon zu umfangreichen Ertüchtigungen geführt. Mit SUSAN ist es jetzt sehr unwahrscheinlich, dass ein Brand zu einer Gefährdung des Reaktors führt.

- Ueberspeisung des Reaktorbehälters im KKW Gundremmingen A mit nachfolgendem Schaden im Frischdampfsystem (1977)

Eine Ueberspeisung kann viele Ursachen haben, weshalb der konkrete Ablauf des Ereignisses in Gundremmingen für KKM nicht relevant ist. Das KKM verfügt über einen Ueberspeisungsschutz für alle Hochdrucksysteme, d. h. für das Speisewassersystem und das Notspeisesystem RC1C.

- Dampfleck im Maschinenhaus des KKW Brunsbüttel (1978)

Wegen falscher Reaktion des Schichtpersonals wurde das Leck erst nach Stunden abgesperrt. Während dieser Zeit strömte radioaktiver Primärdampf über Dachklappen aus dem Maschinenhaus. Aufgrund dieses Störfalles wurde im KKM die Maschinenhauslüftung derart geändert, dass kleine bis mittlere Dampflecks kontrolliert über die Abluft und den Kamin entlastet werden können. Zusätzliche automatische Gegenmassnahmen zur Absperrung von Dampflecks sind geplant (Kap. 8.2.6).

- Teilversagen der Reaktorschnellabschaltung, Browns Ferry 3 (1980)

Anlässlich einer Prüfung fuhr ein Teil der Steuerstäbe nicht bis zur Endstellung in den Kern ein. Ursache war das vor der Schnellabschaltung bereits teilweise mit Wasser gefüllte Scram-Ablasssystem. Trotz Niveau-Ueberwachung an der tiefsten Stelle konnte sich aufgrund einer ungeeigneten Rohrleitungsführung Wasser ansammeln. Das Prinzip der Schnellabschaltung ist im KKM gleich wie in Browns Ferry 3; jedoch ist das teilweise aus Rohrleitungen bestehende Ablasssystem sehr anlagespezifisch ausgeführt. Dasjenige von KKM weist keine Schwachstellen analog Browns Ferry auf. Füllungs- und Entleerungsversuche bestätigten dies. Vorsichtshalber wurde dennoch die Verbindungsleitung zum Scram-Ablassbehälter vergrössert (Kap. 6.6.2.3).

- Kühlmittel-Leck ausserhalb Containment, Hatch 2 (1982)

Dieser Störfall zeigte die Möglichkeit eines Kühlmittelverlusts aufgrund eines Ventilversagens im Scram-Ablasssystem und Folgestörungen am RCIC aufgrund von Dampfaustritt aus dem Apparate-Entwässerungstank und aus Entwässerungsleitungen. Obwohl KKM ein gleiches Anlagenkonzept aufweist wie Hatch 2, sind im Detail viele Unterschiede vorhanden. Insbesondere ist das RCIC auf die Umgebungsbedingungen bei Dampflecks (Temperatur und Dampfatmosphäre) ausgelegt. Im weiteren hat die HSK ein redundantes Absperrventil am Scram-Ablassbehälter gefordert (Kap. 6.6.5.1).

- Ueberdruckbeanspruchung von am Reaktor angeschlossenen Niederdrucksystemen, verschiedene SWR-Anlagen, auch DWR-Anlage Biblis A (1987)

Die Druckbeaufschlagung erfolgte über undichte oder sogar teiloffene Rückschlagklappen und Fehlschaltungen von Motorventilen. Solche Fehlschaltungen können sich bei Funktionsprüfungen oder durch Bedienungsfehler ereignen. Die potentiellen Folgen einer Ueberbeanspruchung des Niederdrucksystems sind ernst: Es entsteht ein Kühlmittelverlust ausserhalb des Containments, welcher im Rahmen der Auslegung nicht postuliert und deshalb nicht berücksichtigt wird. Im KKM wurde der Schutz der Niederdrucksysteme detailliert überprüft. Es sind Druckverriegelungen der Einspeisearmaturen, Sicherheitsventile und eine Drucküberwachung vorhanden. Die Ueberprüfung weiterer Massnahmen wird in Kap. 6.6.3.8 diskutiert.

- Anfahren mit geschlossenem Ladewasserventil, Leibstadt (1990)

Infolge des geschlossenen Ladewasserventils wurden die Akkumulatoren des Reaktorschnellabschaltsystems nicht geladen, so dass während etwa 3 Stunden die Schnellabschaltung nicht funktionsfähig war. Als Abschaltmöglichkeit blieben noch das manuelle Stabfahren und die Auslösung des Vergiftungssystems. Im KKM wird das Ladewasserventil nie geschlossen, und es kann auch nicht vom Kommandoraum aus ferngesteuert werden. Weiterhin können die Anzeigen über gestörte Akkumulatoren auf dem Reaktorfahrpult nicht gelöscht werden, so dass ein Uebersehen dieser Anzeigen ausgeschlossen werden kann. Die HSK hat aber empfohlen, einen Druckalarm nach dem Ladewasserventil zu installieren (Kap. 6.6.2.1).

Beurteilung: Von den bisher in anderen Siedewasserreaktoren aufgetretenen Störfällen sind lediglich der Kabelbrand und das teilweise Abschaltversagen, beides in Browns Ferry, schwerwiegend. Soweit zutreffend, wurden im KKM aus allen diesen Ereignissen die nötigen Konsequenzen gezogen.

4.5 ANDERE EREIGNISSE

4.5.1 Three Mile Island (Harrisburg, 1979)

Dieser schwerste Unfall eines kommerziellen Leichtwasserreaktors hat weltweit eine kritische Ueberprüfung des Sicherheitskonzepts der Kernkraftwerke ausgelöst. Diese Ueberprüfung bezog sich auch auf die Hersteller, die Betreiber, das Betriebspersonal und die behördliche Aufsichtstätigkeit.

In ihrem zweiten Zwischenbericht vom August 1979 schreibt die HSK (damals ASK):

Die Erkenntnis aus Harrisburg ist daher nicht, dass das Konzept der nuklearen Sicherheit untauglich ist, sondern dass seine Umsetzung in die Praxis mangelhaft war, so dass eine Summe von Schwachstellen, jede für sich allein nicht folgens schwer, schliesslich zu einem so weitreichenden Störfallablauf führen konnte.

Diese Aussage ist auch aus heutiger Sicht noch richtig.

Die Uebertragbarkeit des technischen Ablaufs des Störfalls von Three Mile Island (Druckwasserreaktor) auf KKM (Siedewasserreaktor) ist gering. Die trotzdem auch an den Siedewasserreaktoren getroffenen Massnahmen dienten der Vertiefung und Erweiterung des Sicherheitskonzepts und können heute als "Stand der Technik" betrachtet werden. Sie werden deshalb hier nicht mehr im einzelnen aufgezählt.

4.5.2 Tschernobyl (1986)

Die Uebertragbarkeit des Ablaufs des Reaktorunfalls in Tschernobyl auf Leichtwasserreaktoren westlicher Bauart ist nicht gegeben. Auch das Verhalten des Betriebspersonals, welches die Gefährlichkeit dieses Reaktortyps offenbar wenig kannte und Fahrvorschriften grob verletzte, ist nicht übertragbar. Die Ursache des Unfalls war eine unkontrollierte Reaktivitätszunahme. Deshalb wurden die für Leichtwasserreaktoren möglichen Reaktivitätsstörfälle nochmals überprüft. Bis jetzt sind keine neuen Fälle erkannt worden, welche im Rahmen der Auslegung zu berücksichtigen wären. Die Analysen der schon bisher berücksichtigten Fälle (Kap. 8.2.3) haben sich als nach wie vor gültig herausgestellt.

Nach dem Unfall von Tschernobyl hat die HSK eine Reihe teilweise bereits bestehender Forderungen zur Verhinderung oder Linderung schwerer Unfälle in einer Liste zusammengefasst¹. Danach sollen alle schweizerischen Kernkraftwerke das Verhalten der Anlage bei auslegungsüberschreitenden Unfällen im Rahmen einer Risikostudie analysieren, die Voraussetzungen für auch unkonventionelle Ein-

¹ Bericht des Bundesrates über die Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke nach dem Reaktorunfall in Tschernobyl am 26. April 1986 (November 1987)

griffe zur Verhinderung eines schweren Unfalls schaffen und Massnahmen zur Linderung der Folgen vorbereiten. Eine dieser Massnahmen ist die gefilterte Druckentlastung des Containments.

4.6 STRAHLENSCHUTZASPEKTE

4.6.1 Radiologische Verhältnisse in der Anlage

Bedingt durch die radiologischen Verhältnisse in der Anlage und die notwendigen Aufenthalte des Eigen- und Fremdpersonals in der kontrollierten Zone ergibt sich für die jährliche Strahlenbelastung des Personals die folgende Aufteilung: 60 - 70 % der jährlichen Kollektivdosis wird durch den geplanten Stillstand von ca. fünf Wochen Dauer verursacht; ungefähr die Hälfte dieser Strahlenbelastung ist auf die Aufenthalte im Drywell bei Instandhaltungs- und Prüfarbeiten zurückzuführen; die restlichen 30 - 40 % der jährlichen Kollektivdosis sind dem Leistungsbetrieb zuzuschreiben.

Der Drywell ist im Leistungsbetrieb wegen der hohen Gamma- und Neutronenstrahlung sowie der Inertierung mit Stickstoff für das Personal gesperrt. Im abgestellten Zustand ist der Drywell begehbar. Die vorhandene Kontamination war stets sehr gering. Die Ortsdosisleistung wird im wesentlichen durch die in den beiden Umwälzleitungen abgelagerten aktivierten Korrosionsprodukte, insbesondere Co-60, erzeugt. Die Mittelwerte der Dosisleistungen von acht repräsentativen Messpunkten an den Umwälzschleifen sind in der nachstehenden Tabelle für die Jahre 1973 bis 1990 zusammengestellt:

Jahr	1973	1974	1975	1976	1977	1978	1979	1980	1981
mSv/h	0,9	1,7	2,3	6,7	3,1	2,6	3,1	3,9	5,1

Jahr	1982	1983	1984	1985	1986	1987	1988	1989	1990	1991
mSv/h	5,0	4,9	4,7	5,0	4,7	2,2	3,1	3,6	4,1	4,8

Der im Jahre 1976 registrierte Spitzenwert ist auf aufgetretene Brennelementschäden zurückzuführen. Der tiefe Wert von 1987 wurde ein Jahr nach dem Austausch der Umwälzleitungen gemessen. Die Dosisleistungen sind aber heute wieder sehr hoch.

Bezüglich der Strahlenbelastung des Personals während des Leistungsbetriebes interessiert hauptsächlich die Bestrahlung bei Kontrollgängen im **Maschinenhaus**. Wegen des im Frischdampf mitgeführten Aktivierungsprodukts Stickstoff-16 (N-16) sind die Frischdampfleitungen und die Hochdruckturbine die stärksten Strahlenquellen. Die N-16-Strahlung ist proportional zur Reaktorleistung

und übertrifft bei Volleistung alle anderen Strahlenquellen um ein Vielfaches. Die Dosisleistung an den Frischdampfleitungen beträgt bei Volleistung seit Betriebsaufnahme ca. 30 mSv/h. Aus Strahlenschutzgründen wurden Umfang und Frequenz der Kontrollgänge im Maschinenhaus seit jeher auf das notwendige Minimum beschränkt.

Zusammenfassend muss festgestellt werden, dass die radiologischen Verhältnisse im Drywell unbefriedigend sind. Allerdings liegen in einigen anderen SWR-Anlagen ähnliche Verhältnisse vor. Zum Stand der Technik gehören seit den letzten Jahren Verfahren, die eine Reduktion der Dosisleistung an den Umwälzschleifen bewirken können. Diese Verfahren waren bereits bei einigen japanischen Anlagen erfolgreich. Die HSK hat schon vor einiger Zeit KKM aufgefördert, ein geeignetes Verfahren auszuwählen und anzuwenden (Kap. 6.14.1 und 7.1.5).

Die HSK ist der Meinung, dass die heutigen radiologischen Verhältnisse im KKM zwar kein Hindernis für den weiteren Betrieb der Anlage darstellen, dass sie aber die nötigen Kontroll-, Unterhalts- und Reparaturarbeiten sehr erschweren.

4.6.2 Strahlenbelastung des Personals

Die Individualdosen durch äussere und innere Bestrahlung werden bei allen schweizerischen Kernanlagen laufend ermittelt. Die Dosimetrieergebnisse werden für jede Anlage gemäss der HSK-Richtlinie R-12² einheitlich dargestellt, was die Analyse der Ergebnisse erleichtert.

Die höchstzulässigen Individualdosen bei Ganzkörperbestrahlung sind in Art. 32 der SSVO festgelegt. Im Sinne von ALARA (as low as reasonably achievable) werden die Grenzwerte aber seit jeher nicht ausgeschöpft, d. h. die Individualdosen werden, auch wenn sie unterhalb der Grenzwerte liegen, so niedrig wie möglich gehalten. Dosisüberschreitungen wurden bisher keine festgestellt.

Die Internationale Strahlenschutzkommission (ICRP) hat 1991 die Grenzwerte für die Individualdosis neu festgelegt. Die Individualdosen sollen neu im Mittel über 5 Jahre unterhalb von 20 mSv/Jahr liegen (bisher 50 mSv/Jahr). Untersuchungen aus dem Jahre 1988 zeigen, dass die Individualdosen des Eigenpersonals von KKM, gemittelt über mehrere Jahre, niedriger als der neue ICRP-Grenzwert sind.

Gemäss Art. 28 der SSVO sind bei Arbeiten unter unvermeidlicher Bestrahlung sowohl die Einzeldosen als auch die Summe der Einzeldosen aller beteiligten Personen (Kollektivdosis) so niedrig wie möglich zu halten. In der HSK-Richtlinie R-11³ ist festgelegt, dass für eine Kollektivdosis von mehr als 4 manSv pro Jahr und pro Anlageeinheit die Zustimmung der Aufsichtsbehörde erforderlich ist. Die

² HSK-Richtlinie R-12: Richtlinie zur Erfassung der Dosen des beruflich strahlenexponierten Personals von Kernkraftwerken (Dezember 1979)

³ KSA/HSK-Richtlinie R-11: Ziele für den Schutz von Personen vor ionisierender Strahlung im Bereich von Kernkraftwerken (Mai 1980)

jährlichen Kollektivdosen des Eigen- und Fremdpersonals sind seit der Betriebsaufnahme in der nachstehenden Tabelle zusammengestellt:

Jahr	1973	1974	1975	1976	1977	1978	1979	1980	1981
manSv	1,0	2,0	2,5	3,5	3,1	2,8	2,5	3,6	2,9

Jahr	1982	1983	1984	1985	1986	1987	1988	1989	1990
manSv	2,9	2,9	3,9	4,7	11,3	3,2	3,4	3,3	1,9

Der im Jahre 1986 registrierte Spitzenwert ist auf den Austausch der Umwälzleitungen zurückzuführen. Die damals registrierte Jahreskollektivdosis entsprach den vorgängig durchgeführten Abschätzungen. Bereits im Jahr 1985 wurde der jährliche Kollektivdosisrichtwert von 4 manSv durch die besonders umfangreichen Prüfungen an den Umwälzleitungen leicht überschritten. In beiden Fällen wurde die zu erwartende Stillstandskollektivdosis vorgängig der HSK gemeldet und von dieser genehmigt.

Das Personal wird auch auf Inkorporationen überwacht (Kap. 6.15.3). Dadurch verursachte Folgedosen waren stets gering und in weitaus den meisten Fällen kleiner als 1 mSv/Jahr.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass mit Ausnahme der Jahre 1985 und 1986, in denen die geplanten Instandhaltungs- und Prüfungen aussergewöhnlich umfangreich waren, der HSK-Kollektivdosisrichtwert im KKM eingehalten werden konnte.

4.6.3 Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umwelt

Die heute gültigen höchst-zulässigen Abgaben radioaktiver Stoffe an die Atmosphäre und die Aare sind in der Verlängerung der Betriebsbewilligung vom 23.12.1980 gestützt auf die HSK-Richtlinie R-11 neu festgelegt worden. Die Abgaben radioaktiver Gase, Aerosole und Flüssigkeiten an die Umwelt werden in Anwendung der Art. 102 und 107 der SSVO vom Betreiber des KKM gemessen und dokumentiert.

Die jährlichen Abgaben lagen bisher meistens deutlich unterhalb von 10 % der erlaubten Jahresgrenzwerte. Die Ausnahmen betrafen die flüssigen Abgaben in den Jahren 1973 - 1976, welche zwischen 20 - 40 % des zulässigen Grenzwertes lagen, und die Edelgas- bzw. Jodabgaben im Jahre 1986, welche infolge von 17 undichten Brennstab-Hüllrohren 6 % bzw. 28 % der erlaubten Jahresgrenzwerte betrugen. In demselben Jahr ereignete sich zudem eine unkontrollierte Abgabe von Aerosolen über den Hochkamin (Kap. 4.3.6). Sie wurde später zu ca. 60 % des Jahresgrenzwertes ermittelt. Auf die

eingeleiteten Gegenmassnahmen und die Auswirkungen auf die Umgebung wird in Kap. 6.15.1 und 7.1.6 eingegangen.

Die Vorschriften für die Kontrolle und Ueberwachung der Abgaben und die Berichterstattung sowie die Zuständigkeit für die Kontrolle der Einhaltung der Vorschriften sind im "Reglement über die Abgaben radioaktiver Stoffe aus dem Kernkraftwerk Mühleberg und über die Umgebungsüberwachung" festgelegt. Die HSK und die SUEr (im Auftrag der KUeR) führen parallel zum Betreiber stichprobenweise Messungen der radioaktiven Abgaben durch. Im Rahmen der Messgenauigkeit konnte Uebereinstimmung der Ergebnisse festgestellt werden.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass die vorgeschriebenen Jahres-Abgabegrenzwerte bisher eingehalten worden sind und somit zu Folgedosen von weniger als 0,2 mSv/Jahr geführt haben.

4.7 HEUTIGER ZUSTAND DER ANLAGE UND IHRER AUSRÜSTUNGEN

Dieser Abschnitt gibt einen Ueberblick über den heutigen Zustand der Anlage und die bisherige Alterung sicherheitswichtiger Anlageteile auf den Gebieten der Bautechnik, der Maschinentechnik und der Elektrotechnik. Dabei werden hauptsächlich die festgestellten Schäden erwähnt. Die Detailbeschreibung des heutigen Anlagezustandes erfolgt in Kap. 6. Bei der Alterung (Kap. 7.2 und 7.3) ist zwischen einer betriebsbedingten Alterung der Komponenten und der technologischen Alterung (Verfallung) zu unterscheiden.

4.7.1 Bautechnik

Bei den Bauwerken wird durch periodische Kontrollen und Wartungsarbeiten eine gleichbleibende Tragsicherheit und Gebrauchstauglichkeit angestrebt. Die Materialeigenschaften können sich im Laufe der Zeit positiv oder negativ verändern. So nimmt die Druckfestigkeit des Betons mit der Zeit zu, während andere Eigenschaftsänderungen sich negativ auf das Bauwerk auswirken können. Aus der Vielzahl von möglichen Schadensmechanismen sind für Bauwerke von Kernkraftwerken folgende von Bedeutung:

- Betonkorrosion (Karbonatisierung, u. a.)
- Stahlkorrosion der Armierung
- Versprödung infolge radioaktiver Strahlung

- Bildung von klaffenden Rissen und Abplatzungen aus:
 - . Temperaturänderungen
 - . Rostbildung des Armierungstahls
 - . Frost/Auftauen
 - . Setzungen
 - . Ueberbelastung
- Verspröden von Fugenbändern oder Kunststoffrohren

Es ist unwahrscheinlich, dass alle diese Schadensmechanismen zu Schäden führen werden. Aber erst die Zukunft wird zeigen, welche Schadensmechanismen allenfalls beim KKM wirksam werden können. Bei periodischen visuellen Kontrollen, verbunden falls nötig mit Tests oder Messungen, können diese Schadensmechanismen erkannt und beurteilt werden. Wie bei Stahlbetonkonstruktionen zu erwarten, wurden beim KKM schon Risse angetroffen, wobei nicht jeder Riss einen Schaden bedeutet. Der Ort und die Breite des Risses spielen bei der Beurteilung eine Rolle.

1989 wurde die Kuppel des Reaktorgebäudes vorsorglich saniert. Einerseits waren einige Risse vorhanden, die wegen Temperaturänderungen entstanden sind und andererseits wollte man das Innenklima im oberen Teil des Reaktorgebäudes verbessern. Korrosion an den Armierungsstählen konnte nicht festgestellt werden, so dass eine Sanierung nicht dringend war. Die Kuppel und die ersten 6,4 m der Zylinderwand wurden mit einer thermischen und wasserdichten Isolation geschützt. Damit erhält man nicht nur eine Verbesserung des Innenklimas, sondern die Ursache für die Rissbildung wird beseitigt und die Risse sind vor dem Eindringen von Wasser geschützt, so dass langfristig nicht mit Korrosion des Stahles zu rechnen ist. Somit bleibt der jetzt vorhandene Bauzustand erhalten.

Um ein mögliches Verspröden von Fugenbändern oder Glasfaser-Kunststoffrohren beim SUSAN frühzeitig zu erkennen, sind nicht nur visuelle Kontrollen vorgesehen, sondern es wurden Prüfkörper vorbereitet, die in bestimmten zeitlichen Abständen geprüft werden.

Das Reaktorgebäude und das SUSAN-Gebäude stehen im Grundwasserstrom. Eine eingehende Prüfung des Zustands der vorhandenen Grundwasserisolation wäre eventuell mit einer teilweisen Zerstörung dieser Isolation verbunden. Da bis heute kein eindringendes Grundwasser festgestellt wurde, darf angenommen werden, dass die Grundwasserisolation bisher ihren Zweck erfüllt hat.

Der heutige Zustand der Bauwerke des KKM entspricht hinsichtlich der Tragsicherheit dem Neuzustand, und ihre Gebrauchstauglichkeit wird durch den durchgeführten Unterhalt gewährleistet.

4.7.2 Maschinentechnik

Die Lebensdauer mechanischer Ausrüstungen, die im Betrieb Belastungen und anderen Einflüssen unterworfen sind, ist beschränkt. Deshalb muss bei der Auslegung eine vorgeschriebene Lebensdauer nachgewiesen werden. Dabei wird gezeigt, dass die Komponenten am Ende der Auslegungslbensdauer noch die geforderten Sicherheitsmargen gegen Versagen besitzen.

Es sind im wesentlichen drei Vorgänge, die im Lauf der Zeit eine Verschlechterung bewirken und die bei der Auslegung berücksichtigt werden:

- Ermüdung durch zyklische Belastungen
- Erhöhung der Spröbruchübergangstemperatur durch Neutronenbestrahlung
- Materialabtrag durch Korrosion/Erosion

Daneben können allerdings auch nichtauslegungsgemässe Erscheinungen auftreten, wie z. B. Rissentstehung und -ausbreitung infolge von Temperaturschwankungen, Spannungsrisskorrosion oder mechanische Vibrationen und Ueberbeanspruchung.

Durch Massnahmen wie Registrieren der tatsächlich aufgetretenen Belastungen, Zähigkeitsprüfung von Material aus der Kernzone des RDB, Wanddickenmessungen an ausgewählten Stellen und Prüfung auf flächige Materialfehler wird die Einhaltung der Auslegungsbasis periodisch überprüft. Im Fall von signifikanten Abweichungen wird entweder die Komponente ertüchtigt oder, falls möglich, die Auslegung den neuen Erkenntnissen angepasst. Ein Beispiel ist die Ermüdung der Speisewasserstutzen am Reaktordruckbehälter (Kap. 6.4.1.5).

Im KKM wurden im Lauf der bisherigen Betriebszeit Teile von Komponenten, meist vorsorglich, ausgetauscht. Ein Beispiel ist der vorsorgliche Ersatz der Torusningleitung, die 1991 erneuert wurde (Kap. 6.5.1). Daneben gibt es auch Komponenten, welche infolge von Schäden zu ersetzen waren. Zu erwähnen sind u. a. der Ersatz aller Speisewassersegmente im Reaktordruckbehälter und der Ersatz der beiden Umwälzschleifen.

Änderungen, die vor allem durch die technologische Alterung verursacht wurden, gab es bei den Wasserreinigungssystemen sowie bei den Abwasser-, Abluft- und Abgassystemen. Diese Anpassungen an den heutigen Stand der Technik sind in Kap. 6.14 beschrieben.

In der amerikanischen Anlage Oyster Creek hat man Korrosionsschäden am Stahlcontainment im Bereich der Sandbettung festgestellt. In Mühleberg sind seit einigen Jahren im Stillstand bei geflutetem Reaktorbecken Leckagen in einer bestimmten Position im Torusringraum festgestellt worden. Das Leckwasser fliesst durch den Spalt zwischen Drywell und Beton nach unten und dringt einerseits bei der Durchführung eines Ueberströmröhrs in den Torusringraum; andererseits sickert es durch die

Sandfüllung oder wird durch eines der sechs dafür vorgesehenen Abflussrohre in den Sumpf geleitet. Beobachtungen haben den Leckageanfall von ca. 1 Liter/Minute eindeutig auf den Stillstand bei geflutetem Reaktorbecken eingeschränkt. Weder durch selektives Fluten des Beckens noch durch Inspektionen von Schweissnähten mit Unterwasserkameras konnte die Leckstelle bisher gefunden werden.

Als Folge der Wasserleckage aus dem Reaktorbecken könnten an der Aussenoberfläche der Drywellwand Korrosionsschäden entstehen. Aus diesem Grunde wurden von der Innenseite des Drywells aus Ultraschallprüfungen in der Umgebung des betroffenen Ueberströmröhrs oberhalb der Sandbettung durchgeführt. Diese Prüfungen haben bisher keine Anzeichen einer Wandstärkenschwächung ergeben. Die Suche nach der Leckstelle am Reaktorbecken und die Prüfung der Wand des Primärcontainments auf Korrosionsschäden werden weitergeführt.

Mit Ausnahme der Speisewasserstutzen am Reaktordruckbehälter besteht aufgrund der heutigen Erkenntnisse und des aktuellen Zustands der mechanischen Ausrüstungen ausreichend Gewähr, dass die erforderlichen Sicherheitsmargen bis zum Ende der bei der Auslegung unterstellten Anlagebetriebsdauer von 40 Jahren eingehalten werden können. Die Anzahl der bisher aufgetretenen Transienten ist deutlich geringer als bei der Auslegung vorgesehen wurde.

4.7.3 Elektrotechnik

Die **leittechnischen Ausrüstungen** unterliegen wegen der rasch fortschreitenden Entwicklung auf diesem Gebiet einer technologischen Veralterung, die insbesondere bei den Rechneranlagen ausgeprägt ist. Ursprünglich wurde bei vielen Ausrüstungen noch die Relais-technik verwendet. Moderne leittechnische Einrichtungen mit hochintegrierten Halbleiterschaltkreisen besitzen bessere Eigenschaften und sind weitgehend selbstüberwachend, was im allgemeinen die Zuverlässigkeit erhöht und den Prüfaufwand reduziert. Auf diesem Gebiet eilt in der Regel die technologische Veralterung der Komponentenerneuerung voraus.

Viele der ursprünglich im KKM installierten leittechnischen Ausrüstungen sind noch heute im Einsatz. Andere wurden bereits ausgewechselt, wie z. B. die Prozessrechneranlage. Die neue, leistungsfähige Zwillingsrechneranlage übernimmt ein erweitertes Aufgabenfeld, insbesondere als Informationssystem zur Unterstützung des Schichtpersonals. Für weitere Ausrüstungen ist der Ersatz in naher Zukunft bereits beschlossen, so beim Reaktorschutzsystem. In diesem Zusammenhang wird auch ein Teil der Instrumentierung erneuert und erweitert. Die schrittweise Erneuerung von leittechnischen Anlagen ist eine laufende Aufgabe.

Für die Alterung der **Strahlenschutzinstrumentierung** gelten dieselben generellen Bemerkungen wie für die leittechnischen Ausrüstungen. Der fortschreitende Stand der Technik einerseits und Betriebserfahrungen andererseits haben z. B. dazu geführt, die Instrumentierung der Abluftüberwa-

chung im Kamin zu erneuern. Ebenso wurden die Umgebungsüberwachungs-Messgeräte modernisiert, und Mitte 1991 wurden die Durchsichtsdosimeter durch ein modernes elektronisches System ersetzt.

Bei den **energie-technischen Ausrüstungen** ist der technologische Fortschritt nicht so schnell. Aus diesem Grund drängt sich ein Auswechseln der Ausrüstungen nicht auf. Da diese Ausrüstungen im allgemeinen eine Lebensdauer von über zwanzig Jahren aufweisen, sind die meisten der ursprünglich installierten Ausrüstungen heute noch immer eingebaut. Ausnahmen sind zum Beispiel die Batterien, deren Ersatz etwa alle zehn Jahre fällig ist.

Die erwartete Lebensdauer der leittechnischen und der energie-technischen Ausrüstungen sind kleiner als die Lebensdauer der Gesamtanlage. Daher ist damit zu rechnen, dass sie einmal oder mehrmals ersetzt werden müssen. Der Zeitpunkt der Auswechslung hängt von vielen Faktoren ab, u. a. von den aktuellen und den zu erwartenden Alterungserscheinungen der Komponenten, von der Versorgungsanlage bezüglich Ersatzteile, vom Aufwand für Unterhalt und Prüfungen und von eventuellen neuen Anforderungen bezüglich Funktion oder Qualifikation. In allen Fällen muss der Ersatz so rechtzeitig erfolgen, dass die Sicherheit gewährleistet bleibt.

5. AUSLEGUNGSGRUNDLAGEN UND BEURTEILUNGSKRITERIEN

5.1 EINLEITUNG

Nach Art. 7, Abs. 1 des Atomgesetzes vom 23.12.1959 müssen bei einer Atomanlage alle zumutbaren Massnahmen zum Schutz von Menschen, fremden Sachen und wichtigen Rechtsgütern vorgesehen werden. Nach Art. 10 ist der Inhaber verpflichtet, zum Schutze von Leben und Gesundheit alle Massnahmen zu treffen, welche nach der Erfahrung und dem Stande der Wissenschaft und Technik notwendig sind. Diese Forderungen implizieren, dass eine Anlage während ihrer Lebensdauer nicht unbesehen im Zustand belassen werden darf, den sie im Zeitpunkt der Fertigstellung hatte, sondern im Bedarfsfalle in angemessener Weise durch Nachrüsten an neue Erkenntnisse anzupassen ist.

Für einzelne, auch Kernkraftwerke betreffende Fachgebiete bestehen Verordnungen des Bundesrates, die spezifischere Bestimmungen enthalten. Beispiele sind die Strahlenschutzverordnung (SSVO), die Verordnungen für die Aufstellung und den Betrieb von Druckbehältern bzw. von Dampfkesseln und -gefässen oder die Starkstromverordnung. Sie bezwecken mehrheitlich den Schutz von Einzelpersonen bei der Benützung oder Bedienung bestimmter technischer Anlagen oder Apparate bzw. bei der Ausübung bestimmter Tätigkeiten. Infolge des grossen Inventars an radioaktiven Stoffen sind für Kernkraftwerke zusätzliche Vorschriften für den Schutz des Personals und der Umgebung notwendig.

Die im Ursprungsland eines Reaktors geltenden Regelwerke - im Falle des KKM diejenigen der USA - haben naturgemäss auch für die in der Schweiz erstellten Anlagen besonderes Gewicht. Zum Zeitpunkt der Projektierung des KKM gab es einzig in den USA schriftliche und detaillierte Regelwerke. Diese betrafen die Auslegung druckführender mechanischer Komponenten.

Gegen Ende der 60er Jahre hatte die damalige amerikanische Sicherheitsbehörde - die US Atomic Energy Commission (AEC), die Vorgängerin der US Nuclear Regulatory Commission (NRC) - erstmals grundlegende Auslegungskriterien¹ veröffentlicht. Auch wenn der ursprüngliche Sicherheitsbericht keinen Bezug auf die damals im Entstehen begriffenen amerikanischen Auslegungskriterien nimmt, so entspricht KKM doch dem damaligen amerikanischen Stand der Technik, da der Reaktorlieferant über die Entwicklung dieser Regelwerke im Bilde war. Im Verlaufe der Zeit sind aber in den USA sowie in anderen Ländern und von internationalen Organisationen, vorab der Internationalen Atomenergie Agentur (IAEA), weitere, oft mehr ins Detail gehende Regelwerke veröffentlicht worden.

Die schweizerischen Behörden haben erstmals Mitte der 70er Jahre eigene Richtlinien herausgegeben, insbesondere wo die schweizerischen Behörden gegenüber ausländischen abweichende Mei-

¹ Code of Federal Regulations Title 10, Part 50, Appendix A. General Design Criteria for Nuclear Power Plants, NRC (November 1988)

nungen vertraten. Diese Richtlinien behandeln sowohl technische Anforderungen als auch Vorgehensfragen.

Die technischen Anforderungen gelten grundsätzlich für neu zu erstellende Anlagen. Wenn bestehende Anlagen davon abweichen, war jeweils zu entscheiden, ob die neuen Anforderungen auch einzuhalten waren oder ob Abweichungen toleriert oder anderweitig kompensiert werden können. Erwiesen sich einzelne Ausrüstungen bei der Prüfung als sicherheitstechnisch ungenügend, so liessen sie sich im allgemeinen durch entsprechend dem neuen Stand der Technik qualifiziertes Material ersetzen.

Schwieriger war die Entscheidungsfindung in Fällen, wo die Abweichungen das eigentliche sicherheitstechnische Konzept der Anlage betrafen, insbesondere bezüglich Redundanz, Separation und Qualifikation der Sicherheitssysteme. Nach reiflicher Prüfung wurde der vor allem auch in der Bundesrepublik Deutschland eingeschlagene Weg gewählt, ein zusätzliches, unabhängiges und dem Stand der Technik entsprechendes qualifiziertes System vorzusehen, das die wichtigsten Mängel beheben sollte. Die Projektierung dieses Systems (SUSAN) erforderte die Aufstellung spezifischer Auslegungskriterien. Sie wurden aus den noch heute gültigen Auslegungskriterien abgeleitet.

Auch in Zukunft ist teilweise mit neuen Sicherheitsanforderungen zu rechnen. Dabei wird möglichst weitgehend der aktuelle Stand der Technik einzuhalten sein. Solche Anpassungen betreffen auch die bereits angelaufenen ergänzenden Massnahmen zur Linderung der Folgen schwerer Unfälle, für welche sich allerdings noch kein international anerkannter Stand der Technik etabliert hat. Auch hier mussten deshalb, unter Berücksichtigung von Ueberlegungen, Vorschriften oder Massnahmen in anderen Ländern, eigene Kriterien erarbeitet werden.

5.2 WICHTIGSTE REGELWERKE

5.2.1 Uebersicht

Die für die Projektierung, Erstellung und den Betrieb von schweizerischen Kernkraftwerken geltenden Regelwerke können entsprechend ihrem Inhalt nach folgender Hierarchie eingestuft werden:

- Uebergeordnete Regelwerke: Schutzziele und allgemeine Sicherheitsprinzipien
- Regeln für die Auslegung der Anlage und der wichtigsten Systeme
- Regeln für die Ausführung von Komponenten
- Regeln für den Betrieb

Diese vier Kategorien werden hier, jeweils mit Hinweis auf einige heute vorliegende Regelwerke, kurz charakterisiert. Dabei wird auch ein Vergleich gemacht mit der Situation in der zweiten Hälfte der 60er Jahre, als das KKM projektiert und erstellt wurde. Die Grenzen zwischen den vier Kategorien können nicht scharf gezogen werden, und einzelne Regelwerke enthalten oft Inhalte mehrerer Kategorien. Die wichtigsten Regelwerke verteilen sich wie folgt auf die vier Kategorien:

Die **übergeordneten Regelwerke** enthalten Sicherheitsanforderungen und -kriterien, welche für Konzept und Auslegung von Kernkraftwerken sowie für den Schutz ihrer Umgebung und ihres Personals vor ionisierender Strahlung von übergeordneter Bedeutung sind. Grundlegende Anforderungen sind im Atomgesetz und im neuen Strahlenschutzgesetz enthalten. Typische Beispiele solcher Regelwerke sind sodann auf dem Gebiet des Strahlenschutzes die SSVO, die Empfehlungen der ICRP (International Commission on Radiological Protection) und die schweizerische Richtlinie R-11. Für das Gebiet der Kerntechnik sind die fünf NUSS-Codes der IAEA² und die neuen Basic Safety Principles der INSAG (International Nuclear Safety Advisory Group), einem beratenden Gremium der IAEA, zu erwähnen. International stark beachtet und von spezieller Bedeutung für das KKM mit seinem amerikanischen Reaktor sind auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit die "General Design Criteria" (GDC) der amerikanischen Sicherheitsbehörde (NRC, damals AEC), welche in den USA als Bestandteil des "Code of Federal Regulations" (CFR) Verordnungscharakter haben. In der Schweiz gehört zu dieser Kategorie die Richtlinie R-101³ (Kap. 5.2.3).

Zum Zeitpunkt der Projektierung und Erstellung des KKM erschien gerade die erste Ausgabe der GDC. Andere für die nukleare Sicherheit gültigen Regelwerke dieser Art gab es noch nicht.

Die **Auslegungsregeln** können Themen technischer oder organisatorischer Natur zum Gegenstand haben. Im allgemeinen beinhalten sie technische Bestimmungen, wie die Zielsetzungen und Kriterien der übergeordneten Regelwerke erfüllt werden können. Typische Beispiele sind die NUSS-Safety Guides⁴ der IAEA und die Regulatory Guides der NRC sowie die meisten Richtlinien der HSK. Die Auslegungsregeln werden üblicherweise von den Sicherheits- bzw. Aufsichtsbehörden festgelegt. Zum Zeitpunkt der Projektierung des KKM bestanden praktisch noch keine solchen Auslegungsregeln für Kernkraftwerke.

Die **Ausführungsregeln** können generell auch als "anerkannte Regeln der Technik" bezeichnet werden. Es handelt sich vornehmlich um Vorschriften, Regeln, Standards oder Empfehlungen für Konstruktion, Werkstoffe, Fertigung oder Bau, Berechnung und Prüfung, teilweise auch für Abnahme von Komponenten und Baustrukturen. Typische Beispiele sind der "Boiler and Pressure Vessel Code" der "American Society of Mechanical Engineers" (ASME), die Standards des amerikanischen "Institute of

² IAEA Safety Series No. 50-C. Codes on the safety of nuclear power plants (1988)

³ KSA/HSK-Richtlinie R-101: Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren (Mai 1987)

⁴ IAEA Safety Series No. 50-SG. Safety Guides (1979 - 1986)

Electrical and Electronics Engineers" (IEEE), gewisse Festlegungen sowie die Technischen Vorschriften des Schweizerischen Vereins für Druckbehälterüberwachung (SVDB) und die Normen des Schweizerischen Ingenieur- und Architekten-Vereins (SIA) oder des Deutschen Institutes für Normung (DIN). Die in Deutschland geltenden KTA-Regeln sind zum Teil stark auf deutsche Reaktorkonzepte ausgerichtet; sie werden in der Schweiz für Teilaspekte angewandt. Diese Regelwerke werden üblicherweise von Fachgremien erarbeitet und in vielen Fällen von den Behörden für verbindlich erklärt.

Frühere Ausgaben oder Vorläufer (unter anderer Bezeichnung) solcher Regeln gab es bereits in den 60er Jahren. Sie wurden allerdings seitdem vor allem in den USA und der BRD erweitert und ständig dem fortschreitenden Stand der Technik angepasst.

Die Regeln für den Betrieb von Kernkraftwerken haben zum Teil Auswirkungen auf die Auslegung einer Anlage, weshalb hier als wichtige Beispiele die NUSS Safety Guides für den Betrieb, die SSVO und die Richtlinien R-11 (Kap. 5.2.2) und R-17⁵ genannt werden.

In den nachfolgenden Abschnitten wird dargelegt, wie sich diese Entwicklung in den einzelnen Fachgebieten auf Bau, Betrieb und Nachrüstungen des KKM ausgewirkt hat.

5.2.2 Strahlenschutz

Das Atomgesetz umschreibt in Art. 10 die Verpflichtung, Strahlenschutz auszuüben, wie folgt: "Jedermann, der radioaktive Stoffe verwendet oder in irgendeiner Form innehat, sowie jedermann, welcher Anlagen und Apparate verwendet, die ionisierende Strahlen aussenden, ist verpflichtet, zum Schutz von Leben und Gesundheit alle Massnahmen zu treffen, welche nach der Erfahrung und dem Stand der Wissenschaft und Technik notwendig sind."

Wie diese Verpflichtungen zu verstehen und auszulegen sind, wird in zahlreichen Verordnungen und Richtlinien erläutert. Zu nennen sind hier:

- Verordnung über den Strahlenschutz (SSVO) vom 30.06.1976
- Verordnung über Anerkennung und Betrieb von Personendosimetriestellen vom 11.11.1981
- Richtlinie R-11: Ziele für den Schutz von Personen vor ionisierender Strahlung im Bereich von Kernkraftwerken (Mai 1980)
- Richtlinie R-07: Strahlenschutz zonen in Kernanlagen (Juli 1977)
- Richtlinie R-12: Erfassung der Dosen des beruflich strahlenexponierten Personals von Kernanlagen (Dezember 1979)
- Richtlinie R-14: Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle (Dezember 1988)

⁵ KSA/HSK/NS-Richtlinie R-17: Organisation und Personal von Kernkraftwerken (August 1986)

- Medizinischer Notfallplan für Strahlenunfälle im Kernkraftwerk, SUVA/HSK (Februar 1982)
- Verordnung über den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen vom 28.11.1983

Als Referenz zur Beurteilung des Standes der Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet des Strahlenschutzes gelten die Veröffentlichungen und Empfehlungen der ICRP, insbesondere ihre Empfehlung Nr. 26 aus dem Jahre 1977. Diese Empfehlung wurde kürzlich überarbeitet. Grund dafür sind neue Erkenntnisse über das Risiko, das mit einer Bestrahlung verbunden ist. Der heutige Stand der Wissenschaft, wie er in den Berichten BEIR V⁶ und UNSCEAR 1988⁷ beschrieben ist, legt nahe, den Risikofaktor für stochastische Gesundheitseffekte zu erhöhen. ICRP schlägt, gestützt auf diese Berichte, einen gegenüber 1977 dreimal so grossen Risikofaktor vor. Als Konsequenz des erhöhten Risikofaktors werden in der ICRP-Empfehlung Nr. 60 aus dem Jahre 1991 (Revision von Nr. 26) tiefere Dosislimiten für beruflich strahlenexponierte Personen vorgeschlagen, nämlich ein Wert von 20 mSv/Jahr gemittelt über 5 Jahre gegenüber heute 50 mSv/Jahr. Eine weitere Konsequenz ist, dass versucht werden muss, neben den Individualdosen auch die Kollektivdosen für das im Kernkraftwerk eingesetzte Personal zu senken. Eine Reduktion des in der Richtlinie R-11 verankerten Richtwerts von 4 man Sv/Jahr ist in Diskussion.

Das eingangs erwähnte Atomgesetz ist in Revision und wird durch ein Strahlenschutzgesetz ergänzt⁸. Damit werden Grundsätze des Strahlenschutzes und die Rechtfertigung und die Begrenzung der Strahlenexposition sowie der Notfallschutz neu auf Gesetzesebene geregelt.

Die schweizerische Strahlenschutzverordnung ist derzeit ebenfalls in Revision und wird die erwähnten neuen Erkenntnisse über das Strahlenrisiko berücksichtigen. Deshalb wird im vorliegenden Gutachten geprüft, wieweit KKM die neuen, tieferen Dosisgrenzwerte einhalten kann bzw. welche Massnahmen allenfalls zu ergreifen sind, um die voraussichtlichen Anforderungen der neuen Strahlenschutzverordnung erfüllen zu können (Kap. 4.6.1 und 7.1.5).

Da die Richtlinie R-11 für die Dosen von Einzelpersonen der Bevölkerung, verursacht durch radioaktive Abgaben aus Kernkraftwerken, heute schon einen sehr tiefen Wert von 0,2 mSv/Jahr festlegt, haben die neuen Erkenntnisse keinen Einfluss auf diese Auslegungsgrundlage für den Umgebungs-schutz.

⁶ Health Effects of Exposure to Low Levels of Ionizing Radiation, Committee on the Biological Effects of Ionising Radiations (BEIR V), National Academy Press, Washington (1990)

⁷ Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR), New York (1988)

⁸ Botschaft zu einem Strahlenschutzgesetz vom 17.2.1988 und Strahlenschutzgesetz vom 22.3.1991

5.2.3 Reaktorsicherheit

5.2.3.1 Allgemeines

Seit ihrer ersten Veröffentlichung im Jahre 1967 waren die als Appendix A von 10 CFR 50 herausgegebenen "General Design Criteria for Nuclear Power Plants" der NRC von grundlegender Bedeutung für die Sicherheitskonzepte und Hauptauslegungsmerkmale von Kernkraftwerken und ihren sicherheitsrelevanten Bauten und Ausrüstungen, für welche sie die wichtigsten Prinzipien festlegen. Sie wurden im Verlaufe der Zeit geringfügig revidiert (neueste Ausgabe 1988).

Obwohl die Detailprojektierung des KKM, dessen Bau im April 1967 anfang, damals bereits weit fortgeschritten war, wurden die wesentlichen Anforderungen der GDC doch von Anfang an weitgehend berücksichtigt. Beispiele sind Anforderungen zur Auslegung des Reaktors, des Containments, betreffend Art, Anzahl und Separation der Sicherheitssysteme bzw. -komponenten oder die Berücksichtigung von äusseren Einwirkungen wie Erdbeben und Ueberspannung.

Im Verlaufe der 70er Jahre haben auch die deutschen Sicherheitsbehörden übergeordnete Regelwerke herausgegeben, nämlich die Sicherheitskriterien des Bundesministers des Innern (BMI, Erstausgabe 1974) und die Leitlinien der Reaktor-Sicherheits-Kommission (RSK, Erstausgabe 1974) für Druck- und Siedewasserreaktoren (für die letzteren bis heute erst in Form eines zweiten Entwurfes). Bei praktisch gleichem Grundkonzept wie im Falle der GDC stellen die deutschen Regelwerke jedoch zusätzliche Anforderungen in bezug auf Mehrfachausführung (Redundanz) und Automatisierung von Sicherheitssystemen, ebenso durch die Forderung nach einem Notstandsystem (geschütztes, automatisches und autarkes System zur Nachwärmeabfuhr).

Diese Entwicklung des Standes der Technik und die dabei zu Tage getretenen Unterschiede in den Auffassungen der Behörden von für die Kerntechnik massgebenden Ländern veranlasste die schweizerischen Sicherheitsbehörden KSA und HSK, für ausgewählte Themen eigene Kriterien herauszugeben. Basierend auf einer ersten Fassung aus dem Jahre 1978 haben sie im 1987 die Richtlinie R-101 veröffentlicht. Diese Kriterien haben die Nachwärmeabfuhr, die Kernnotkühlung, die Stromversorgung, Massnahmen gegen nicht-naturbedingte äussere Einwirkungen und das Containment zum Gegenstand. Zusammen mit den übrigen in der Richtlinie R-101 berücksichtigten Bestimmungen der GDC sind damit grundsätzlich ähnliche, teilweise sogar weitergehende Anforderungen formuliert als diejenigen der heutigen Ausgabe des "Safety Code on Design" der IAEA.

In der gleichen Reihe der KSA/HSK-Richtlinien erschienen die R-100 und R-102, welche die Definition der Auslegungszustände eines Kernkraftwerkes bzw. den Schutz gegen die Folgen eines Flugzeugabsturzes behandeln. Neuere Datums ist die Richtlinie R-103 über Massnahmen gegen schwere Unfälle. Auch die neueste Ausgabe des erwähnten IAEA Codes und die "Basic Safety Principles" der INSAG sprechen die Problematik schwerer Unfälle an.

5.2.3.2 Sicherheitssysteme (Richtlinie R-101)

Die KSA/HSK-Richtlinie R-101 "Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren" (Mai 1987) wurde im Hinblick auf zukünftige schweizerische Kernkraftwerke erstellt und ersetzt die beim Bau des Kernkraftwerks Leibstadt (KKL) und bei der Projektierung des SUSAN gültigen KSA-Projektierungsregeln 22/1 (1978). Die Kriterien der R-101 gehen in einigen Aspekten über die Anforderungen beim Bau des KKL hinaus bzw. präzisieren die Projektierungsregeln in Richtung höhere Anforderungen. Für die Nachrüstung älterer Anlagen wurde ein Anforderungskonzept entwickelt, welches demjenigen der R-101 sehr nahe kommt, aber von vornherein gewisse gegenüber den Anforderungen der R-101 vertretbare Abweichungen zulässt. Damit in diesem Gutachten diese Abweichungen nicht bei jeder Systembeurteilung erläutert werden müssen, werden sie im folgenden vollständig beschrieben. So weit nötig, werden gleichzeitig die Forderungen der R-101 interpretiert.

- Allgemeine Auslegungskriterien (Kap. 2 von R-101)

- Kap. 2.2 Instandhaltungskriterium

Das Instandhaltungskriterium bezieht sich gemäss R-101 nur auf Pumpen und Dieselgeneratoren. Dieses international nur wenig verbreitete Kriterium wird für die Nachrüstung älterer Anlagen nicht verlangt. Für diejenigen Komponenten im KKM, welche diesem Kriterium nicht genügen, wird der präventive Unterhalt bei laufender Anlage nicht zugelassen und Reparaturen werden zeitlich eng begrenzt.

- Auslegungskriterien für die Nachwärmeabfuhr (Kap. 3 von R-101)

- Kap. 3.3.2 Auslegung der Nachwärmeabfuhr für das Sicherheitserdbeben

Die erdbebensichere Nachwärmeabfuhr des KKM kann sich auf das System gemäss Kap. 6 der R-101 beschränken.

- Auslegungskriterien für die Kernnotkühlung (Kap. 4 von R-101)

- Kap. 4.3.2 Auslegung der Kernnotkühlung für das Sicherheitserdbeben

Die Koinzidenz von Erdbeben und Kühlmittelverlust kann für KKM ausgeschlossen werden, sofern der Nachweis für die Erdbebensicherheit des Reaktorkühlkreislaufs erbracht wird.

- Auslegungskriterien für die elektrische Stromversorgung (Kap. 5 von R-101)

- Kap. 5.4.1 Interne Notstromversorgung

Die Versorgung ab einem hydraulischen Kraftwerk kann als Notstromversorgung akzeptiert werden, wenn dessen Zuverlässigkeit und Unabhängigkeit vom Netz durch administrative und technische Massnahmen sichergestellt wird.

Kap. 5.4.2 Auslegung der internen Notstromversorgung für das Sicherheitserdbeben

Die erdbebensichere Notstromversorgung des KKM kann sich auf das System gemäss Kap. 6 der R-101 beschränken.

- Auslegungskriterien für die Kernkühlung und die Nachwärmeabfuhr bei (nicht-naturbedingten) äusseren Einwirkungen (Kap. 6 von R-101)

Kap. 6.1 Zielsetzung

Die Aufzählung äusserer Einwirkungen ist für KKM mit Blitzschlag, Erdbeben und Ueberflutung zu ergänzen.

Kap. 6.3.1 Abschalten des Reaktors und Isolation des Reaktorkühlsystems

Die frühere Praxis stützte sich auf das "fail-safe"-Verhalten des bestehenden Reaktorschutz- und Isolationssystems ab. Im Falle des KKM werden diese Funktionen auch durch das gegen äussere Einwirkungen geschützte SUSAN erfüllt.

Kap. 6.3.4 Externe Stromversorgung der benötigten Systeme

Geht über die frühere Praxis hinaus, wird aber von KKM erfüllt.

Kap. 6.3.5 Steuerung aus dem Hauptkommandoraum

Geht über die frühere Praxis hinaus, wird aber von KKM erfüllt.

- Auslegungskriterien für das Containment (Kap. 7 von R-101)

Kap. 7.3.1.1 Durch das Primärcontainment umschlossene Systeme mit Reaktorkühlmittel

Diese Anforderung ist neu und erlaubt Ausnahmen. KKM hat Reaktorkühlmittel führende Systeme teilweise ausserhalb des Primärcontainments jedoch innerhalb des Sekundärcontainments angeordnet.

Kap. 7.3.1.2 Integrität und Dichtheit des Primärcontainments

Die Interpretation lautet: Sofern die Integrität und Dichtheit des Primärcontainments vor einem äusseren Ereignis gemäss Kap. 6 bestand, soll sie gewahrt bleiben. Eine aktive Auslösung der Containmentisolation bei äusseren Ereignissen gemäss Kap. 6 von R-101 kann sich auf normalerweise offene Isolationsarmaturen des Reaktorkühlsystems beschränken.

Kap. 7.3.1.4 Isolationssystem des Primärcontainments

Es gilt dieselbe Interpretation wie für Kap. 7.3.1.2

Kap. 7.3.2.2 Durch das Sekundärcontainment umschlossene Systeme mit hohem Aktivitätsinhalt

Die Abgasanlage des KKM ist nicht im Sekundärcontainment und ohne einen äquivalenten Schutz. Eine Nachrüstung ist nicht gefordert. Die Dosislimiten gemäss Richtlinie R-11 sind aber einzuhalten.

Kap. 7.3.2.3 Rückhaltewirkung des Sekundärcontainments

Gemäss bisheriger und auch heutiger Praxis ist bei äusseren Einwirkungen gemäss Kap. 6 von R-101 die Funktion des Sekundärcontainments nicht gefordert.

Im weiteren soll nicht eine Abweichung gegenüber den Anforderungen der Richtlinie R-101 sondern eine Regel selber beschrieben werden, da diese in den Einwendungen wiederholt als Mangel dargestellt wird.

- Kap. 2.3 Funktionelle Unabhängigkeit von redundanten Strängen

"Mehreren redundanten Strängen gemeinsame passive mechanische Komponenten sind zulässig, wenn dies durch systemtechnische Vorteile, zum Beispiel erhöhte Zuverlässigkeit des Sicherheitssystems, begründet ist und keine unzulässigen Wechselwirkungen zwischen den Strängen auftreten können."

Von dieser Option wurde auch im KKM Gebrauch gemacht. Die Systemzuverlässigkeit wurde damit erhöht.

5.2.4 Bautechnik

Es wurden die zur Zeit der jeweiligen Projektierungsarbeiten gültigen Hoch- und Brückenbau-Normen des SIA zugezogen:

- SIA 160: Norm für die Belastungsannahmen, die Inbetriebnahme und die Ueberwachung der Bauten (1956, 1970)
- SIA 161: Stahlbauten (1956, 1974, 1979)
- SIA 162: Norm für die Berechnung, Konstruktion und Ausführung von Bauwerken aus Beton, Stahlbeton und Spannbeton (1968)
- Richtlinie 34 (1976) zu SIA 162 (1968): Bruchwiderstand und Bemessung von Stahlbeton und Spannbetontragwerken

Wo Ergänzungen im Bereich der nuklearen Bautechnik notwendig waren, wurden die entsprechenden amerikanischen Normen beigezogen. Für die seismischen Berechnungen wurden insbesondere folgende Normen verwendet:

- NRC Regulatory Guide 1.61: Damping Values for Seismic Design of NPP's (Oct. 1973)
- NRC Regulatory Guide 1.92: Combining Modal Responses and Spatial Components in Seismic Response Analysis (Feb. 1976)

Für das behördliche Aufsichts- und Prüfverfahren bei der Projektierung und der Ausführung von Bauwerken gelangen heute folgende Richtlinien zur Anwendung:

- HSK-Richtlinie R-04: Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken. Projektierung von Bauwerken (Dezember 1990)
- HSK-Richtlinie R-08: Sicherheit der Bauwerke von Kernanlagen. Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung (Rev. A, Mai 1976)

5.2.5 Maschinentechnik

Obwohl dies vor 20 Jahren noch nicht allgemein üblich war, wurden bereits beim Bau des KKM die Anforderungen an die Auslegung, Ausführung und Qualifikation der sicherheitsrelevanten mechanischen Ausrüstungen in Komponenten-Spezifikationen festgelegt, in denen die anzuwendende Bauvorschrift festgeschrieben ist. Die nachfolgend angeführten Bauvorschriften gelten für die druckhaltenden Wandungen und andere drucktragende Teile von mechanischen Ausrüstungen. Nicht drucktragende Einbauten wurden, wie auch heute noch, nach anerkannten aber nicht immer in Vorschriften festgelegten Regeln der Technik ausgelegt.

Gemäss HSK-Richtlinie R-06 vom Mai 1985 sind die mechanischen Ausrüstungen in die Sicherheitsklassen 1 bis 4 oder als nicht klassiert einzuteilen. Damit wird der sicherheitstechnischen Bedeutung der Systeme und Komponenten Rechnung getragen (Kap. 6.1.2). Zur Zeit von Projektierung und Bau des KKM gab es die heutige sicherheitstechnische Klassierung der mechanischen Ausrüstungen noch nicht. Für die heute den Sicherheitsklassen 1 und 2 zugeteilten Komponenten gelangte als grundlegende Ausführungsvorschrift immer der ASME Boiler and Pressure Vessel Code zur Anwendung. Seine heutige - gegenüber früher erweiterte - Unterteilung lautet wie folgt:

- | | |
|--------------------------|------------------------|
| - Sicherheitsklasse 1 | ASME Section III |
| Behälter und Rohrsysteme | Subsection NB |
| Abstützungen | Subsection NF, Class 1 |
| - Sicherheitsklasse 2 | ASME Section III |
| Behälter und Rohrsysteme | Subsection NC |
| Stahlcontainment | Subsection NE |
| Abstützungen | Subsection NF, Class 2 |

Für die Sicherheitsklassen 3 und 4 wurden bei der Erstellung des Kernkraftwerkes die erste Ausgabe der unten erwähnten Technischen Vorschrift des SVDB sowie gängige europäische Normen und Regelwerke wie AD-Werkblätter und DIN-Normen angewandt. Heute gelten in der Schweiz die folgenden Bauvorschriften:

- | | |
|-----------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| - Sicherheitsklasse 3 | |
| Behälter | SVDB-Festlegung NE 10 ergänzend zur SVDB-Technischen Vorschrift für Druckbehälter und Kessel oder ASME Section III, Subsection ND |
| Rohrsysteme inkl. Abstützungen | SVDB-Festlegung NE 11 oder ASME Section III, Subsection ND |
| - Sicherheitsklasse 4 | |
| Verordnung betreffend Aufstellung und Betrieb von Dampfkesseln und Dampfgefässen vom 9.4.1925 | |
| Verordnung betreffend Aufstellung und Betrieb von Druckbehältern vom 19.3.1938 | |
| Richtlinien des SVDB für Erstellung und Betrieb von Heisswasseranlagen vom 12.2.1936 | |
| SVDB-Technische Vorschrift für Druckbehälter und Kessel, Rev. 1 vom Mai 1981 | |

Für die in Sicherheitsklassen eingestuftten mechanischen Ausrüstungen gelten heute zudem folgende Festlegungen und Vorschriften:

- SVDB-Festlegung NE 14 betreffend "Konzept für Wiederholungsprüfungen und die betriebliche Ueberwachung der abnahmepflichtigen Komponenten der Sicherheitsklassen 1 - 4", Rev. 4 vom 15.6.1988
- SVDB-Vorschrift 602 für Sicherheitsventile (ergänzende Bestimmungen in der Festlegung NE 14) vom Januar 1982
- Die SVDB-Festlegungen NE 2, 3, 4 und 8 enthalten weitere Bestimmungen, insbesondere zum Abnahmeverfahren

Der vom Reaktorlieferanten als grundlegende Ausführungsvorschrift für die Komponenten der beiden höchsten Sicherheitsklassen 1 und 2 gewählte ASME-Code entspricht bis heute den Anforderungen der HSK und den Gepflogenheiten in der Schweiz. Dieses international angewandte Regelwerk ist ohne Zweifel eine umfassende und technisch ausgereifte Ausführungsvorschrift für druckführende und drucktragende Reaktorkomponenten. Es behandelt alle wesentlichen Aspekte der Auslegung, Berechnung, Werkstoffwahl, Fertigung und Prüfung. Wichtige Grundprinzipien sind Anforderungen über Zähigkeit und Schweissbarkeit der Werkstoffe sowie über die Begrenzung der Beanspruchungen.

In gewissen Aspekten wird bei den schweizerischen Kernkraftwerken vom ASME-Code abgewichen, oder es werden weitergehende Anforderungen gestellt. Dies betrifft vor allem das behördliche Abnahmeverfahren, die Anwendung europäischer Werkstoffe, die vermehrte Anwendung der Ultraschallprüfung anstelle der Durchstrahlungsprüfung sowie die Schweissverfahrens- und die Schweisserprüfungen. Für die Anforderungen in bezug auf die Wiederholungsprüfungen wurde der bei Betriebsbeginn berücksichtigte ASME-Code, Section XI später durch die SVDB-Festlegung NE 14 ersetzt.

5.2.6 Elektrotechnik

Der Bereich der sicherheitsrelevanten elektrotechnischen Ausrüstungen umfasst:

- | | |
|-----------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| - Energietechnik | Stromerzeugungsanlagen
Stromverteilanlagen
Antriebe und Stellglieder |
| - Leittechnik | Schutzeinrichtungen
Steuereinrichtungen
Regeleinrichtungen
Instrumentierung
Bedienungseinrichtung |
| - Datenverarbeitungstechnik | Rechneranlagen |
| - Kommunikationstechnik | Kommunikationsmittel |

Bei den einzelnen Komponenten werden sowohl Einzelanfertigungen wie auch Serienmaterial eingesetzt. Es muss sichergestellt werden, dass die eingesetzten Komponenten die an sie gestellten Anforderungen unter allen am Installationsort vorkommenden Einsatzbedingungen erfüllen.

Bei der Planung (ab 1963) und beim Bau des KKM (1967 bis 1971) existierten erst einige wenige Regelwerke, die speziell für Kernkraftwerke entwickelt worden waren. Das KKM wurde daher nach den für den Bau von konventionellen Kraftwerken üblichen Regeln geplant und erstellt. Die ersten IEEE-Regeln für Kernkraftwerke wurden 1971 herausgegeben. Entwürfe (z. B. für Schutzsysteme), die seit 1968 vorhanden waren, wurden damals nach Möglichkeit noch berücksichtigt.

Seit 1979 werden bei Anlageänderungen oder beim Ersatz von Komponenten die zur Zeit gültigen Regelwerke angewandt. Bei der bisherigen Anlage sind dies die amerikanischen IEEE-Regeln. Bei den SUSAN zugeordneten Systemen gelten die deutschen KTA-Regeln.

Neben diesen die nukleare Sicherheit betreffenden Bestimmungen bleiben die geltenden schweizerischen Vorschriften für elektrische Anlagen und Installationen, die dem Schutze von Personen und

Sachwerten dienen, in Kraft. Ihre Einhaltung wird von der zuständigen Instanz (Eidg. Starkstrominspektorat) überwacht.

5.2.7 Brandschutz

Bei Projektierung und Bau des KKM wurden die allgemein gültigen Regelwerke des konventionellen Brandschutzes angewandt, nämlich

- Wegleitung für Feuerpolizeivorschriften der Vereinigung kantonaler Feuerversicherungsanstalten (VKF)
- Brandschutzvorschriften der Gebäudeversicherung (GV) des Kantons Bern
- BVD-Richtlinien des Brand-Verhütungs-Dienstes Zürich

Speziell für Kernkraftwerke ausgearbeitete Regelwerke des Brandschutzes sind erst seit etwa 1974 vorhanden. Sie wurden für die Erleichterung des Brandschutzes in den darauf folgenden Jahren herangezogen und stellen sich heute wie folgt dar:

- Internationale Richtlinien für den Brandschutz in Kernkraftwerken, herausgegeben im Auftrag der nationalen Pools und Vereinigungen für die Versicherungen von Kernenergieanlagen, (Ausgabe 1983, Erstausgabe 1974)
- NRC Regulatory Guide 1.120 (November 1977)
- KTA-Regel 2101.1, Brandschutz in Kernkraftwerken, Teil 1: Grundsätze des Brandschutzes (Fassung 12/1985)
- IAEA Safety Guide No 50-SG-D2, Fire Protection in Nuclear Power Plants (1979)

5.2.8 Hebezeuge

Für Hebezeuge einschliesslich der Brennelement-Handhabungsmaschinen kamen folgende zum Bestzeitpunkt für konventionelle Anlagen gültige Regelwerke zur Anwendung:

- SUVA-Vorschriften für Hebezeuge
- SIA-Vorschrift 161 (1956)
- DIN-Normen
- SEV-Vorschriften

Heute wird in der Schweiz für kerntechnische Anlagen mehrheitlich das folgende Regelwerk angewandt:

- KTA 3902: Auslegung von Hebezeugen in kerntechnischen Anlagen (November 1983)

Je nach Einsatzort in der Kernanlage stellt die KTA-Regel in bezug auf Auslegung, Konstruktion und Berechnung zusätzliche Anforderungen an die Hebezeuge.

5.3 ANFORDERUNGEN FÜR DEN NORMALBETRIEB

5.3.1 Betriebliche Anforderungen an die Anlage

Die betrieblichen Anforderungen an den nuklearen Teil bestehen darin, die nukleare Leistung des Kerns auf dem gewünschten Wert stabil zu halten, den Kern mit Wasser zu durchströmen, die Leistung in Form von Dampf aus dem Reaktorkern abzuführen, den Dampf vom Wasser zu trennen und anschliessend zur Turbine zu führen. Die in Form von Frischdampf den Reaktor verlassende Wassermenge muss durch das Hauptspeisewasser nachgeführt werden, damit das Wasserniveau im Reaktor im zulässigen Rahmen bleibt.

Diese betrieblichen Anforderungen werden erfüllt mit Hilfe der Steuerstäbe, des Umwälzsystems, des Wasserabscheiders, des Dampftrockners, des Speisewassersystems und des Turbinenregelsystems. Dieses übernimmt die Druckregelung, das Speisewassersystem die Niveauregelung. Die Reaktorleistung wird bestimmt von der Stellung der Steuerstäbe, die von Hand eingestellt werden, und der Umwälzmenge, deren Sollwert ebenfalls von Hand vorgegeben wird (Kap. 6.11.2).

Die Anforderung an die betriebliche Lebensdauer der ganzen Anlage beträgt 40 Jahre. Das heisst, dass die erwarteten Beanspruchungen von 40 Betriebsjahren in die Auslegung des KKM einbezogen wurden. In der Regel sind die tatsächlichen Beanspruchungen geringer, und die Auslegung kann selber noch Reserven enthalten. Die tatsächliche Begrenzung der Lebensdauer richtet sich somit nicht nach der Zeit, sondern nach dem Zustand der verschiedenen Komponenten.

5.3.2 Radiologische Grenzwerte für den Normalbetrieb

Die für den Normalbetrieb des KKM geltenden radiologischen Grenzwerte beruhen auf der Strahlenschutzverordnung und der Richtlinie R-11. Die schweizerische Strahlenschutzverordnung wird derzeit revidiert. Für den Betrieb des KKM sind die Grenzwerte der neuen Strahlenschutzverordnung anzuwenden.

5.3.2.1 Innerhalb der Anlage

Innerhalb der Kernanlage gelten für beruflich strahlenexponierte Personen Dosisgrenzwerte. Der heute geltende Grenzwert von 50 mSv/Jahr wird voraussichtlich auf 20 mSv/Jahr herabgesetzt werden, wobei eine Mittelung über mehrere Jahre erlaubt sein wird.

Für die Kollektivdosis (Summe der Einzeldosen) des beruflich strahlenexponierten Personals (Eigen- und Fremdpersonal) gibt die Richtlinie R-11 gegenwärtig einen Richtwert von 4 man Sv/Jahr und Anlageeinheit an. Dieser Wert ist aufgrund der neuen Erkenntnisse des ICRP in Diskussion. Es sind dabei alle Massnahmen zu ergreifen, die zumutbar und mit vernünftigen Mitteln einsetzbar sind, um die Kollektivdosis unter diesem Richtwert und nach Möglichkeit noch tiefer zu halten. Eine Kollektivdosis von mehr als dem Richtwert gemäss Richtlinie R-11 bedarf der Zustimmung der Aufsichtsbehörde.

5.3.2.2 In der Umgebung der Anlage

Auch in der Umgebung der Anlage gelten die Bestimmungen der Strahlenschutzverordnung. Die revidierte Verordnung wird voraussichtlich für die Bevölkerung anstelle von 5 mSv/Jahr einen Dosisgrenzwert von 1 mSv/Jahr aus künstlichen Quellen enthalten. Dieser neue Grenzwert hat für die Kernanlagen kaum eine grosse Bedeutung, da die Richtlinie R-11 schon heute die durch radioaktive Abgaben aus Kernanlagen verursachten Dosen für Personen der Bevölkerung auf 0,2 mSv/Jahr beschränkt. Sind Einzelpersonen der Bevölkerung zusätzlich der Direktstrahlung vom Kernkraftwerk ausgesetzt, so darf die akkumulierte Dosis unter Berücksichtigung der zu erwartenden Expositionszeit den Wert von 0,3 mSv/Jahr nicht überschreiten.

Neben diesen Personendosis-Grenzwerten enthält die SSVO in Art. 98 einen maximal zulässigen Wert für die Ortsdosis an der Umzäunung der Kernanlage durch Direktstrahlung, nämlich 0,1 mSv/Woche resp. 5 mSv/Jahr.

Da nur die Abgabe radioaktiver Stoffe kontinuierlich gemessen werden kann und nicht die Dosisbelastung von Personen, werden in der Betriebsbewilligung eines Kernkraftwerkes die Emissionen limitiert. Für die Umrechnung von Emissionen in Immissionen, d. h. die Ermittlungen der radiologischen Auswirkungen von Emissionen auf die Menschen der Umgebung, werden in den Rechenmodellen soweit möglich realistische, ansonst konservative Annahmen verwendet (Kap. 8.1.3.2). Die festgelegten Abgabelimite sind in Kap. 7.1.6 aufgeführt.

5.4 AUSLEGUNG FÜR STÖRFÄLLE

Der Auslegung von Kernkraftwerken wird eine grosse Anzahl anlageinterner Störfälle und äusserer Ereignisse zugrunde gelegt (sog. Auslegungsstörfälle). Die als Folge dieser Störfälle errechnete radiologische Belastung von Personen darf dabei behördlich festgelegte Grenzwerte (Richtlinie R-11) nicht überschreiten. Dies beinhaltet auch, dass die Anlage nach dem Störfalleintritt sicher abgefahren, im unterkritischen Zustand gehalten und drucklos gefahren werden kann. Ebenso muss die Nachwärme abgeführt werden können. Bei den Auslegungsstörfällen handelt es sich zum Teil um erfahrungsgemäss zu erwartende Ereignisse, in vielen Fällen aber um unwahrscheinliche, daher postulierte Störfälle. Die Berücksichtigung dieser Ereignisse bei der Auslegung der Anlage hat einen massgebenden Einfluss auf deren Gestaltung und Ausführung und bestimmt für viele Komponenten und Systeme die zu erfüllenden Randbedingungen (z. B. Temperatur, Druck, Feuchtigkeit, Reaktionskräfte). Aus diesen Gründen sind in den nachfolgenden Abschnitten die wichtigsten, der Auslegung zugrunde gelegten Gefährdungsspezifikationen für äussere Ereignisse und anlageinterne Störfälle zusammengestellt.

5.4.1 Aeussere Einwirkungen

5.4.1.1 Erdbeben

Bei der Gefährdung durch Erdbeben (siehe auch Kap. 2.3) wird heute zwischen dem Sicherheitserdbeben SSE (Safe Shutdown Earthquake) und dem Betriebserdbeben OBE (Operating Basis Earthquake) unterschieden. Die Anlage ist so auszulegen, dass sie das OBE ohne Schäden übersteht, währenddem beim SSE zwar Anlagenschäden entstehen können, die Freisetzung radioaktiver Stoffe nach aussen aber den in der Richtlinie R-11 festgesetzten Grenzwert für Unfälle (Ereigniskategorie 3 gemäss Richtlinie R-100) nicht überschreiten darf. Die Wahrscheinlichkeit, dass die Stärke eines Sicherheitserdbebens am Standort erreicht oder überschritten wird, soll höchstens 10^{-4} /Jahr betragen. Das Betriebserdbeben OBE ist ebenfalls probabilistisch definiert als diejenige Bebenstärke, mit der während der Betriebsdauer des Kernkraftwerkes gerechnet werden muss. Entsprechend den neueren internationalen Entwicklungen wird eine mittlere Wiederkehrperiode für das OBE von 200 bis 400 Jahren angenommen.

Der ursprünglichen seismischen Auslegung des KKM lagen folgende maximalen Grundbeschleunigungen der Fundamentunterkante zugrunde: 0,12 g in beliebiger horizontaler Richtung und 0,08 g in vertikaler Richtung, wobei beide Beschleunigungen gleichzeitig wirken können (g = Erdbeschleunigung).

Bei der neuen seismischen Auslegung für das SUSAN-Gebäude, die Zwischenlagererweiterung und die Etagenspektren des Reaktorgebäudes gelten folgende maximale Grundbeschleunigungen:

- horizontal: 0,15 g beim SSE, 0,06 g beim OBE
- vertikal: 0,10 g beim SSE, 0,04 g beim OBE

Zur Darstellung des Frequenzinhalts der Erdbeben wurde das 5 %-gedämpfte HSK-Bemessungsspektrum für Fels⁹, skaliert auf die maximale Grundbeschleunigung, gewählt.

Die Freifeldanregung ist grundsätzlich am Fels anzusetzen. Im Falle Mühlebergs wurde die Eingabekote auf Höhe der Fundamentunterkante des SUSAN-Gebäudes angenommen, d. h. konservativerweise etwas tiefer als die geologische Felsoberfläche, da die Felsoberfläche verwittert ist und somit dort einen für Fels zu tiefen dynamischen Schubmodul aufweist.

5.4.1.2 Flugzeugabsturz

Zum Zeitpunkt des Baus des KKM war die Auslegung von Kernkraftwerken gegen Flugzeugabsturz (FLA) weder in der Schweiz noch im Ausland üblich. Die Nachrüstung einer bestehenden Anlage auf FLA ist nur bedingt möglich. Heute wird grundsätzlich verlangt, dass die Sicherheitsfunktionen Reaktorabschaltung, Nachwärmeabfuhr und Einschluss radioaktiver Stoffe (Isolation) durch einen FLA nicht beeinträchtigt werden. Die für die Auslegung gegen FLA zu berücksichtigenden Lasten sind in der Richtlinie R-102 festgelegt.

Die schweizerischen Behörden haben für die älteren KKW verlangt, dass die für FLA zu schützenden Sicherheitssysteme mindestens den gleichen Schutzgrad aufweisen wie das Reaktorgebäude. Dies entspricht ungefähr einem Trümmerschutz gegen FLA (Trümmer = abstürzende Bruchstücke eines Flugzeugs). Für neu zu erstellende Gebäude, die Sicherheitssysteme enthalten, wird dementsprechend ein Trümmerschutz verlangt. Dieser ist in der Richtlinie R-102 definiert und bedeutet:

- Mindest-Betonwandstärke: 0,70 m
- Mindest-Armierung (pro Seite und Richtung): 20 cm²/m

5.4.1.3 Ueberflutung

Bei der Auslegung der Anlage wurden zwei Ueberflutungsfälle berücksichtigt (Kap. 2.4.3):

- Bruch in der Staumauer des Wohlensees mit einer Flutwellenkote +2,3 m über Terrain (468,3 m ü. M.) und Staudruck
- Bruch der Saane-Talsperren Schiffenen und Rossens mit einer damals berechneten Flutwellenkote +8,0 m über Terrain (474 m ü. M.) ohne Staudruck, da der Wasserspiegel langsam ansteigt

⁹ Erdbeben-Bemessungsspektren für schweizerische Kernanlagen, BEW-HSK (April 1984)

Bei der Auslegung für die SUSAN-Gebäude wurde nur noch der folgende auf neueren Berechnungen beruhende Ueberflutungsfall berücksichtigt (Kap. 2.4.3):

- Schadenfall der Saane-Talsperren Schifflenen und Rossens mit einer Flutwellenkote +6,0 m über Terrain (472 m ü. M.) ohne Staudruck

5.4.1.4 Blitzschlag

Die Blitzschutzkommission des SEV hat die Leitsätze "Blitzschutzanlagen" herausgegeben¹⁰. Die Einhaltung dieser Leitsätze schützt die Gebäude und die sich darin aufhaltenden Personen vor Schäden durch Blitzschlag und gewährleistet ebenfalls einen Schutz der starkstromtechnischen Einrichtungen.

Ein Kernkraftwerk muss darüber hinaus bei einem Blitzschlag gegen Folgeschäden so geschützt sein, dass die Sicherheitsfunktionen Reaktorabschaltung, Nachwärmeabfuhr und Einschluss der radioaktiven Stoffe gewährleistet sind.

Aufgrund der Ergebnisse der Blitzforschung hat die HSK für die Auslegung drei Blitze mit den folgenden Kennwerten definiert:

Nr.	1	2	3
Stromsicherheitwert (kA):	50	100	300
Grösste Stromsteilheit di/dt (kA/μs):	200	100	7,5
Rückenhaltewertszeit (μs):	50	1000	200

Durch diese Auslegung wird mit grosser Wahrscheinlichkeit sichergestellt, dass bei einem Blitzeinschlag an einem beliebigen, elektrisch leitenden Einschlagort auf der äusseren Hülle der Kraftwerksanlage keine Störungen an den für die obigen Funktionen benötigten sicherheitsrelevanten Systemen auftreten.

Für das SUSAN-Gebäude ist neben der erwähnten SEV-Vorschrift auch die KTA-Regel 2206¹¹ mit HSK-Blitzkennwerten einzuhalten. Bei Differenzen ist die SEV-Vorschrift verbindlich.

5.4.1.5 Verlust der externen Stromversorgung

Für die Auslegung der Stromversorgung eines Kernkraftwerkes ist ein totaler Ausfall der externen Stromversorgung, herbeigeführt durch Erdbeben, schwere Störungen in Energieerzeugungs- resp. Uebertragungsanlagen oder sonstige Einwirkungen, zu berücksichtigen. Zusätzlich ist der Ausfall der Eigenbedarfsversorgung durch die KKW-eigenen Turbogruppen anzunehmen.

¹⁰ Leitsätze des SEV: Blitzschutzanlagen, SEV 4022.1987 (November 1987)

¹¹ Auslegung von Kernkraftwerken gegen Blitzeinwirkungen, KTA-Regelentwurf 2206 (Juni 1989)

Während der Dauer des Notstromfalles müssen Notstromversorgungsanlagen die Energieversorgung aller für das sichere Abfahren in den unterkritischen Reaktorzustand und das Nachkühlen der Kernanlage notwendigen Systeme sicherstellen. Je nach auslösendem Ereignis muss die Notstromversorgung während Tagen bis Wochen aufrechterhalten werden können. Da bei Auslegungsstorfällen auch der Verlust der externen Stromversorgung unterstellt wird, muss die Notstromversorgung in der Lage sein, die Energieversorgung der jeweils benötigten Sicherheitssysteme zu decken.

Beim KKM sind die zwei Einspeisungen vom Wasserkraftwerk Mühleberg Bestandteil der Notstromversorgung des Kernkraftwerkes und werden deshalb als interne Notstromversorgung berücksichtigt.

5.4.1.6 Explosion

Eine äussere Gefährdung des Kraftwerkes durch eine Explosion könnte wie folgt geschehen:

- Explosion in einer nahegelegenen Industrieanlage oder einer Lagerstätte für feuergefährliche Stoffe
- Explosion einer nahegelegenen Gas- oder Erdölleitung
- Explosion einer Gaswolke im Kraftwerksareal
- Explosion beim Transport explosionsfähiger Stoffe auf Strasse, Schiene oder Fluss

Wie im Kap. 2.7 ausgeführt, sind die Entfernungen zwischen dem KKM und Industrieanlagen, Lagerstätten, Gasleitungen und wichtigen Verkehrswegen, die als Ursprungsort einer Explosion in Frage kommen, relativ gross. Die Auswirkungen einer Explosion würden durch die vertiefte Lage des Kernkraftwerkes und durch die massive Bauweise der Gebäude zusätzlich abgeschwächt. Eine Gefährdung durch eine Explosion, deren Ursache ausserhalb der Anlage liegt, muss deshalb nicht betrachtet werden.

5.4.1.7 Umgebungsbedingungen

Für die Auslegung der Lüftungsanlagen und der Kühlwasserversorgung des KKM (inkl. SUSAN) wurden folgende Umgebungsbedingungen angenommen¹²:

- Lufttemperaturen
 - . Maximum: 32 °C bei 40 % Luftfeuchtigkeit
 - . Minimum: -15 °C bei 100 % Luftfeuchtigkeit
- Maximale Aarewassertemperatur: 21 °C

¹² Statistik des Verbandes schweizerischer Heizungs- und Lüftungsfachleute für den Raum Bern

Für die Schneebelastung¹³ ergibt sich eine gleichmässig verteilte Last von 1,08 kN/m².

Die Staudrücke aus der Windbelastung¹³ nehmen mit der Objekthöhe zu und haben folgende Werte:

Objekthöhe:	0 - 5 m	5 - 20 m	20 - 40 m	40 - 80 m	80 - 160 m
Staudrücke:	0,7	0,85	1,0	1,2	1,5 kN/m ²

Die Staudrücke sind in Funktion der Gebäudeform mit den entsprechenden Beiwerten¹³ zu multiplizieren.

5.4.2 Innere Einwirkungen

Bei den anzunehmenden inneren Einwirkungen handelt es sich um jene Auslegungsstörfälle, welche seit langem die Grundlagen für die zu treffenden Sicherheitsmassnahmen bilden. Während man sich in der Anfangszeit der Kernenergie auf einige wenige extreme Ereignisse konzentrierte, geht man heute systematischer vor und analysiert ein ganzes Spektrum von Ereignissen. Extreme Ereignisse sind nach wie vor die Grundlage für die Auslegung der Sicherheitssysteme. Die Analyse des ganzen Spektrums der Ereignisse gibt Hinweise darauf, ob die Automatik der Sicherheitssysteme immer geeignet ist und ob oder welche Eingriffe des Personals nötig sind.

5.4.2.1 Transienten

Transienten sind Störfälle, bei denen das Gleichgewicht zwischen Wärmeerzeugung und Wärmeabfuhr im Reaktorkühlsystem gestört wird. Als auslösende Ereignisse sind insbesondere zu untersuchen:

- Versagen der auf den Reaktor einwirkenden Regelsysteme
- Fehlerhaftes Öffnen oder Schliessen von Ventilen
- Fehlerhaftes Ein- oder Ausschalten von Pumpen
- Fehlsignale an die Steuerstäbe
- Fehlsignale an die Sicherheitssysteme
- Fehler am Frischdampf-, Speisewasser- und Kondensatsystem im Maschinenhaus
- Turbinenschnellschluss
- Ausfall der externen Stromversorgung
- Ausfall der Eigenbedarfsversorgung

¹³ SIA-Norm 160 (1970)

5.4.2.2 Kühlmittelverluststörfälle

Hierbei wird ein einzelner Rohrbruch, gegebenenfalls auch eine Leckage, an beliebiger Stelle des Reaktorkühlsystems innerhalb des Drywells mit beliebiger Bruchfläche bis zum maximal möglichen Querschnitt angenommen. Berücksichtigt werden Brüche an folgenden Leitungen, welche direkt am Reaktordruckbehälter angeschlossen sind:

- Umwälzleitungen
- Frischdampfleitungen
- Speisewasserleitungen
- Notkühlleitungen
- Instrumentierungsleitungen

5.4.2.3 Reaktivitätsstörfälle

Bei diesen Störfällen handelt es sich um Ereignisse, die zu einer Reaktivitätserhöhung führen. Als Ursachen können auftreten:

- Fehlfahren von Steuerstäben
- Fall eines Steuerstabes
- Kalwassereinspeisung

Eine unkontrollierte Kritikalität beim Beladen des Reaktors soll durch administrative und technische Massnahmen ausgeschlossen werden.

5.4.2.4 Störfälle ausserhalb des Drywells mit Freisetzung radioaktiver Stoffe

Es werden Leckagen oder Rohrbrüche an Leitungen bzw. Systemen mit radioaktivem Inhalt ausserhalb des Drywells angenommen, nämlich an:

- Leitungen im Reaktorgebäude
- Frischdampf- oder Speisewasserleitungen im Maschinenhaus
- der Abgasanlage im Maschinenhaus
- Systemen zur Aufbereitung flüssiger Abfälle

Ausserdem sind Unfälle bei der Brennelementhandhabung zu berücksichtigen.

5.4.2.5 Störfälle in Sicherheits- und Betriebssystemen

Solche Störungen oder Ereignisse wirken nicht direkt auf den Reaktor ein und haben keine Freisetzung radioaktiver Stoffe zur Folge. Sie führen jedoch zum Ausfall oder zur Fehlfunktion von Sicherheitssystemen oder von für den Betrieb wichtigen Systemen und Komponenten. Es werden die Auswirkungen folgender Störungen untersucht:

- Ausfall von elektrischen Schienen für Steuerung, Regelung und Instrumentierung sowie Erschöpfung einer Batterie
- Störungen in Versorgungs- oder Hilssystemen. Von besonderer Bedeutung ist dabei der langsame Ausfall der Steuerluftversorgung, welcher gleichzeitig mehrere sicherheitsrelevante Funktionen beeinträchtigen kann.

5.4.2.6 Interne Ueberflutung

Im Bereich des Reaktorgebäudes kann eine interne Ueberflutung sicherheitsrelevante Komponenten gefährden. Deshalb sind die Auswirkungen folgender Ereignisse zu untersuchen:

- Bruch der Speisewasserleitung mit Auspumpen von Hotwell und Kaltkondensatbehälter
- Bruch einer Saug- oder Druckleitung der Kernnotkühl- oder Nachwärmeabfuhrsysteme (CS, ALPS, RCIC, TCS, STCS)
- Bruch einer Kühlwasserleitung (Hilfskühlwasser, Zwischenkühlwasser und SUSAN-Kühlwasser)
- Bruch im Steuerstabantriebs- oder im SCRAM-Ablasssystem
- Verlust der Torusintegrität infolge Absturz eines Brennelement-Transportbehälters
- Bruch einer Löschwasserleitung

Von Bedeutung sind vor allem die maximal möglichen Bruchgrößen und Ausflussmengen, Wasserinhalt im System, Absperrbarkeit der defekten Leitung sowie die vorgesehenen Beherrschungsmassnahmen.

5.4.2.7 Interner Brand

Die Folgen von Bränden in Anlagerräumen sind im Hinblick auf die Beeinträchtigung der Funktion von Sicherheitssystemen und von sicherheitsbezogenen Ausrüstungen in Betracht zu ziehen. Von besonderer Bedeutung ist der Brand im Kommandoraum und in Elektroräumen, speziell in jenen mit Leittechnikausrüstungen, sowie bei Kabelwegen. Ausserdem ist die Brandauswirkung auf die Sicherheitsausrüstungen im Reaktorgebäude zu berücksichtigen.

5.4.3 Menschliche Einwirkungen

5.4.3.1 Bedienungsfehler

Bei der Beurteilung der Störfälle werden folgende Bedienungsfehler berücksichtigt:

- Ein Einzelbedienungsfehler als auslösendes Ereignis für einen Auslegungsstörfall
- Ein Einzelbedienungsfehler während eines Auslegungsstörfalls

Bedienungsfehler können sowohl die Durchführung einer unerwünschten Handlung als auch das Unterlassen einer notwendigen Handlung sein. Da ein einzelner Bedienungsfehler keine grösseren Folgen haben kann als ein technischer Einzelfehler, wird bei der Anwendung des Einzelfehlerkriteriums nicht zwischen technischen und menschlichen Fehlern unterschieden.

Weitergehende Fehler eines Operateureams, wie z. B. fehlerhafte Diagnose oder fehlerhafte Strategie bei der Störfallbeherrschung, sprengen den Rahmen der Auslegungsstörfälle. Ausbildung, Störfallvorschriften und Simulatortraining sowie der Beizug eines erfahrenen Picketingenieurs sollen solche gravierenden Fehler ausschliessen.

5.4.3.2 Verzögerungszeit für notwendige Handlungen des Personals

Die schweizerische Richtlinie R-101 verlangt, dass bei der Auslegung die für die Sicherheit notwendigen Handlungen des Personals nicht vor Ablauf von 30 Minuten berücksichtigt werden dürfen. Beim Bau des KKM existierte dieses Kriterium nicht. Gemäss USA-Praxis wurde mit 10 Minuten gerechnet.

Zweck dieser "30-Minuten-Regel" ist die Entlastung des Personals vor schnellen Entscheidungen durch ausreichende Automatisierung der Sicherheitssysteme. Da die Komplexität der Handlungen sehr unterschiedlich sein kann und auch mit Hemmschwellen des Personals zu rechnen ist, wird die Anwendung dieser Regel auf eine bestehende Anlage pragmatisch erfolgen. Dies schliesst Abweichungen in beide Richtungen ein:

- Berücksichtigung einfacher Handlungen auch vor 30 Minuten
- Automatisierung von komplexen Handlungen, auch wenn sie nicht vor 30 Minuten notwendig sind

5.4.3.3 Einwirkung Dritter

Das Konzept der Sicherung gegen Einwirkungen Dritter ist nicht Gegenstand dieses Gutachtens. Zur Verbesserung des Schutzes gegen Einwirkungen Dritter wird von einem speziell geschützten System, dem Notstandssystem, eine Autarkie und Automatik für 10 Stunden Betrieb verlangt.

5.4.4 Radiologische Grenz- und Richtwerte für Auslegungsstürfälle

Die radiologischen Grenzwerte, die bei der Auslegung eines Kernkraftwerkes für die Auslegungsstürfälle (für den Normalbetrieb siehe Kap. 5.3.2) einzuhalten sind, werden in der Richtlinie R-11 vom Mai 1980 wie folgt spezifiziert:

- Für den Schutz der Bevölkerung wird verlangt, dass ein Kraftwerk so auszulegen ist, dass bei Betriebsstörungen, Zwischenfällen resp. Unfällen für Einzelpersonen der Bevölkerung in der Umgebung keine höhere Dosis als 0,2 mSv/Jahr, 1 mSv pro Ereignis resp. 100 mSv pro Ereignis zu erwarten ist.
- Für den Schutz des Personals ist bei der Auslegung und durch Vorsorge für den Betrieb eines Kernkraftwerkes darauf zu achten, dass das Personal während Zwischenfällen und Unfällen möglichst gut geschützt ist. Für Betriebsstörungen gelten die Dosisgrenzwerte für Normalbetrieb.

Die Begriffe Betriebsstörung, Zwischenfall resp. Unfall entsprechen den Ereigniskategorien 1, 2 resp. 3 gemäss Richtlinie R-100 über die Kategorisierung der Anlagezustände für die Auslegung eines Kernkraftwerkes.

Ereignet sich ein Störfall, bei dem Personal in Mitleidenschaft gezogen wird, so kann nicht ausgeschlossen werden, dass vom Personal hohe Dosen akkumuliert werden. Für das Personal, welches zur Störfallbeherrschung eingesetzt wird, existieren deshalb Dosisrichtwerte, die als Auslegungsgrundlagen betrachtet werden müssen:

- Die SSVO erlaubt in Art. 35 Ziff. 1 für aussergewöhnliche Arbeiten eine Dosis von 100 mSv für wenige Personen. Wo es sich um die Rettung von Menschenleben handeln kann, lässt die SSVO gemäss Art. 36 ausnahmsweise eine Ueberschreitung dieses Richtwertes zu.

Bei der Revision der Strahlenschutzverordnung wird für die Bevölkerung die Dosis aus künstlichen Quellen voraussichtlich von heute 5 mSv/Jahr neu auf 1 mSv/Jahr begrenzt. Dieser neue Grenzwert hat für die Kernkraftwerke keine Bedeutung, da für diese die Richtlinie R-11 gilt, welche die jährliche Dosis auf maximal 0,3 mSv/Jahr begrenzt. Für die beruflich strahlenexponierten Personen wird die Dosis voraussichtlich neu auf 20 mSv/Jahr festgelegt.

5.5 AUSLEGUNGSKRITERIEN FÜR DEN REAKTORKERN

Brennelemente unterliegen einer stetigen Entwicklung im Sinne einer Verbesserung der Brennstoffausnützung, der Sicherheit und der Betriebsoptimierung. Dies ist möglich, da Brennelemente nach einem 3- bis 4jährigen Einsatz im Kern abgebrannt sind und ausgetauscht werden. Für die Kernausslegung bestehen einige grundsätzliche Sicherheitsanforderungen, die unabhängig vom speziellen Brennelementtyp und der aktuellen Auslegungsmethodik eingehalten werden müssen. Solche Sicherheitsanforderungen sind:

- Erhaltung der Hüllrohrintegrität im Normalbetrieb und bei Betriebsstörungen (Ereignisklasse 1 gemäss Richtlinie R-100)
- Begrenzte Brennstoffbelastung bei Reaktivitätsstörungen
- Erhaltung der Kernkühlbarkeit bei seltenen Störfällen (Ereigniskategorien 2 und 3 gemäss Richtlinie R-100)
- Negativer Temperaturkoeffizient des Brennstoffs
- Negativer Voidkoeffizient des Kühlmittels
- Stabiles Leistungsverhalten
- Abschaltsicherheit

In den folgenden Abschnitten werden diese Sicherheitsanforderungen ausführlicher diskutiert und die daraus abgeleiteten Sicherheits- und Betriebsgrenzwerte erwähnt.

Hüllrohrintegrität

Mit einer Verletzung der Hüllrohrintegrität (Hüllrohrundichtheit) muss dann gerechnet werden, wenn die brennstabspezifischen Sicherheitsgrenzen verletzt werden. Diese Sicherheitsgrenzen sind aufgrund umfangreicher Experimente festgelegt worden. Die wichtigsten Sicherheitsgrenzen werden nachfolgend kurz besprochen. Ein Verlust der Brennstabintegrität ist auch im Normalbetrieb nicht ganz auszuschliessen. Ursache dafür können Herstellungsfehler, Fremdkörper oder ungünstige Betriebsfahrweisen sein. Aufgrund der weltweiten Betriebserfahrung des Brennelementlieferanten des KKM liegt die durch diese Ursache bedingte jährliche Schadensrate heute bei etwa 0,004 %, d. h. jährlich muss auf 100 000 eingesetzte Brennstäbe mit etwa 4 undichten Brennstäben gerechnet werden.

a) Lineare Brennstableistung

Bis zu den heute maximal erreichbaren lokalen Abbränden von ca. 60 GWd/t sind es vor allem zwei Effekte, die die Brennstableistung begrenzen, nämlich die plastische Hüllrohrdehnung bei Störfällen

und das Brennstoffschmelzen. Um die Brennstabintegrität bei Betriebsstörungen sicherzustellen, sind deshalb folgende Grenzen eingeführt worden:

- Die maximale Hüllrohrdehnung darf 1 % nicht übersteigen.
- Brennstoffschmelzen muss vermieden werden.

Die maximale Brennstableistung, bei der diese beiden Bedingungen noch eingehalten werden, sinkt mit zunehmendem Abbrand. Für reinen Uranoxidbrennstoff von 20 GWd/t Abbrand betragen die Brennstableistungen ca. 750 W/cm für eine 1 %-Hüllrohrdehnung und ca. 650 W/cm für das Brennstoffschmelzen im Brennstabzentrum. Bei 40 GWd/t lauten die entsprechenden Werte ca. 640 W/cm für die 1 %-Hüllrohrdehnung und ca. 610 W/cm für das Brennstoffschmelzen.

Im Normalbetrieb werden nun Betriebsgrenzwerte so festgelegt, dass auch im Falle einer Betriebsstörung diese Sicherheitsgrenzen nicht verletzt werden. Für Abbrände zwischen 0 bis 20 GWd/t ist die Betriebsgrenze der linearen Stableistung (MLHGR für Maximum Linear Heat Generation Rate) im Normalbetrieb auf 470 W/cm (für Brennelemente neuerer Entwicklung) resp. auf 440 W/cm (für Brennelemente älterer Entwicklung) festgelegt. Ab 20 GWd/t Abbrand nimmt die Betriebsgrenze der Brennstableistung stetig ab und beträgt beim heute vorgesehenen maximalen Abbrand von 55 GWd/t noch etwa 300 W/cm. Damit ist über die gesamte Einsatzzeit eines Brennstabes ein Abstand von gegen 200 W/cm zwischen Betriebs- und Sicherheitsgrenzwert vorhanden. Die Erfahrung zeigt, dass dieser grosse Sicherheitsabstand auch bei Betriebsstörungen nicht ausgeschöpft wird. Für Gadolinium-haltigen Brennstoff reduzieren sich die maximal zulässigen Brennstableistungen etwas, doch wird durch die Auslegung der gleiche Sicherheitsabstand wie bei reinem Uranoxidbrennstoff sichergestellt.

b) Abstand zum Filmsieden, kritisches Leistungsverhältnis

Mit Filmsieden bzw. Uebergangssieden an der Hüllrohroberfläche muss dann gerechnet werden, wenn die Wärmestromdichte einen kritischen Grenzwert überschreitet. Dabei wird der Wärmeübergang zwischen Hüllrohr und Kühlmittel plötzlich verschlechtert, so dass sich die Hüllrohrtemperatur erhöht und eine Schädigung des Brennstabes nicht ausgeschlossen werden kann. Um solche Hüllrohrschäden zu verhindern, darf die tatsächliche Leistung des Brennelementes (P_{lat}) einen kritischen Wert (P_{krit}), der aufgrund umfangreicher Untersuchungen für jeden Brennelementtyp experimentell bestimmt wurde, nicht übersteigen. Das kritische Leistungsverhältnis (CPR für Critical Power Ratio) wird definiert als

$$\text{CPR} = P_{\text{krit}}/P_{\text{lat}}$$

Um die Streuung der experimentellen Ergebnisse und die Unsicherheit der messbaren Betriebsparameter zu berücksichtigen, wird der CPR-Sicherheitsgrenzwert heute auf 1,07 festgelegt. Solange also

$\text{CPR} \geq 1,07$ ist, kann ein Brennelementschaden wegen zu hoher Hüllrohrtemperatur mit grosser Wahrscheinlichkeit (99,9 %) ausgeschlossen werden.

Der aktuelle, zyklusabhängige CPR-Betriebsgrenzwert (MCPR für Minimum Critical Power Ratio) wird aufgrund von Störfallanalysen bei Nennleistung festgelegt. Dabei werden für die Betriebsstörungen die zu erwartende CPR-Aenderung berechnet. Die maximal errechnete CPR-Aenderung wird zum Sicherheitsgrenzwert addiert und so der Betriebsgrenzwert festgelegt. Für das KKW Mühleberg betrug der minimale CPR-Betriebsgrenzwert bei Nennleistung in den vergangenen Zyklen 1,20. Der CPR-Betriebsgrenzwert ist zusätzlich abhängig vom Kerndurchfluss, von der Kernleistung und der Speisewassertemperatur und muss deshalb für jede zulässige Kombination dieser Parameter bestimmt werden.

Solange im Normalbetrieb die aktuellen CPR-Werte jedes Brennelementes oberhalb des Betriebsgrenzwertes liegen, muss bei einer Betriebsstörung nicht mit einem Brennstabschaden gerechnet werden. Die Einhaltung dieser Bedingung wird durch die Kernüberwachung sichergestellt.

Begrenzte Brennstoffbelastung bei Reaktivitätsstörungen

Bei Reaktivitätsstörungen, insbesondere bei schnellen Reaktivitätserhöhungen, könnte innert sehr kurzer Zeit (Sekundenbruchteile) so viel Energie in einen Brennstab eingebracht werden, dass der Brennstoff schmilzt und die Kernkühlbarkeit gefährdet ist. Die maximale Energiedeposition in einem Brennstab ist deshalb zu begrenzen. Diese Grenze darf bei Auslegungsstörfällen nicht überschritten werden.

Aufgrund experimenteller Untersuchungen wurde für die maximal zulässige Brennstoffbelastung ein Wert von 280 cal/g UO_2 für die radial über den Brennstab gemittelte Enthalpie festgelegt¹⁴. Beim Ueberschreiten dieser Grenze muss mit Brennstoffschmelzen, verbunden mit entsprechender Volumenzunahme und erhöhter Spaltgasfreisetzung aus dem Brennstoff gerechnet werden (Schmelzbeginn bei ca. 270 cal/g UO_2 und vollständiges Schmelzen bei ca. 340 cal/g UO_2). Wird der Grenzwert von 280 cal/g UO_2 hingegen nicht überschritten, kann aufgrund der experimentellen Ergebnisse angenommen werden, dass keine heftige Wechselwirkung zwischen Kühlmittel und Brennstoff eintritt und die Geometrie der Brennstäbe erhalten bleibt. Die Kernkühlbarkeit ist in diesem Fall noch gewährleistet.

Zur Ermittlung der radiologischen Folgen wird angenommen, dass die Hüllrohre der Brennstäbe mit einer Brennstoffenthalpie von mehr als 170 cal/g UO_2 beschädigt sind und somit zur Freisetzung radioaktiver Stoffe beitragen.

¹⁴ NRC Regulatory Guide 1.77: Assumptions used for evaluating a control rod ejection accident for pressurized water reactors (May 1974)

Kühlbarkeit des Kerns

Die Kühlbarkeit des Kerns von Leichtwasserreaktoren mit Zirkaloy-Hüllrohren wird für den Fall eines Kühlmittelverluststörfalles durch Einhaltung von Kriterien gewährleistet, welche nach eingehenden Untersuchungen erstmals 1974 von der amerikanischen Sicherheitsbehörde NRC festgelegt wurden. Der Inhalt des betreffenden Paragraphen des Code of Federal Regulations (10 CFR §50.46) wurde auch von den schweizerischen Behörden übernommen. Er enthält die folgenden wichtigsten Sicherheitskriterien:

- Maximale Hüllrohrtemperatur: 1206 °C (2200 °F)
- Maximale lokale Oxidation des Hüllrohres: 17 % der Wandstärke
- Maximale Wasserstoffproduktion im Kern: 1 % der durch Zirkon-Wasserreaktion erzeugbaren Menge

Bei Überschreitung eines der beiden ersten Kriterien ist mit einer Versprödung des Zirkaloys zu rechnen, welche unter den bei der Wiederbenetzung mit Wasser auftretenden Belastungen zu einem Zerbrechen der Hüllrohre führen kann. Diese beiden Kriterien werden eingehalten, falls vor Störfalleintritt für alle Brennelemente erstens das kritische Leistungsverhältnis $CPR \geq MCPR$ (Betriebsgrenzwert) ist und zweitens die für einen beliebigen Brennelementquerschnitt gemittelte lineare Stableistung (ALPHGR für Average Planar Linear Heat Generation Rate) einen abbrandabhängigen, maximalen Betriebsgrenzwert (MAPLHGR) nicht überschreitet. Die Grösse APLHGR ist mit der linearen Stableistung LHGR über den sogenannten lokalen Peakingfaktor verknüpft, der abbrandabhängig ist und zwischen 1,07 und 1,25 beträgt. Die durchgeführten Analysen zeigen, dass der aufgrund der mechanischen Belastungen für den Brennstab abgeleitete Betriebsgrenzwert für die lineare Stableistung von 470 W/cm (Abschnitt a)) begrenzend ist. Mit der Einhaltung des MCPR- (zwecks ausreichender Brennelementkühlung) und des MLHGR-Betriebsgrenzwertes (zwecks Verhinderung von Brennstoffschmelzen und unzulässiger Hüllrohrdehnung) sind somit automatisch auch die Bedingungen der Kühlbarkeit des Kerns bei einem Kühlmittelverluststörfall eingehalten.

Ein weiteres zu berücksichtigendes Phänomen beim Kühlmittelverluststörfall ist das ballonartige Aufblähen der Hüllrohre infolge des erhöhten Innendruckes und nachlassender Festigkeit bei höheren Temperaturen. Es gibt allerdings keine einfachen physikalischen Kriterien, die eine eindeutige Aussage über ausreichende resp. nicht ausreichende Kernkühlung erlauben. Statt dessen wird durch rechnerische und experimentelle Nachweise das Verhalten der Hüllrohre bei Störfällen untersucht und deren Einfluss auf die Kernkühlung überprüft. Mit diesen Nachweisen konnte gezeigt werden, dass bei Einhaltung der MCPR- und MLHGR-Betriebsgrenzwerte im Normalbetrieb eine ausreichende Kernkühlung bei allen Auslegungstörfällen gewährleistet ist.

Inhärente Sicherheit

Um inhärente Sicherheit zu gewährleisten, muss neben dem negativen Reaktivitätskoeffizienten der Brennstofftemperatur, dem sogenannten Dopplereffekt, auch der Reaktivitätskoeffizient des Dampfblasengehaltes im ganzen Betriebsbereich negativ sein. Dies ist durch geeignete Kern- und Brennelementauslegung sicherzustellen.

Stabiles Leistungsverhalten

Der Reaktorkern muss so ausgelegt werden, dass ein stabiles Leistungsverhalten im erlaubten Betriebsbereich gewährleistet ist und Störungen der Leistungsverteilung, z. B. durch ein Fehlfahren eines Steuerstabes, nicht zu ungedämpften Leistungsschwankungen führen (sogenannte Kernoszillationen).

Die Möglichkeit von Kernoszillationen besteht nur bei Annäherung an Naturumlaufbedingungen. Durch Reduktion der Reaktorleistung in einem solchen Zustand (Anfahren oder Ausfall von Umwälzpumpen) können Oszillationen unterdrückt oder vermieden werden.

Abschaltsicherheit

Die Abschaltsicherheit muss jederzeit gewährleistet sein, selbst wenn der wirksamste Steuerstab vollständig ausgefahren bleibt. Dadurch ist sichergestellt, dass der Reaktor aus jedem Betriebszustand in den kalten, unterkritischen Zustand gebracht werden kann. Der effektive Multiplikationsfaktor, K_{eff} , muss in diesem Zustand kleiner als 0,9975 sein, d. h. es muss eine Abschaltreaktivität von mindestens 0,25 % gewährleistet werden.

5.6 AUSLEGUNGSKRITERIEN FÜR DAS CONTAINMENTSYSTEM

Die Aufgabe des Containmentsystems ist:

- Die Rückhaltung und eventuell kontrollierte Abgabe von radioaktiven Stoffen bei Störfällen, insbesondere bei Kühlmittelverluststörfällen
- Die Rückhaltung des Reaktorkühlmittels bei Kühlmittelverluststörfällen

Unter "Containmentsystem" versteht man die Summe von

- Primärcontainment (Drywell und Torus)
- Sekundärcontainment (Reaktorgebäude)

- Containment-Hilfssysteme

Beim **Primärcontainment** basiert die festigkeitsmässige Auslegung auf dem Kühlmittelverluststörfall, d. h. dem Bruch einer beliebigen Leitung des Reaktorsystems innerhalb des Drywells. Es soll die freigesetzte Wärmeenergie in Form von Heisswasser oder Dampf aufnehmen und allfällig freigesetzte Radioaktivität im Rahmen der spezifizierten Dichtheit zurückhalten. Ist im Rahmen der Auslegungsfälle ein Unterdruck (Vakuum) zu erwarten, muss es dagegen geschützt werden. Ein Ueberdruckschutz ist im Rahmen der Auslegungsfälle nicht nötig und deshalb auch nicht vorgesehen.

Das **Sekundärcontainment** soll das Primärcontainment derart umschliessen, dass allfällige Leckagen entweder zurückgehalten oder kontrolliert an die Umgebung abgegeben werden können. Die Dichtheit des Sekundärcontainments richtet sich nach diesen Anforderungen.

Als Spezialität unter den Mark-I-Anlagen ist beim KKM die Integrität des Sekundärcontainments auch im Falle eines Frischdampf- oder Speisewasserleitungsbruchs im Reaktorgebäude gewährleistet.

Die **Containment-Hilfssysteme** haben verschiedene Aufgaben:

- Im Anforderungsfall, auch bei gleichzeitigem Ausfall der externen Stromversorgung, ist für die Isolation (Abspernung) aller Leitungen zu sorgen, welche mit dem Reaktorsystem oder dem Primärcontainment in Verbindung stehen.
- Die Wasserstoff-Entwicklung nach einem Auslegungsfall durch Zirkonium-Wasserreaktion und durch Radiolyse muss derart beherrscht werden, dass auch längerfristig keine zündfähigen Gemische entstehen.
- Das Sekundärcontainment muss nach einem Auslegungsfall ständig auf Unterdruck gehalten werden, und die luftgetragenen radioaktiven Stoffe (Jod, Aerosole) müssen gefiltert und kontrolliert über den Kamin abgeführt werden.

Diese Auslegungskriterien lassen eine Vielfalt von technischen Lösungen zu. Die freigesetzte Wärmeenergie kann beispielsweise entweder durch ein grosses Containment ohne Kondensationsbecken (üblich bei Druckwasserreaktoren) oder durch ein kleines Containment mit Kondensationsbecken (üblich bei Siedewasserreaktoren) aufgenommen werden.

5.7 KRITERIEN FÜR EINE LEISTUNGSERHÖHUNG

Die Leistung eines Reaktors wird physikalisch nicht als solche direkt begrenzt, sondern durch eine Reihe von Kriterien, welche lokale Verhältnisse oder die Kapazität einzelner Systeme betreffen. Höhere Leistung bei unverändertem Reaktorsystem bedeutet höhere mittlere Temperaturen im Brennstoff, grössere mittlere Wärmestromdichten an den Wärmeübertragungsflächen, stärkere Aufwärmung bzw. Verdampfung des Kühlmittels sowie grössere Mengenströme von Speisewasser und Dampf. Proportional grösser ist auch die Nachwärme, und die höheren Temperaturen bzw. Blasengehalte sind i. allg. mit grösseren Reaktivitätseffekten verbunden. Zu beachten sind vor allem die Verhältnisse im Reaktorkern; die z. T. grösseren Mengenströme können gewisse Kreisläufe zusätzlich belasten und die Kapazitäten von Sicherheitssystemen einschliesslich Containment werden zusätzlich beansprucht. Dementsprechend sind die Berechnungen für Normalbetrieb und Störfälle mit der höheren Leistung zu wiederholen und die Kapazitäten der beteiligten Systeme zu überprüfen.

Grundsätzlich gilt, dass bei der erhöhten Leistung die gleichen Sicherheitsgrenzwerte einzuhalten sind wie bei der ursprünglichen Leistung. Dies kann durch Ausschöpfen von bisher ungenutzten Reserven, durch Einengung betrieblicher Freiräume oder durch Schaffung zusätzlicher Kapazitäten geschehen.

In diesem Abschnitt sind diejenigen Sicherheitskriterien zusammengestellt, die leistungsbegrenzend sein können und deshalb erneut zu überprüfen sind. Dabei wird unterschieden zwischen Kriterien für den Normalbetrieb, die Auslegungsfälle, den Strahlenschutz und schwere Unfälle.

5.7.1 Quantitative Kriterien

Normalbetrieb

Eine Leistungserhöhung wird sich auf die Auslegung des Reaktorkerns und die Beanspruchung der Materialien des Reaktorkühlschleifens auswirken. Dabei sind folgende Punkte zu beachten:

- Kernausslegung

Die Einhaltung der Betriebsgrenzwerte für die Hüllrohrintegrität der Brennstäbe (lineare Stableistung, kritisches Leistungsverhältnis und eventuell Hüllrohroxidation) sind einzuhalten und die ausreichende Abschaltreaktivität der Steuerstäbe ist nachzuweisen.

- Vibrationen und Erosion/Korrosion

Im Reaktordruckbehälter sowie in den Frischdampf- und Speisewasserleitungen ergeben sich infolge der Leistungserhöhung grössere Kühlmittel-Strömungsgeschwindigkeiten. Daraus dürfen keine unzulässigen Vibrationen, insbesondere der RDB-Einbauten, und keine durch Erosion/Korrosion verursachten Schäden an den Ausrüstungen entstehen.

- Versprödung des Reaktordruckbehälters

Durch die erhöhte Neutronenbestrahlung erfolgt eine schnellere Versprödung der RDB-Wand. Es ist zu prüfen, ob sich dadurch betriebliche Einschränkungen oder Lebensdauerbeschränkungen ergeben.

Auslegungsstörfälle

Auslegungsstörfälle, die von einer Leistungserhöhung beeinflusst werden können, sind neu zu analysieren. Dabei sind insbesondere folgende Nachweise zu erbringen:

- Transienten

Die Einhaltung der Sicherheitsgrenzwerte für den Reaktordruck, das Wasserniveau im RDB und die Hüllrohrintegrität der Brennstäbe (lineare Stableistung und kritisches Leistungsverhältnis) ist für die Betriebstransienten nachzuweisen. Die Einhaltung der maximal zulässigen Wassertemperatur bei der Nachwärmeabfuhr aus dem Torus ist nachzuweisen.

- Kühlmittelverluststörfälle

Die Einhaltung der Sicherheitsgrenzwerte für die Brennstabhüllrohre (maximale Temperatur und maximale lokale Oxidation) sowie der Auslegungswerte des Primärcontainments (Überdruck, Unterdruck und Temperatur) ist für die Kühlmittelverluststörfälle nachzuweisen.

- Radiologische Grenzwerte

Die Einhaltung der radiologischen Richtwerte für Auslegungsstörfälle (Kap. 5.4.4) ist nachzuweisen.

Strahlenschutz

Folgende Bedingungen sind auch bei erhöhter Leistung einzuhalten:

- Neuer Grenzwert für die Individualdosen des Personals (Kap. 5.3.2.1)
- Kollektivdosis-Richtwert gemäss Richtlinie R-11 (Kap. 5.3.2.1)
- Grenz- und Richtwerte für die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umgebung nach SSVO und Richtlinie R-11 (Kap. 5.3.2.2 und 5.4.4)

5.7.2 Qualitative Kriterien

Leistungsdichte im Kern

Die Leistungsdichte ist für sich allein kein Sicherheitskriterium. Es ist aber anzustreben, den Rahmen der international erprobten Leistungsdichten nicht oder nicht wesentlich zu überschreiten.

Neutronenrauschen

Das unvermeidliche Neutronenrauschen im Leistungsbetrieb soll nicht zu Störungen des Normalbetriebs führen.

ATWS-Transienten

Das Verhalten bei ATWS-Transienten ist zu untersuchen, um die inhärenten Eigenschaften des Leichtwasserreaktors zu demonstrieren.

Schwere Unfälle

In bezug auf schwere Unfälle werden heute keine formellen Kriterien für einen systematischen Schutz angewandt; allerdings werden einzelne Massnahmen verlangt, welche die Entwicklung solcher Unfälle abbrechen oder deren Folgen lindern können.

Vor einer Leistungserhöhung ist nachzuweisen, dass das Gefährdungsrisiko für die Bevölkerung nach einem schweren Unfall durch die höhere Leistung nicht unverhältnismässig ansteigt und im akzeptablen Rahmen bleibt und dass der zeitliche Ablauf eines schweren Unfalls nicht unverhältnismässig beschleunigt wird.

5.8 ZUSAMMENFASSENDE BEWERTUNG

Mit wenigen Ausnahmen waren zur Zeit der Projektierung und Erstellung des KKM noch keine besonderen Auslegungs- und Ausführungsregeln für Kernkraftwerke in Kraft. Dem Reaktorlieferanten war aber die im Gang befindliche Entwicklung bekannt, und er hat vorhandene Regelwerk-Entwürfe vorausschauend berücksichtigt. Seit der Inbetriebnahme sind neue Regelwerke veröffentlicht worden, u. a. die Richtlinien der schweizerischen Sicherheitsbehörden. Somit ist zu prüfen, wie weit die Ausrüstungen des KKM auch den neuen Anforderungen entsprechen.

Die Gefährdungsspezifikationen berücksichtigen alle anlageinternen Störfälle und Einwirkungen von aussen, die im Rahmen der Auslegungsstörfälle für das Kernkraftwerk Mühleberg am spezifischen Standort zu berücksichtigen sind.

Die vorgeschriebenen radiologischen Grenz- bzw. Richtwerte für Normalbetrieb und für Auslegungsstörfälle basieren auf den Bestimmungen der SSVO und der Richtlinie R-11. Aufgrund der neuen ICRP-Empfehlung Nr. 60 ist zu erwarten, dass die Dosisgrenzwerte für das Personal in naher Zukunft herabgesetzt werden. Im Rahmen dieses Gutachtens sollen schon die neuen Grenzwerte beachtet werden.

6. AUSLEGUNG, AUSFÜHRUNG UND ZUSTAND DER SICHERHEITSTECHNISCH WICHTIGEN ANLAGETEILE

Im vorliegenden Kapitel geht die HSK ausführlich auf die Auslegung und die Ausführung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlageteile ein. Dabei ist zu prüfen, ob die in Kap. 5 dargelegten Prinzipien der nuklearen Sicherheit konsequent verwirklicht worden sind und ob der heutige Zustand der Ausrüstungen den Anforderungen genügt. Die HSK hat sich bei ihrer Detailbegutachtung auf den Sicherheitsbericht 1989 gestützt. Zusätzliche Grundlagen sind Befunde von HSK-Inspektionen und Detailunterlagen zur Bestätigung oder Erweiterung von Aussagen des Sicherheitsberichts.

6.1 KLASSIERUNG UND BERECHNUNGSGRUNDLAGEN VON GEBÄUDEN UND AUSRÜSTUNGEN

6.1.1 Klassierung

Die Klassierung bezweckt, Gebäude und Ausrüstungen eines Kernkraftwerkes entsprechend ihrer Bedeutung für die nukleare Sicherheit einzustufen. Je grösser diese Bedeutung ist, desto höhere Anforderungen müssen an die Auslegung, Ausführung, wie auch an die Ueberprüfung und Abnahme gestellt werden.

6.1.1.1 Gebäude

Neben der Abstützung und Befestigung der Ausrüstungen müssen die sicherheitsrelevanten Gebäude die darin aufgestellten Ausrüstungen gegen äussere Einwirkungen schützen sowie den Schutz der Umgebung vor hoher Strahlung aus den Gebäuden und vor unkontrollierten Abgaben radioaktiver Stoffe im Normalbetrieb und bei Störfällen gewährleisten.

Das für die bauliche Auslegung massgebende Ereignis ist das Erdbeben. Die Gebäude sind in die Erdbebenklassen I und II eingeteilt (Tab. 6.1). Mit der Erdbebenklasse I werden jene Gebäude bezeichnet, welche nötig sind, um die Abschaltung des Reaktors, die Kühlung des Kerns und den Einschluss radioaktiver Stoffe nach einem Erdbeben sicherzustellen. Gebäude der Erdbebenklasse I müssen während und nach einem Sicherheitserdbeben (SSE) und einem Betriebserdbeben (OBE) die entsprechenden Funktionen erfüllen, die Gebäude der Erdbebenklasse II nur während und nach einem Betriebserdbeben (OBE). Zudem wird verlangt, dass Gebäude der Erdbebenklasse I nicht durch Versagen eines Gebäudes der Erdbebenklasse II beschädigt werden.

Tab. 6-1: Einstufung der Gebäude in Erdbebenklassen

Gebäude	Erdbeben- klasse ^a
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	I
8. a) Maschinenhausunterbau einschl. Turbinenfundamente b) Turbinentische	II+ II+
9. Maschinenhausstahlbau	II+
10. Notstromdieselraum	II+
11. Verbindungsbrücken zum Reaktorgebäude	II+
12. Fundament des Kaltkondensatbehälters	II
13. Pumpenhaus	II
14. SUSAN-Kühlwasser-Vorlauf und -Rücklauf	I

^a II+: Gebäude, die mehr als dem OBE aber weniger als dem SSE standhalten

6.1.1.2 Mechanische Ausrüstungen

Die für die nukleare Sicherheit wichtigen mechanischen Ausrüstungen sind in 4 Sicherheitsklassen eingeteilt.

Sicherheitsklasse 1 (SK 1)

Die Komponenten des Reaktorkühlsystems bis und mit den zugehörigen Absperrarmaturen.

Sicherheitsklasse 2 (SK 2)

Die Sicherheitssysteme zur Gewährleistung der Kernkühlung, der Nachwärmeabfuhr und Reaktorabschaltung; das Primärcontainment mit seinen Durchführungen für den Einschluss radioaktiver Stoffe; die sicherheitsrelevanten Reaktoreinbauten.

Sicherheitsklasse 3 (SK 3)

Die Versorgungs- und Hilfssysteme, welche für die Funktion der Sicherheitssysteme der Klasse 2 notwendig sind.

Sicherheitsklasse 4 (SK 4)

- Konventionell abnahmepflichtige Behälter, die radioaktive Stoffe enthalten oder enthalten können
- Behälter zur Lagerung flüssiger radioaktiver Stoffe
- Andere sicherheitsbezogene Komponenten oder Systeme

Mit der Sicherheitsklassierung ist die folgende Erdbebenklassierung der mechanischen Ausrüstungen verbunden:

Erdbebenklasse I (EK I)

Alle als SK 1 - 3 klassierten Ausrüstungen sind der Erdbebenklasse I zugeteilt. Ihre Sicherheitfunktionen und ihre Integrität müssen während und nach einem Sicherheitserdbeben (SSE) gewährleistet sein.

Erdbebenklasse II (EK II)

Die als SK 4 klassierten Ausrüstungen sind in der Regel der Erdbebenklasse II zugeteilt. Ihre Integrität muss beim Auftreten des Betriebserdbebens (OBE) gewährleistet sein.

Die im KKM verwendete Einteilung in Sicherheitsklassen entspricht der Klassierung gemäss HSK-Richtlinie R-06 (Mai 1985). Abweichungen bei der Erdbebenklassierung wurden kompensiert durch die Installation des SUSAN-Systems.

6.1.1.3 Elektrische Ausrüstungen

Die elektrischen Ausrüstungen sind gemäss der HSK-Richtlinie R-06 in 2 Klassen einzuteilen:

1E-klassierte Ausrüstungen

- a) Elektrische Ausrüstungen zu den in die Sicherheitsklassen 1 bis 3 eingestuft mechanischen Systemen und Komponenten, wie z. B. Antriebe sowie Einrichtungen zur Messung, Steuerung, Regelung und Alarmierung, sofern sie für die Sicherheitsfunktion oder deren Bedienung und Überwachung benötigt werden.
- b) Elektrische Sicherheitssysteme, wie z. B. Reaktorschutzsystem, Notstromgeneratoren, -batterien und -verteilanlagen sowie Störfallinstrumentierung.

Die 1E-klassierten Ausrüstungen gehören der Erdbebenklasse I an.

Nicht klassierte Ausrüstungen (0E)

Uebrig elektrische Systeme und Ausrüstungen, welche nicht 1E-klassiert sind.

Die im KKM bestehende Klassierung entspricht der in der Richtlinie R-06 vorgesehenen Einteilung in die elektrischen Klassen 1E und 0E. Abweichungen bei der Erdbebenklassierung wurden kompensiert durch die Installation des SUSAN-Systems.

6.1.2 Berechnungsgrundlagen

Bei der Auslegung und der Berechnung von Gebäuden und Ausrüstungen eines Kernkraftwerkes sind nicht nur die Bedingungen des Normalbetriebes und der erfahrungsgemäss zu erwartenden Ereignisse, sondern auch die Auswirkungen von seltenen, postulierten anlageinternen Störfällen und äusseren Ereignissen zu berücksichtigen. Die internen Störfälle wurden in bezug auf das Anlageverhalten und die Wirksamkeit der Sicherheitssysteme im Rahmen der Störfallanalysen eingehend untersucht. Aus diesen Analysen werden auch die Eingabedaten und Randbedingungen für die Festigkeitsberechnungen der Baustrukturen und Ausrüstungen abgeleitet. Für die äusseren Ereignisse erfolgte dies durch die Umsetzung der Auslegungsannahmen in Bemessungsgrundlagen (Beispiel in Kap. 6.2.3.2). Die einzelnen Lastfälle und ihre Kombinationen werden in Lastkategorien zusammengefasst, wobei für unwahrscheinliche Lastfälle höhere Beanspruchungen zugelassen werden.

6.1.2.1 Gebäude

Die sicherheitsrelevanten Gebäude werden in die Erdbebenklasse I (SSE und OBE) und II (OBE) eingeteilt. Für die übrigen Gebäude, die für den Betrieb der Anlage notwendig sind, ist kein Nachweis der Erdbebensicherheit für das SSE oder das OBE erforderlich. Bei den sicherheitsrelevanten Gebäuden wurden neben den üblichen Lasten gemäss den SIA-Normen wie Eigengewicht, Nutzlasten, Wärme- und Druckbelastungen während des Betriebes, Schnee und Wind noch die Einwirkungen von innen (Wärme- und Druckbelastungen) und die Einwirkungen von aussen gemäss Kap. 5.4.1 berücksichtigt.

Ausser den üblichen Lastkombinationen sind diejenigen mit dem Erdbeben und der Ueberflutung von besonderem Interesse. Bei der ursprünglichen Erdbebenauslegung wurde für die Erdbebenklasse II eine Lastkombination mit den dort angegebenen Grundbeschleunigungen und der Ueberflutung angesetzt und mit der Richtlinie R-31 der Norm SIA 162 (1968) bemessen, was etwa einer Auslegung auf das heutige OBE entspricht. Für die Erdbebenklasse I wurde zusätzlich noch eine Lastkombination mit dem doppelten Erdbeben ($2 \times 0,12 \text{ g}$) und ebenfalls der Ueberflutung berücksichtigt, welche mit erhöhten Spannungen gemäss Richtlinie R-31 der Norm SIA 162 (1968) bemessen wurde, was etwa einer Auslegung auf das heutige SSE entspricht.

In der ursprünglichen Auslegung wurden für den Lastfall Erdbeben das Reaktorgebäude mit den Einbauten und der Abluftkamin mit dynamischen Methoden analysiert, während die übrigen Gebäude quasistatisch berechnet wurden, wobei die Grundbeschleunigung konstant über die ganze Gebäudehöhe angesetzt wurde.

In den Jahren 1977 bis 1987 sind das Zwischenlager für radioaktive Abfälle, das Betriebsgebäude, das Maschinenhaus, das Pumpenhaus, das Hochreservoir Runtigenrain und das Kühlwasserauslaufbauwerk dynamisch nachgerechnet worden, um den vorhandenen Erdbeben-Widerstand nachzuweisen.

Die neu gebauten Gebäude wie die Erweiterung des Zwischenlagers und das SUSAN-Gebäude sowie die neueren Nachrechnungen wurden mit den heute gültigen Auslegungsgrundlagen (Kap. 5.2.4, 5.4.1.1 und 5.4.1.3) behandelt und somit auch dynamisch untersucht.

Bei der Beschreibung der einzelnen Gebäude wird in Kap. 6.2.3 fallweise noch näher auf die verwendeten Berechnungsgrundlagen eingegangen.

6.1.2.2 Mechanische Ausrüstungen

Die Berechnung der druckführenden mechanischen Komponenten erfolgte für die Sicherheitsklassen 1 und 2 auf der Basis von amerikanischen Regelwerken, diejenige der Sicherheitsklassen 3 und 4 nach europäischen Regeln.

Bei der Erstellung der Anlage erfolgte die Berechnung der wichtigsten Komponenten auf der Basis des ASME-Codes. Dieser schrieb damals für die Lastkategorien

- Auslegung
- Betrieb
- Test

die zulässigen Spannungen vor. Die Definition und Zuordnung von Lastkombinationen zur entsprechenden Lastkategorie wurde schon damals in Spezifikationen festgelegt.

Die heute gültige Codeausgabe schreibt die differenzierten Lastkategorien

- Auslegung
- Normalbetrieb / Betriebsstörungen
- Zwischenfall
- Unfall

und die jeweiligen zulässigen Spannungen vor. Der Lastfall "Auslegung" ist ein statischer Lastfall, der die Auslegungsdaten der betrachteten Komponente (Druck, Temperatur, Medium usw.) verwendet und zu ihrer Dimensionierung dient. Diese Auslegungsdaten sind projektspezifisch und leiten sich als abdeckende Werte aus den Betriebs- und Störfallbetrachtungen her. Die gemäss der heutigen Codeausgabe zulässigen Spannungen sind auch bei allen Nachrechnungen als Basis verwendet worden. Daraus ergab sich in einigen Fällen die Notwendigkeit von Änderungen an Komponenten oder deren Abstützung.

Die Spannungskriterien und Berechnungsvorschriften des ASME-Codes sind so festgelegt, dass folgende Ziele erreicht werden:

- Normalbetrieb / Betriebsstörung: keine plastische Verformung infolge Primärspannung; keine zyklischen plastischen Verformungen infolge von Primär- und Sekundärspannungen; keine Rissbildung infolge von Ermüdung
- Zwischenfall: kein Strukturversagen, jedoch sind lokale plastische Deformationen zugelassen
- Unfall: kein Strukturversagen, jedoch sind grossräumigere plastische Deformationen zugelassen

In die Lastkategorie "Normalbetrieb/Betriebsstörungen" fallen alle Beanspruchungen, welche während der Lebensdauer der Anlage zu erwarten sind, einschliesslich dem OBE. Die Lastkategorie "Zwischenfall" wird während der Lebensdauer der Anlage nicht erwartet. Sollte eine solche Beanspruchung trotzdem auftreten, so müsste vor Wiederaufnahme des Betriebs eine Inspektion, gegebenenfalls auch eine Reparatur oder eine Neuberechnung der betroffenen Ausrüstungen erfolgen. Ein Un-

fall, zu welcher Lastkategorie auch das SSE zählt, würde im ungünstigsten Fall den Ersatz der betroffenen Ausrüstungen erfordern. Für die Ermittlung der durch ein tatsächlich eingetretenes Erdbeben hervorgerufenen Beschleunigungen wurde eine seismische Anlageinstrumentierung installiert (Kap. 6.7.7).

6.1.3 Zusammenfassende Bewertung

Die Gebäude und Ausrüstungen wurden aufgrund ihrer Bedeutung für die nukleare Sicherheit in Sicherheits- und Erdbebenklassen eingestuft. Diese Klassierung bildet die Grundlage für die Anforderungen in Bezug auf Auslegung, Ausführung und behördliche Überwachung. Die bestehende Klassierung wurde von der HSK gutgeheissen.

Die Berechnungsgrundlagen legen für die Gebäude und die mechanischen Ausrüstungen fest, welche Belastungen aufgrund des Normalbetriebes und von Auslegungsstörfällen bei den Festigkeitsrechnungen zu berücksichtigen waren und welche Werkstoffbeanspruchungen zulässig sind. Wurden wesentliche Lücken in den Berechnungsgrundlagen erkannt, so wurden sie geschlossen. Aus Nachrechnungen ergab sich in einigen Fällen die Notwendigkeit von Änderungen an Komponenten oder deren Abstützung. Die HSK hat die für die Berechnungen verwendeten Annahmen akzeptiert.

Unter Berücksichtigung der für KKM festgelegten Abweichungen gegenüber den Anforderungen der Richtlinie R-101 (Kap. 5.2.3.2) sind Klassierung und Berechnungsgrundlagen in Übereinstimmung mit den Anforderungen von Kap. 5.

6.2 GEBÄUDE

6.2.1 Disposition allgemein

Im Kap. 3.2 wurden die Lage der Gebäude und das Konzept der Zoneneinteilung kurz umschrieben. Bevor in den folgenden Abschnitten auf die strahlenschutz- und bautechnischen Aspekte der Gebäude im einzelnen eingegangen wird, sei zuerst anhand der Abb. 3-4 die Anordnung und Einteilung der Gebäude ausführlicher dargestellt.

Das **Reaktorgebäude** (1) enthält beide Containmentsysteme (Abb. 3-3). Das Primärcontainment besteht aus

- dem Drywell, in dem sich das Dampferzeugungssystem und die Steuerstabantriebe befinden. Das Dampferzeugungssystem setzt sich zusammen aus dem vom biologischen Schild umschlossenen Reaktordruckbehälter, den beiden Umwälzschleifen und den Frischdampf- und Speisewasserleitungen mit den zugehörigen Komponenten.
- den Ueberströmröhren vom Drywell zum Torus
- dem Torus (Kondensationsbecken)

Das Sekundärcontainment (auch Reaktorgebäude genannt) umschliesst das Primärcontainment. Zu den typischen Merkmalen des KKM-Reaktorgebäudes gehören der ringförmige Raum auf der Kote -11 m, wo ohne räumliche Trennung die Pumpen und Wärmetauscher der Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsysteme (inkl. SUSAN) sowie die Steuerstabantriebspumpen aufgestellt sind, und der auf der gleichen Kote an der äusseren Reaktorgebäudewand liegende äussere Torus. Letzterer funktioniert gleich wie der zum Primärcontainment gehörende Torus und ist für den Druckabbau bei Dampfleitungsbrüchen im Sekundärcontainment vorgesehen.

An der Ostseite des Reaktorgebäudes führen die Frischdampf- und Speisewasserleitungen auf der Kote 0 m vom Reaktorgebäude durch den Dampftunnel zum Maschinenhaus. Ueber dem Dampftunnel verläuft ein Kabeltunnel mit Leistungskabel für die Verbraucher im Reaktorgebäude. Im obersten Teil des Reaktorgebäudes auf der Kote +29 m befinden sich das Brennelementlagerbecken und die Brennelement-Handhabungsvorrichtungen. Der grosse Rundlaufkran ist direkt auf der Reaktorgebäude-Aussenwand abgestützt. Von den wichtigen in den übrigen Räumlichkeiten installierten Systemen sind das Vergiftungssystem, die hydraulischen Einheiten des Reaktorschnellabschaltsystems, die Systeme zur Reaktorwasserreinigung und zur Kühlung und Reinigung des Brennelementlagerbeckens, das Zwischenkühlwassersystem, Teile des Systems zur Inertierung des Primärcontainments mit Stickstoff sowie die Reaktorinstrumentierung zur Messung von Niveau, Temperatur, Druck, Neutronenfluss usw. zu erwähnen.

Das **Maschinenhaus** (4) ist mit dem Reaktorgebäude über den Dampftunnel und die Personenschleuse verbunden. Von den wesentlichen Komponenten (Abb. 3-6) sind im oberen Teil auf +8 m die Speisewasserpumpen und die beiden Turbogruppen, im darunter liegenden Bereich die Kondensatoren mit Hauptkühlwasserleitungen, Wasserabscheider/Zwischenüberhitzer, Kondensatreinigungsanlage, Generatorableitungen, Kondensatpumpen, Abgassystem und der Notstromdiesel zu erwähnen. Der Dieselraum befindet sich in der Nordost-Ecke und ist gegenüber den anderen Räumen separiert und nur vom Betriebsgebäude auf +4 m zugänglich. Dadurch gehört er nicht zur kontrollierten Zone, was den Zutritt vereinfacht. An der Westseite liegt der "Rucksack" genannte Bauteil, in dem sich u. a. der Kabelkanal mit Steuer- und Leistungskabeln zwischen Maschinenhaus und Betriebsgebäude und der Kühlwasserrücklauf befinden. Das Kühlwasser gelangt vom nördlich gelegenen Pumpenhaus (7) zum Maschinenhaus und fliesst über das ca. 90 m westlich vom Pumpenhaus am Aareufer liegende Auslaufbauwerk zum Fluss zurück.

Im **Aufbereitungsgebäude** (3) sind im unteren und mittleren Bereich (-6 m bis +8 m) die gesamten Anlagen zur Aufbereitung der im Kraftwerk anfallenden schwach- und mittelaktiven Abfälle und zur Behandlung von radioaktiven Abwässern, Dekontaminationseinrichtungen sowie eine "Aktivwerkstatt" untergebracht. In den oberen Stockwerken auf +12 m und +16 m sind das Notabluftsystem und die Lüftungsanlagen für das Reaktorgebäude, das Maschinenhaus und das Aufbereitungsgebäude installiert. Das Aufbereitungsgebäude ist mit dem Reaktorgebäude durch eine geschlossene Transportbrücke (Unterkannte +8 m) verbunden, in welcher neben der Materialschleuse die Lüftungskanäle und Abwasserleitungen platziert sind.

Im **Zwischenlagergebäude** (8) werden die schwach- und mittelaktiven Abfälle mittelfristig gelagert. Das Lager ist eine kontrollierte Zone und besitzt einen überwachten Eingang. Die in Abfallbehältern abgefüllten Abfälle werden in abgeschirmten, nur von oben zugänglichen Kammern auf Gitterrosten gelagert.

Das **Betriebsgebäude** (5) enthält auf +8 m den strahlenschutztechnisch überwachten Eingang in die kontrollierte Zone. Ausser dem Hauptkommandoraum auf +8 m sind im Betriebsgebäude noch Räume für die sicherheitstechnisch wichtigen Relais-, Leitechnik-Decontic- und Computeranlagen, die Eigenbedarfsversorgung bestehend aus 6kV/380V-Schaltanlagen, Transformatoren und 125-V-/24-V-Batterien der Gleichstromversorgung sowie der Notfallraum untergebracht. Eine Verbesserung der räumlichen Trennung in diesen Anlagebereichen wurde durch den nachträglichen Einbau von Zwischenwänden erreicht, wie z. B. bei der Gleichstromversorgung, bei der jetzt beide Stränge vollständig separiert sind. Im restlichen Gebäudebereich befinden sich die Lüftungsanlage für den Kommandoraum, der Besucherraum auf +12 m mit Sichtfenstern zum Maschinenhaus und Büros. Das Betriebsgebäude ist mit dem Reaktorgebäude durch eine Brücke auf +8 m verbunden, in welcher hauptsächlich die leitechnischen Kabel verlegt sind. 1987 wurde das Gebäude östlich um einen neuen Anbau mit zusätzlichen Räumen für Büros, Werkstätten und die Betriebswache erweitert.

Das 1989 fertiggestellte **Notstandsgebäude** (2) des SUSAN-Systems ist über ein Zwischengebäude (Interface) mit dem Reaktorgebäude verbunden. Es ist in drei unterirdische Stockwerke und das Erdgeschoss unterteilt und besitzt eine Symmetrieebene, wobei jede Gebäudehälfte die Systeme einer der beiden redundanten Stränge enthält. Die gemeinsamen Ausrüstungen und Räume sind in einem zentralen Bereich untergebracht. Räumlich getrennt sind die aktiven Komponenten des Kühlwassers (CWS) und des Lüftungssystems, beide Notstromdieselmotoren, elektrische Verteilanlagen, Batterien und leitetchnische Ausrüstungen. Gemeinsam oder nicht räumlich getrennt sind der Notkommandoraum mit getrennten Steuerpulten für die beiden Stränge, die ICWS-Pumpen, der ICWS-Wärmetauscher, der Speichertank für Dieselöl und der Montage- und Materialumschlagraum. Das Kühlwasser wird im Auslaufbauwerk des Hauptkühlwassersystems gefasst und gelangt über einen unterirdischen Kanal zu den CWS-Pumpen im dritten Untergeschoss. Da die Kote dieses Untergeschosses unterhalb des Aarespiegels liegt, sind die Pumpenräume wasserdicht ausgeführt. Der Kühlwasser-Rücklauf erfolgt ebenfalls unterirdisch zur Aare.

Im **Pumpenhaus** (7) befinden sich die Hauptkühlwasserpumpen für die Kühlung der Turbinenkondensatoren und die sicherheitstechnisch wichtigen Pumpen des Hilfskühlwassersystems, welches sowohl nukleare wie konventionelle Systeme mit Kühlwasser versorgt.

Über den 125 m hohen **Abluftkamin** (14) wird die gesamte Abluft aus der kontrollierten Zone und vom Abgassystem an die Atmosphäre abgegeben. Der äussere Torus des Reaktorgebäudes ist mit dem Kamin über einen Abluftschacht verbunden.

Im Rahmen der Schutzmassnahmen gegen Einwirkungen Dritter (EW3) wurde im Jahre 1991 ein neues Zutrittskontrollsystem in Betrieb genommen. Die HSK hat dieses System hinsichtlich der nuklearen Sicherheit überprüft, insbesondere die Interventions- und Fluchtwegmöglichkeiten des Personals bei Störfällen. Es kann festgehalten werden, dass die Aspekte der nuklearen Sicherheit bei der Realisierung des Zutrittskontrollsystems berücksichtigt worden sind und von den getroffenen Massnahmen der Sicherung gegen EW3 nicht wesentlich beeinträchtigt werden.

6.2.2 Radiologische Aspekte

Im Areal des KKM gibt es drei kleinere, voneinander getrennte kontrollierte Zonen (Kap. 3.2) und die zusammengefasste kontrollierte Zone bestehend aus Reaktorgebäude, Maschinenhaus, Aufbereitungsgebäude und Teilen des Betriebsgebäudes, die im folgenden auch vereinfachend als "die kontrollierte Zone" bezeichnet wird.

Der Aufenthalt in der kontrollierten Zone untersteht administrativen Weisungen. Während des Leistungsbetriebs sind einzelne Gebäudebereiche wegen der radiologischen Verhältnisse in der Anlage nicht oder nur beschränkt begehbar (Kap. 4.6.1). Der Zugang zur kontrollierten Zone erfolgt ausschliesslich über die Garderoben. Eine missbräuchliche Benutzung der gekennzeichneten Fluchtwege

zur Umgehung der Garderoben ist weitgehend ausgeschlossen, da die Fluchtwege dauernd überwacht werden.

Im **Reaktorgebäude** sind Drywell und Torus unzugänglich, falls die Anlage auf Leistung ist und solange das Primärcontainment inertiert bleibt. Die Reaktorwasserreinigungsanlage, die auf den Koten 0 m, +8 m und +16 m betreten werden kann, ist infolge hoher Dosisleistung besonders abgeschirmt und innerhalb der Abschirmungen nur beschränkt zugänglich. Dies gilt im Leistungsbetrieb auch für den Dampftunnel. Besondere radiologische Verhältnisse ergeben sich während des Brennelementwechsels auf Kote +29 m, wo je nach effektivem oder potentielltem Kontaminationsgrad spezielle Zonentypen eingerichtet werden.

Im **Maschinenhaus** sind die beiden Turbinengruppen durch Betonblöcke weitgehend abgeschirmt. Dadurch beträgt die Dosisleistung durch die N-16-Strahlung an den normalerweise begangenen Stellen auf der Kote +8 m weniger als 25 $\mu\text{Sv/h}$, was auch für den Schutz der Umgebung bezüglich Direktstrahlung von Vorteil ist. Kurzzeitige Kontrollgänge bei den Turbinenwellen, im Bereich der Kondensatoren und im Dampftunnel müssen hingegen im unabgeschirmten Bereich durchgeführt werden.

Im **Aufbereitungsgebäude** wird die Begehrbarkeit durch den Reaktorbetrieb nicht eingeschränkt. Einschränkungen ergeben sich auf Kote 0 m während der Abfallkonditionierung in den betroffenen Räumen. Auch die Harzbehälterräume auf Kote -6 m sind nur sehr beschränkt zugänglich.

6.2.3 Bautechnik

6.2.3.1 Reaktorgebäude

Das zylinderförmige Reaktorgebäude mit der Kuppel hat eine Höhe von 46,95 m über Terrain. Die 0,6 m starke Reaktorgebäudewand aus Stahlbeton hat einen Aussendurchmesser von 38,7 m und geht unterhalb der Terrainoberfläche in einen 0,9 m starken Kegelstumpf mit einem Aussendurchmesser von 44,6 m über. Dieser wird durch die kreisförmige Fundamentplatte von 3 m Dicke abgeschlossen, die 14,0 m unter Terrain im Molassefels fundiert ist. Ausserhalb des Kegelstumpfes ist der äussere Druckabbauring mit einem Aussendurchmesser von 49,6 m angebaut. Das Gebäude ist durch eine elastische Grundwasserabdichtung auf Bitumenbasis bis auf die Kote -0,5 m gegen Eindringen von Grundwasser isoliert.

Innerhalb des Reaktorgebäudes steht der stählerne Drywell, der durch eine Stahlbeton-Abschirmwand von 1,6 m bis 2 m Stärke umschlossen ist. Das Brennelementlagerbecken und das Becken für die Reaktoreinbauten ragen aus der Drywell-Abschirmwand heraus und sind mit rostfreiem Stahl ausgekleidet, wobei das Brennelementlagerbecken ein Leckageüberwachungssystem besitzt. Zwischen Drywell-Abschirmwand und Reaktorgebäude-Aussenwand sind Unterzüge gespannt, welche die ver-

schiedenen Decken tragen. Der Rundlaufkran mit einer Tragkraft von 785 kN (80 t) ist auf der zylindrischen Reaktorgebäudewand auf Kote +37 m aufgelagert. Bei der ursprünglichen Auslegung hat man die Erdbebenbelastung mit einer dynamischen Analyse im Zeitbereich untersucht, wobei als Erregung das auf 0,12 g skalierte Taft-Erdbeben verwendet wurde. Im Sinne eines heutigen Sicherheitserdbebens SSE wurde die Qualifikation des Reaktorgebäudes für die doppelte Beschleunigung (0,24 g) bei erhöhten Stahlspannungen nachgewiesen.

Im Rahmen der SUSAN-Projektierung wurden zur Auslegung der neuen mechanischen Ausrüstungen Etagenspektren für SSE und OBE erzeugt. Dabei ist die Boden-Struktur-Interaktion mit einem finiten Element-Programm berücksichtigt worden. Die benötigten dynamischen Baugrundeigenschaften konnten aus Messungen entnommen werden (Kap. 2.2). Erstmals wurden im Rahmen der schweizerischen Bewilligungspraxis aus Leistungsspektren direkt Etagenspektren ermittelt und zur Bemessung von Komponenten und Systemen verwendet (Kap. 6.2.3.2). Anstelle einer Variation der dynamischen Baugrundeigenschaften wurde eine Spitzenverbreiterung der Etagenspektren von $\pm 20\%$ der Frequenz angesetzt. Dieser Ansatz wurde durch die bei der Berechnung des SUSAN-Gebäudes berücksichtigten unterschiedlichen Baugrundverhältnisse bestätigt.

Zur Zeit wird das Reaktorgebäude mit einem detaillierten Rechenmodell für den Lastfall SSE mit 0,15 g Horizontalbeschleunigung untersucht. Diese Berechnung ergänzt die frühere globale Erdbebenauslegung auf 0,24 g durch die Ermittlung lokaler Beanspruchungen. Die globale Auslegung soll dadurch im Detail bestätigt werden. Es ist nicht zu erwarten, dass grössere Abweichungen in den globalen Beanspruchungen gefunden werden, welche die Auslegung in Frage stellen.

Als Massnahme zur Erhaltung der Langzeitqualität wurden die Kuppel (Wandstärke 0,15 bis 0,30 m) und die obersten 6,4 m der Zylinderwand mit einer thermischen und einer wasserdichten Aussenisolation versehen. Damit kann das Klima im oberen Teil des Reaktorgebäudes verbessert werden und die Temperaturunterschiede im Stahlbeton, welche die Ursache aufgetretener Risse waren, werden sehr stark verkleinert. Die vorhandenen Risse sind gegen die Witterung geschützt, so dass keine Korrosion des Stahls zu erwarten ist.

6.2.3.2 SUSAN-Gebäude

Dieses neue Gebäude ist ein massives und gut ausgesteiftes Stahlbetonbauwerk, das vier Stockwerke aufweist. Drei davon liegen unterirdisch, so dass nur der kleinere Teil des Bauwerks sichtbar ist. Die Grundriss-Abmessungen betragen 27,25 m auf 19,00 m und die Gesamthöhe umfasst ohne Dachaufbauten 19,75 m.

Das SUSAN-Gebäude ist ca. 4 m tief im Fels fundiert und die gesamte Einbettungshöhe im Baugrund beträgt 12 m. Unter der 1,2 m starken durchgehenden Fundamentplatte liegt eine elastische Grundwasserisolation, welche an den 1 m starken Aussenwänden bis auf 0,5 m unter Terrain hinaufreicht.

Damit wird verhindert, dass Grundwasser oder Hangwasser ins Bauwerk eindringen kann. Die Zwischendecken sind in der Regel 0,5 m stark, die Dachdecke 1,75 m bis 2 m. Auf dem Dach stehen überflutungssicher vier Dachaufbauten für das Ansaugen der Frischluft, für die Abluft und die Dieselabgase.

Das aus zwei Teilen bestehende Interface (Verbindungsbau) zwischen dem SUSAN-Gebäude und dem Reaktorgebäude umfasst zwei Stockwerke und ist ca. 10 m hoch, 27,25 m lang und im Mittel 8,3 m breit. Der SUSAN-seitige Teil des Interfaces ist in statischer Hinsicht als Auskragung des SUSAN-Gebäudes zu betrachten. Die Fundamentplatte des reaktorseitigen Teiles des Interfaces liegt direkt auf der Decke des äusseren Torus und ist mit diesem kraftschlüssig verbunden. Auf analoge Art sind auch alle Stirnflächen der Wände und Decken mit Schubdornen am Reaktorgebäude angeschlossen, wobei zusätzlich noch vorgespannte Durchsteckanker durch die Aussenwand des Reaktorgebäudes versetzt wurden. Die Fuge zwischen den beiden Interface-Teilen ist sowohl im Grundriss als auch im Querschnitt mehrfach abgewinkelt und 5 cm breit. Ein elastisches Fugenband, das durch eine massive Konstruktion mit der Grundwasserisolation verbunden ist, verhindert das Eindringen von Grundwasser bzw. das Auslaufen von Flüssigkeiten aus dem Bauwerk durch die Fuge.

Als Auslegungsanforderungen infolge äusserer Einwirkungen waren das SSE, der Flugzeugabsturz und die Überflutung zu berücksichtigen. Als spezielle Einwirkung von innen ist der Lastfall Temperaturdifferenz zu erwähnen.

Die Auslegungstemperaturdifferenz zwischen dem Gebäudeinneren und der Umgebung beträgt im Bereich der Deckenplatte und der nicht erdberührten Aussenwände 25 °C, im Bereich der Fundamentplatte und der erdberührten Aussenwand 17 °C.

Bei den seismischen Berechnungen wurde die Boden-Struktur-Interaktion mit einem dreidimensionalen Feder-Dämpfer-Modell behandelt und die mit frequenzunabhängigen Ansätzen ermittelte Abstrahlungsdämpfung um den Faktor 2 reduziert. Es wurden die mittleren dynamischen Baugrundeigenschaften als Ausgangsdaten verwendet (Kap. 2.2). Zur Abdeckung von Unsicherheiten wurden die Schubmoduli für die "harten Baugrundverhältnisse" mit dem Faktor 1,8 multipliziert und für die "weichen Baugrundverhältnisse" durch 1,5 dividiert. Die Bewegungsgrössen und Schnittkräfte wurden mit der modalen Response-Spektrum-Analyse bestimmt. Auf Dachkote des SUSAN-Gebäudes beträgt die maximale Verschiebung 3,3 mm und die maximale Beschleunigung 0,42 g. Für die Erzeugung der Etagenspektren zur Komponentenauslegung verwendete man die "probabilistische" Methode auf der Grundlage der Leistungsspektren, die eine direkte Bestimmung der Etagenspektren ermöglicht. Da für die Bemessungs-Etagenspektren die Umhüllende der Etagenspektren für die "harten" und "weichen" Baugrundverhältnisse gewählt wurden, ergibt sich beim maximalen Spektralwert eine effektive Spitzenverbreiterung von rund $\pm 20\%$ der Eigenfrequenz, die sich aus dem "mittleren Bodenprofil" ergeben hätte.

Für die Bemessung wurden die Lastkombinationen den vier Lastkategorien A bis D zugeteilt. Im folgenden werden einige wichtige Angaben zu diesen Lastkategorien gegeben:

Die Lastkategorie A umfasst die Hauptlasten und die Temperaturdifferenzen aus dem Betrieb und wird mit dem globalen Sicherheitsfaktor 1,8 gegen Bruch bemessen.

Die Lastkategorie B kombiniert das Betriebserdbeben OBE mit den Hauptlasten, Zwängungen und Temperaturdifferenzen und hat den globalen Sicherheitsfaktor 1,5.

Die Lastkategorie C kombiniert entweder das Sicherheitserdbeben SSE oder die Ueberflutung mit den Hauptlasten, den Zwängungen und den Temperaturdifferenzen mit dem globalen Sicherheitsfaktor 1,3.

Die Lastkategorie D mit dem globalen Sicherheitsfaktor 1,0 kombiniert die Ueberflutung mit dem Betriebserdbeben OBE und den Hauptlasten, Zwängungen und Temperaturdifferenzen oder den Flugzeugabsturz-Trümmer-Lastfall mit den Hauptlasten, Zwängungen und Temperaturdifferenzen. Die konservative Kombination der Ueberflutung mit dem OBE, die eine sehr kleine Eintretenswahrscheinlichkeit besitzt, rechtfertigt einen minimalen Sicherheitsfaktor. Bei der Lastkombination mit dem Flugzeugabsturz wurde zusätzlich zur Armierung für Trümmerschutz von $31 \text{ cm}^2/\text{m}$ pro Seite und Richtung die für die Hauptlasten des Normalbetriebes bei der Sicherheit von 1,0 notwendige Armierung eingelegt. Da die Decke wegen der Auftriebssicherung im Fall einer Ueberflutung 1,75 m bis 2 m dick statt der verlangten minimalen 1 m ausgeführt wurde, ist die vorhandene Sicherheit gegen Trümmerschutz wesentlich höher als die erforderliche.

6.2.3.3 SUSAN-Kühlwasserleitungen

Die bestehenden Baustrukturen, die für die SUSAN-Kühlwasserversorgung von Bedeutung sind, umfassen den bestehenden Auslaufschacht am Aareufer und die beiden Leitungsstränge von ca. 31 m bzw. 63 m Länge, die bis ca. 1/3 bzw. 2/3 der Flussbreite in die Aare hineinreichen. Die Leitungen sind in Stahlbeton ausgeführt und liegen direkt auf der Felsoberfläche. Es sind zwei Röhren mit Durchmesser 1,8 m, die monolithisch miteinander verbunden sind und je fünf Öffnungen mit Durchmesser 1,3 m - 1,4 m in der Aare aufweisen. Der Auslaufschacht ist in Stahlbeton ausgeführt und besteht aus 4 Zellen. Er ist vollständig im Baugrund eingebettet und auf der Oberfläche des Molassefelsens fundiert.

Für die SUSAN-Kühlwasserversorgung wurden folgende Bauwerke neu erstellt:

- das SUSAN-Einlaufbauwerk
- die Vorlaufleitung
- der Schacht 3 am Interface

- die Rücklaufleitung
- der SUSAN-Auslauf mit dem Schacht 4 in Aarenähe

Das SUSAN-Einlaufbauwerk ist ein dreizeiliger Schacht in Stahlbeton mit Absetzraum und Feinrechen, der direkt an das bestehende Kühlwasserauslaufbauwerk angebaut wurde. Die anschliessende rund 90 m lange Vorlaufleitung von 400 mm Nennweite liegt im Molassefels und weist ein Gefälle von ca. 2,5 % auf. Sie verbindet das Einlaufbauwerk mit dem SUSAN-Gebäude. Die Rücklaufleitung mit Nennweite 400 mm beginnt im Schacht 3 an der Aussenseite des Interface und führt im sandig-kiesigen Untergrund zum rund 80 m entfernten, aarenahen Schacht 4. Ein kurzes Leitungsstück aus Beton mit Nennweite 700 mm verbindet den Schacht 4 mit dem SUSAN-Auslauf in der Aareböschung. Dieser liegt rund 80 m unterhalb der Kühlwasserfassung.

Die Mantelrohre der Vor- und Rücklaufleitungen bestehen aus Stahlbetonrohren von 3 m Länge mit einer Wandstärke von 13 cm und einem Innendurchmesser von 600 mm. Als Mediumrohr dient ein Glasfaser-Kunststoffrohr. Die 3 m langen Rohrstückstücke wurden mittels Gleit- und Zentrierkufenringe in das Mantelrohr eingeschoben und der Zwischenraum mit einem steif-plastisch bleibenden Material (Tongel) ausgefüllt. Dank dieser aufwendigen, beweglichen Konstruktion mit flexiblen Kupplungen zwischen den Rohrstückstücken (gelenkige Gliederkette) konnte nachgewiesen werden, dass das Mediumrohr bei einem Sicherheitserdbeben SSE unbeschädigt bleibt.

Da der bestehende Kühlwasser-Auslauf als Kühlwasser-Einlauf für SUSAN verwendet wird, wurde dieser Bauteil im Rahmen der SUSAN-Projektierung neu untersucht, um zu zeigen, dass der Wasserzufluss in die Öffnungen der Kühlwasserleitung einwandfrei funktioniert und dass andererseits das Kühlwasser von diesen Öffnungen ohne wesentliche Behinderung und in einwandfreier Qualität in die SUSAN-Vorlaufleitung gelangt. Es wurden folgende Aspekte untersucht:

- Sohlenveränderungen in der Aare bzw. Aenderung des Talweges
- Zuschüttung der Öffnungen
- Verstopfung in der Leitung oder Materialzutritt in Gebäudefuge bei Relativverschiebungen (Erdbeben)
- Verschluss durch die Schützen im Schachtbauwerk
- Verlust der Standfestigkeit oder Beschädigung des Bauwerkes (Erdbeben, Uferstabilität)

Mit der positiven Beurteilung dieser Aspekte konnte der Verwendung des bestehenden Kühlwasser-Auslaufes zugestimmt werden.

6.2.3.4 Abluftkamin

Der 125 m hohe Abluftkamin aus Stahlbeton hat am Fuss einen Aussendurchmesser von ca. 13,5 m, verjüngt sich gegen oben und besitzt eine Wandstärke von 30 cm. Von Anfang an wurde der Lastfall Erdbeben dynamisch untersucht und zwar mit der Antwortspektrenmethode. Als Eingabe diente das Bemessungsspektrum von Housner. Als Bauwerk der Erdbebenklasse I wurde der Kamin auch für die doppelte Erdbebenbeschleunigung von 0,24 g bemessen.

6.2.3.5 Zwischenlager für radioaktive Abfälle

Das Zwischenlager besteht aus drei getrennten Teilen, dem ursprünglichen 21,5 m langen Lager in der Mitte, der 23 m langen westlichen und der 32 m langen östlichen Erweiterung. Die eigentlichen Lager sind massive Stahlbetonkonstruktionen, 8,8 m (alt) bzw. 9,2 m (neu) breit und ca. 11 m hoch. Aus Strahlenschutzgründen sind die Aussenwände 90 cm dick. Die Abfallgebinde werden in einzelnen 3,4 m breiten Lagerbuchten gelagert, die voneinander durch 80 cm dicke Wände getrennt sind und gegen oben mit vorfabrizierten Betonbalken mit einer Gesamtstärke von 90 cm abgedeckt sind. Alle drei Lagerteile sind mit einer leichten Stahlkonstruktion überdeckt, die das Lagergut und einen Portal-kran vor der Witterung schützt.

Das Zwischenlager ist gegen das Eindringen von Hangwasser mit einer elastischen aussenliegenden Wasserisolation geschützt. Der Schutz des auf dem Kraftwerksareal in ca. 4 m Tiefe unter Terrain anstehenden Grundwassers ist durch mehrere Barrieren gewährleistet.

1. Barriere: Matrixmaterial mit den eingebetteten Abfällen (bei den schon verfestigten Abfällen)
2. Barriere: Stahlbehälter von 1,25 mm Wandstärke
3. Barriere: Epoxybeschichtung auf Kammerboden und -wänden
4. Barriere: Konstruktionsbeton

In die Lagerbuchten eingedrungenes Wasser wird mit dem Kammerentwässerungssystem entdeckt, das in einen Sumpf entwässert. Undichte Stellen der 3. und 4. Barriere werden mit dem in den Kammerboden in einer Zwischenschicht aus Sickerbeton eingelegten Sickerrohrsystem überwacht.

Beim ersten Lagerteil wurde für die Bemessung das doppelte Erdbeben angesetzt, womit eine ähnliche Sicherheit wie für das heutige SSE erwartet werden kann.

Die beiden Erweiterungen wurden für den Lastfall Erdbeben aufgrund der neuen seismischen Auslegungen (Kap. 5.4.1.1) dynamisch mit der modalen Response-Spektrum-Analyse untersucht, wobei die Boden-Struktur-Interaktion berücksichtigt wurde. Die Lastkombinationen und Sicherheiten für die Lastfälle Hauptlasten, OBE, SSE und Ueberflutung wurden für die Bemessung ähnlich wie für das

SUSAN-Gebäude gewählt (Kap. 6.2.3.2). Diese Untersuchungen können auch als Nachrechnung für den ursprünglichen Lagerteil betrachtet werden.

6.2.3.6 Betriebsgebäude

Das Betriebsgebäude gliedert sich in vier vollständig durch Fugen getrennte Trakte: in einen 41 m langen Westteil, zwei Mittelteile von je 26 m Länge und den 1987 erstellten, 17 m langen Ostteil. Die Gebäudebreite beträgt 17,0 m bzw. 13,0 m und die Höhe über Terrain 12,6 m bzw. 16,0 m. Die Fundamentplatte liegt 3,0 m unter Terrainoberfläche auf einer ca. 9 m starken Lockergesteinsschicht. Darunter liegt der Molassefels. Alle vier Trakte sind Stahlbetonskelettbauten mit aussteifenden Betonscheiben in den Aussenwänden. Die Kabelbrücke zwischen Betriebsgebäude und Reaktorgebäude ist zwangungsfrei auf zwei Neoprenlagern aufgelagert.

Um die Aufschaukelung der Lockergesteinsschicht näherungsweise zu berücksichtigen, hat man in der ursprünglichen Auslegung für die quasistatische Berechnung die horizontale Erdbebenbeschleunigung um 50 % erhöht.

Im Jahr 1978 wurde mit den neuen Annahmen für das Erdbeben (Kap. 5.4.1.1) eine genauere dynamische Nachrechnung durchgeführt, wobei die Boden-Struktur-Interaktion durch ein Feder-Dämpfer-Modell simuliert wurde. Die Unsicherheiten in den Bodenkennwerten wurden durch umfangreiche Parametervariationen abgedeckt. Die Berechnungen zeigten, dass das Betriebsgebäude eine horizontale Beschleunigung von 0,09 g am Fels mit einer Sicherheit von 1,25 aufnehmen kann. Die Einordnung des Gebäudes in die Erdbebenklasse II, d. h. für ein OBE mit einer Beschleunigung von 0,06 g, liegt somit auf der sicheren Seite. Im Bereich der für die Sicherheit wichtigen 24-V- und der 380-V-Versorgungen sind nichttragende Kalksandstein-Wände mittels Stahlkassetten gegen Erdbeben ertüchtigt worden.

6.2.3.7 Aufbereitungsgebäude

Das Aufbereitungsgebäude ist ein rechteckiges, einfach gestaltetes Stahlbetongebäude. Obwohl keine seismische Berechnung durchgeführt wurde, dürfte es wegen des einfachen und robusten Aufbaus aus Stahlbeton auch aus heutiger Sicht ausreichend erdbebensicher sein. Eine Ueberprüfung der Erdbebenstragsicherheit des Aufbereitungsgebäudes ist bei KKM in Bearbeitung.

6.2.3.8 Maschinenhaus

Das Maschinenhaus ist ein quaderförmiges Bauwerk mit 74,35 m Länge, 43,60 m Breite und 32,85 m Höhe. Der Unterbau ist bis 8,0 m über Terrain in Stahlbeton ausgeführt. Darüber spannt sich eine 37,0 m weite und rund 18,0 m hohe Stahlhalle. In der Gebäudemitte führt der Verbindungsbau west-

wärts zum Reaktorgebäude. Der Betonunterbau besteht aus 5 gänzlich voneinander abgetugten Baukörpern; die Turbinentische stehen auf eigenen Fundamenten. Das Maschinenhaus wurde ursprünglich quasistatisch auf Erdbeben ausgelegt.

In ähnlicher Weise wie beim Betriebsgebäude wurde im Jahre 1978 eine genauere dynamische Nachrechnung für das Erdbeben durchgeführt. Diese Berechnungen zeigten, dass die Einordnung des Maschinenhauses in die Erdbebenklasse II deutlich auf der sicheren Seite liegt. Hingegen kann das Gebäude das Sicherheitserdbeben SSE knapp nicht mehr aufnehmen. Im Bereich des Notstromdiesels wurde eine Backsteinmauer gegen Umstürzen infolge von Erdbeben gesichert. Bei einem SSE könnten Fassadenplatten der Stahlhalle auf den Rucksack (Bauteil auf der Westseite des Maschinenhauses) fallen und dessen Decke beschädigen, ohne jedoch die darunter liegenden Kabel zu gefährden. Demgegenüber bleiben die Fassadenplatten bei einem OBE an der Stahlkonstruktion befestigt.

6.2.3.9 Fundament für Kaltkondensatbehälter

Das Fundament für den Kaltkondensatbehälter ist eine Stahlbetonkonstruktion bestehend aus zwei Kreisringfundamenten, den Aussenwänden und der Auflagerplatte für die Lagerung des Kaltkondensatbehälters. Die Rohrleitungen werden in einem Stahlbeton-Verbindungskanal zum Maschinenhaus geführt. Das Fundament mit dem Rohrleitungskanal dient als Auffangraum für den vollen Inhalt des Kaltkondensatbehälters. Es ist aus Sperrbeton (wasserdichter Beton) ausgeführt und hat einen inneren Schutzüberzug auf Kunstharzbasis für den Schutz des Grundwassers. Für die Beherrschung der Folgen eines SSE wird der Kaltkondensatbehälter nicht benötigt.

6.2.3.10 Pumpenhaus

Das Pumpenhaus besteht unter Terrain aus einer massiven Stahlbetonkonstruktion und darüber aus einer Stahlkonstruktion mit leichter Fassadenverkleidung aus Beton-Fertigteilplatten und teilweiser Verglasung. Die Dachverkleidung besteht aus Stahlblech mit Kiesklebedach.

Nachträglich wurde ein dynamischer Nachweis mit dem ursprünglichen Auslegungsbeben (Kap. 5.4.1.1) unter Benützung des Bemessungsspektrums gemäss NRC Reg. Guide 1.60 durchgeführt. Die dabei ausgewiesenen relativ grossen Sicherheiten erlaubten den Schluss, dass das heutige SSE abgedeckt wird. Allerdings wird das Pumpenhaus für die Beherrschung eines SSE nicht benötigt.

6.2.3.11 Hochreservoir Runtigenrain

Das Hochreservoir Runtigenrain liegt ca. 300 m südlich und 100 m oberhalb des KKM. Es besteht aus zwei Wasserbecken mit je einer Grundrissfläche von 8 mal 8 m und einer totalen Höhe von 5,2 m so-

wie einem vorgelagerten Installationsraum. Die Wände sind 30 cm stark. Das Bauwerk ist 1,5 m in den Molassefelsen eingebunden und mit ca. 1 m Lockermaterial überdeckt.

Nachträglich wurde das Reservoir für das ursprüngliche Auslegungsbeben (Kap. 5.4.1.1) dynamisch untersucht. Da grosse Sicherheitsreserven vorhanden sind, sollte das heutige SSE aufgenommen werden können. Die erdverlegte Ringleitung aus duktilem Guss ist ebenfalls erdbebensicher ausgelegt. Hingegen wurde der Nachweis, dass der Hang, in dem die Leitung verlegt ist, bei Erdbeben stabil bleibt, nicht vollständig erbracht. Da vom Reservoir weder bei der Analyse der Auslegungsfälle noch in der Risikostudie Kredit genommen wird, konnte auf umfangreiche zusätzliche Analysen verzichtet werden.

6.2.4 Zusammenfassende Bewertung

Die beschriebene Disposition der Bauwerke sowie ihrer Verbindungen wird aus heutiger Sicht als zweckmässig beurteilt. Die Separation der redundanten Sicherheitsausrüstungen entspricht allerdings trotz der erheblichen Verbesserung durch das erfolgte Nachrüsten nicht den heutigen Kriterien. Der Grund dafür liegt in den Platzverhältnissen einiger Gebäudebereiche, welche es nicht erlauben, neue Wände einzubauen. Auf die Konsequenzen wird in Kap. 6.6.9, 6.12.1, 8.2.5 und 9.3.2.3 eingegangen. Die HSK hat sich vergewissert, dass das angewandte Konzept der Zutrittskontrolle für den sicheren Betrieb der Anlage und den Schutz des Personals annehmbar ist.

Aus der Sicht des Strahlenschutzes ergeben sich bezüglich des Zutritts zu den kontrollierten Zonen und ihrer Begehrbarkeit keine Probleme. Die Auslegung der kontrollierten Zonen entspricht der HSK-Richtlinie R-07.

Bei den ursprünglichen Gebäuden entsprechen die Lastkombinationen und die Bemessung für die Haupt- und Zusatzlasten den bei der Erstellung gültigen SIA-Normen. Obwohl der Lastfall Erdbeben in den damaligen SIA-Normen nur marginal geregelt war, wurde er im KKM von Anfang an berücksichtigt. Bei den Gebäuden der Erdbebenklasse I wurde im Sinne des heutigen SSE eine Ueberprüfung mit der doppelten ursprünglichen Grundbeschleunigung ($2 \times 0,12 \text{ g} = 0,24 \text{ g}$) und erhöhten Stahlspannungen durchgeführt. Die Reserve, die man gegenüber der heutigen Grundbeschleunigung ($0,15 \text{ g}$) hat, wird im wesentlichen dadurch aufgebraucht, dass man heute die Aufschaukelung des Untergrundes berücksichtigt, was eine Erhöhung der Grundbeschleunigung auf der Fundamentkote ergibt, und dadurch, dass die Sicherheit für das SSE höher angesetzt wird als damals für das doppelte Erdbeben. Unter Berücksichtigung aller Fakten kann gesagt werden, dass die Dimensionierung dieser Gebäude ungefähr einer heutigen Auslegung auf SSE entspricht.

Die Nachrechnungen der Gebäude der Erdbebenklasse II haben gezeigt, dass diese Erdbeben zwischen einem SSE und einem OBE widerstehen können, so dass ihre Klasseneinteilung auf der siche-

ren Seite liegt. Das heisst, diese Gebäude sind besser gegen Erdbeben ausgelegt als ihre Klassierung erfordern würde.

Das Reaktorgebäude, der Verbindungsschacht vom äusseren Torus zum Abluftkamin, das SUSAN-Gebäude und das Zwischenlager für radioaktive Abfälle sind überflutungssicher ausgelegt, währenddem die übrigen Gebäude einer Ueberflutung zwar standhalten aber überschwemmt werden, da die Türen, Fenster und Ausfachungswände über Terrain dem Wasserdruck nachgeben.

Die neu erbauten Bauwerke wie das SUSAN-Gebäude und die Erweiterung des Zwischenlagers für radioaktive Abfälle sind entsprechend dem heute geltenden Stand der Technik unter Hinzuziehung der HSK-Richtlinie R-04 "Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren für Entwurf, Berechnung und Konstruktion" ausgelegt worden. Die zugehörigen Bauarbeiten sind unter Beachtung der HSK-Richtlinie R-08 "Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung" ausgeführt worden.

Der Zustand der Bauwerke wird regelmässig überprüft. Ihre Tragsicherheit entspricht dem Neuzustand, und ihre Gebrauchstauglichkeit ist durch den durchgeführten Unterhalt gewährleistet.

6.3 AUSLEGUNG UND UEBERWACHUNG DES REAKTORKERNS

6.3.1 Kernausslegung

Bei Betriebsaufnahme betrug die thermische Nennleistung des KKM 947 MW. Im Jahre 1976 wurde, die thermische Leistung nach dem Einbau von 12 zusätzlichen Brennelementen auf 997 MW erhöht. Der Kern enthält nun 240 Brennelemente und 57 Steuerstäbe. Eine weitere Erhöhung der Zahl der Brennelemente ist jetzt nicht mehr möglich. Für die beantragte thermische Leistung von 1097 MW muss deshalb die mittlere Brennelementleistung um rund 10 % erhöht werden (Kap. 14).

Der Kern (Abb. 6-1) ist aus Viererbündelzellen bestehend aus je vier Brennelementen und einem zentralen Steuerstab aufgebaut. Zwölf Brennelemente am Kernrand sind keiner Steuerstabzelle zugeordnet. Die Brennelemente stehen auf Brennelementträgern, welche in Löchern der Kernplatte seitlich geführt und auf dieser abgestützt sind. Das Gewicht der Brennelemente wird über die Steuerstabführungsrohre auf den Boden des Reaktordruckbehälters übertragen. Die Reaktorkerne anderer Siedewasserreaktoren sind grundsätzlich gleich aufgebaut wie der Kern des KKM. Ein Unterschied zum jüngeren Kernkraftwerk Leibstadt besteht darin, dass die Wasserspalten zwischen den Brennelementen im KKL allseitig gleich sind (symmetrische Anordnung der Brennelemente im Viererbündel), währenddem sie im KKM-Kern unterschiedlich sind, je nachdem ob ein Steuerstab vorhanden ist oder nicht (asymmetrische Anordnung der Brennelemente im Viererbündel).

Das Ziel der nuklearen Kernausslegung kann vereinfacht als "Optimierung der Brennstoffausnutzung bei möglichst geringer radialer und axialer Leistungsüberhöhung" umschrieben werden. Dabei müssen die in Kap. 5.5 diskutierten Auslegungsgrundsätze (z. B. Hüllrohrintegrität, inhärente Sicherheit, Abschaltsicherheit) berücksichtigt und die daraus abgeleiteten Betriebsgrenzwerte (z. B. für das kritische Leistungsverhältnis und die lineare Stabilität) eingehalten werden. Dieses Ziel wird durch eine geeignete Anordnung von Brennelementen mit unterschiedlichem Abbrandzustand erreicht. Um auch über ein einzelnes Brennelement eine möglichst flache Leistungsverteilung zu erzielen, werden die Brennstäbe und gegebenenfalls axiale Brennstababschnitte unterschiedlich angereichert. Zudem enthalten einzelne Hüllrohre keinen Brennstoff und werden innen nur von Wasser durchströmt (sog. Wasserstäbe). Zur Kompensation der Ueberschussreaktivität der frischen Brennelemente sind 8 bis 13 % der Brennstäbe mit Gadolinium (Gd), einem abbrennbaren Neutronenabsorber, dotiert.

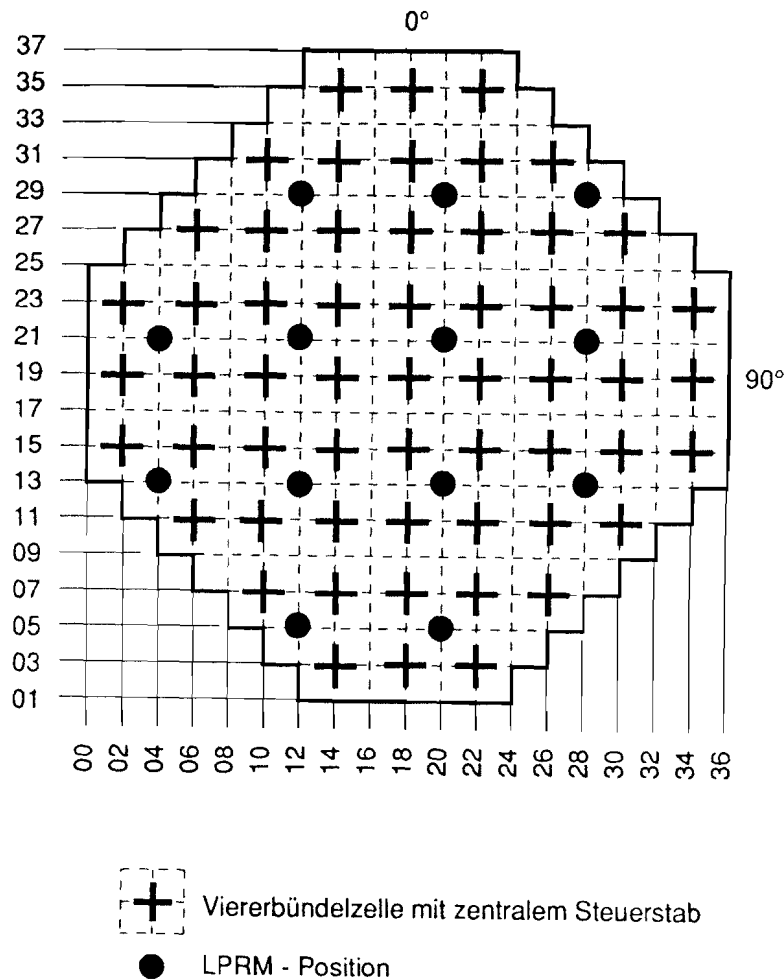


Abb. 6 - 1

Kerngeometrie

6.3.1.1 Brennelementauslegung

Die rund 4,5 m langen Brennelemente (Abb. 6-2) bestehen gegenwärtig aus einer quadratischen 8 x 8-Stabanordnung und sind aus 62 Brenn- und 2 Wasserstäben resp. 60 Brenn- und 4 Wasserstäben aufgebaut. Diese 64 Stäbe werden von einem 4,24 m langen und 2 mm dicken Brennelementkasten aus Zirkaloy-4 (Zr-4) umschlossen. Das Brennelement wird unten und oben durch die Ankerplatten abgeschlossen. Die untere Ankerplatte trägt das Gewicht der Brennstäbe während des Einsatzes im Kern. Durch das nach unten offene Nasenstück und durch Löcher in der unteren Ankerplatte strömt das Kühlmittel zu den Brennstäben. Die obere Ankerplatte enthält ebenfalls Löcher für den Durchfluss des Kühlmittels und ist mit einem Griff für die Brennelementhandhabung versehen. Acht mit beiden Ankerplatten verschraubte Brennstäbe (Tragstäbe) halten das Brennelement bei der Handhabung zusammen. Die übrigen Brennstäbe (Steckstäbe) werden mit Druckfedern zwischen die Ankerplatten gepresst und sind dadurch axial frei verschiebbar geführt. Insgesamt 7 Abstandhalter aus Zirkaloy-4 mit Federn aus Inconel, verteilt über die gesamte Brennstablänge, geben den Brennstäben die notwendige seitliche Führung. Jeder Brennstab enthält auf seiner aktiven Länge von 3,81 m rund 1 cm hohe Brennstofftabletten (Pellets) aus Urاندioxid, welche in ein 0,8 mm dickes Hüllrohr aus Zirkaloy-2 (Zr-2) mit einem äusseren Durchmesser von 12,3 mm gasdicht eingeschlossen sind.

Die Brennstäbe und die Brennelemente sind so ausgelegt, dass im Normalbetrieb und bei Betriebsstörungen die Integrität der Brennstabhüllrohre gewährleistet bleibt. Einzelne Defekte können allerdings trotz umfangreicher Qualitätskontrollen bei der Herstellung nicht vollständig ausgeschlossen werden. Für Zwischenfälle und Unfälle werden Schäden in begrenztem Ausmass akzeptiert. Bei allen Auslegungsfällen muss das unbehinderte Einfahren der Steuerstäbe und die Kühlbarkeit des Kerns gewährleistet sein. Zum Nachweis dieser Forderungen werden aufwendige und detaillierte Rechnungen durchgeführt. Die diesen Berechnungen zugrundeliegenden Modelle und Rechenverfahren müssen alle wesentlichen Effekte, welche die Brennstab- und Brennelementintegrität beeinflussen können, berücksichtigen. Die wichtigsten sind:

- Radiale und axiale Brennstoffdehnung durch Temperaturänderungen
- Strahleninduziertes Brennstoffschwellen
- Mögliche Verschiebung von Pelletbruchstücken
- Brennstoffnachverdichtung
- Radiale und axiale Hüllrohrdehnung infolge Hüllrohr/Pellet-Wechselwirkung
- Strahleninduziertes Hüllrohrkriechen
- Spaltgasfreisetzung und deren Einfluss auf den Innendruck und die Wärmeleitfähigkeit im Brennstab
- Oxidbildung und Crudablagerung an der Hüllrohroberfläche

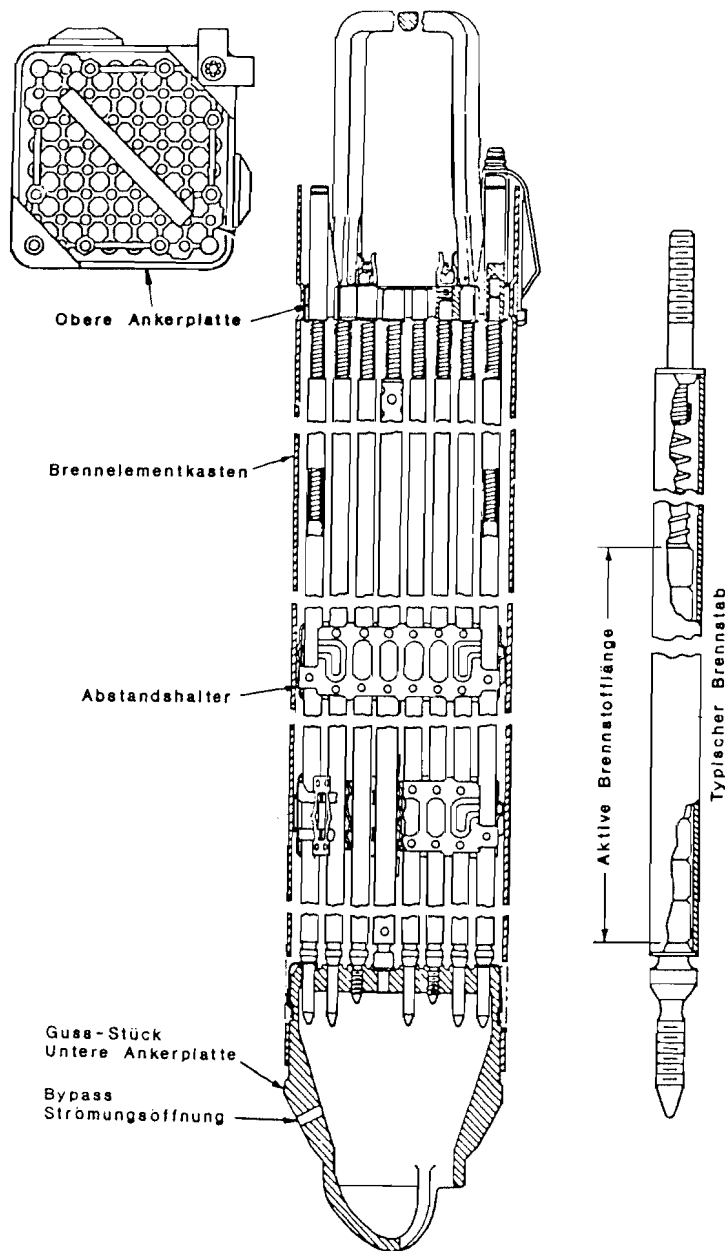


Abb. 6 - 2

Brennelement

- Verbiegung der Brennelementkästen bedingt durch die Herstellung und das strahleninduzierte Wachstum von Zirkaloy

Durch die Kastenverbiegung können die Wasserspalten zwischen den Brennelementen vergrößert werden, was infolge der erhöhten Neutronenmoderation zu einer Leistungserhöhung in den Brennstäben am Brennelementrand führt.

Die HSK hat sich überzeugt, dass die erwähnten Phänomene in den verwendeten Rechenprogrammen berücksichtigt werden und die benutzten Modelle dem heutigen Wissensstand entsprechen. Ein Vergleich zwischen berechneten und gemessenen Ergebnissen zeigt, dass mit den verwendeten Rechenmethoden das Brennstabverhalten mit genügender Genauigkeit bestimmt werden kann. Brennelemente, wie sie im KKM eingesetzt werden, sind auch in anderen Siedewasserreaktoren im Einsatz. Die gute Betriebserfahrung mit solchen Brennelementen, insbesondere während der letzten Jahre, bestätigt die verwendeten Auslegungsgrundlagen und -rechenmodelle.

Es ist möglich, dass in den nächsten Jahren neue Brennelementtypen eingesetzt werden, welche eine niedrigere lineare Stableistung und eine möglichst flache Leistungsverteilung über den Brennelementquerschnitt aufweisen. Zu diesem Zweck kann einerseits eine 9 x 9- oder 10 x 10-Brennstabanordnung eingeführt und andererseits der Volumenanteil des nichtsiedenden Wassers in den Wasserstäben vergrößert werden. Ferner wird der Einsatz von Uran/Plutonium-Mischoxidbrennstoff erwogen. Solche Änderungen erfordern wie jede neue Kernbeladung eine behördliche Freigabe.

6.3.1.2 Auslegung der Steuerstäbe

Die Steuerstäbe erfüllen zwei Aufgaben:

- Reaktivitäts- und Leistungsregulierung
- Schnellabschaltung des Reaktors

Die kreuzförmigen Steuerstäbe (Abb. 6-3) enthalten neutronenabsorbierendes Borkarbid-Pulver (B_4C) mit natürlichem Bor, das in Röhrchen aus rostfreiem Stahl mit einem Aussendurchmesser von 5 mm und einer Wanddicke von 0,5 mm eingeschlossen ist. Die Röhrchen jedes Flügels sind gesamthaft von einer zweiten, 1 mm dicken Stahlhülle umschlossen. Die aktive Absorberlänge beträgt 3,63 m. Zur Begrenzung der maximal möglichen Fallgeschwindigkeit eines entkoppelten Steuerstabes ist dessen Fußstück als Geschwindigkeitsbegrenzer ausgebildet. Die Eintauchgeschwindigkeit bei einer Schnellabschaltung wird dadurch nicht reduziert.

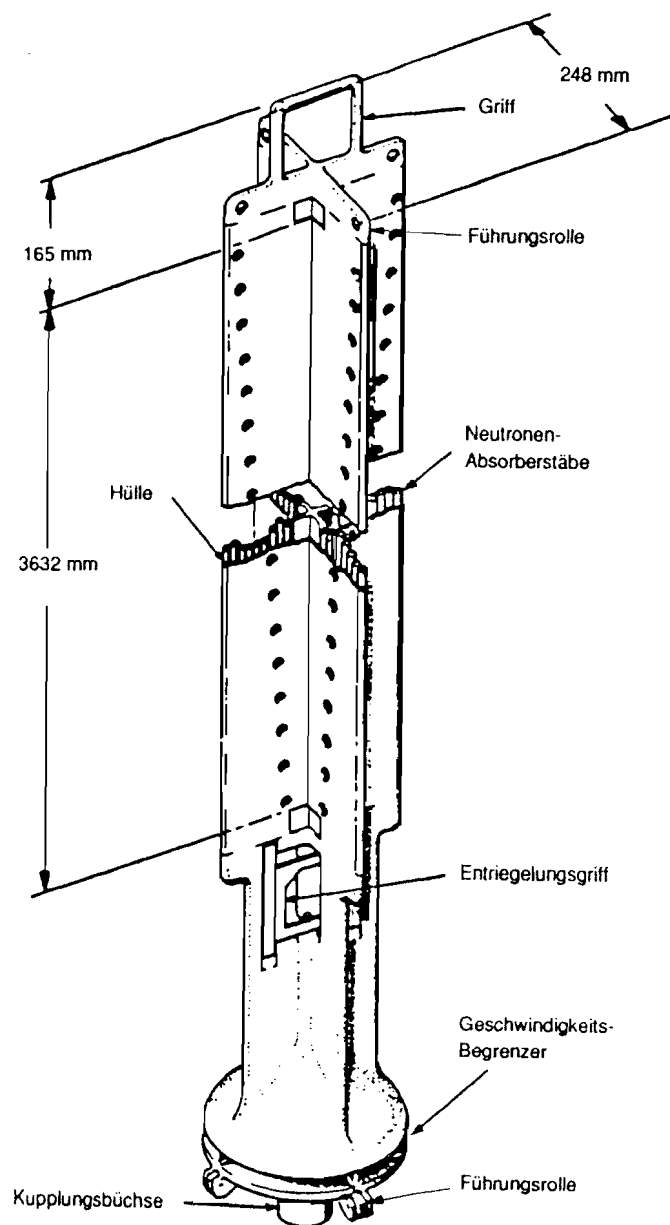


Abb. 6 - 3

Steuerstab

Die Steuerstäbe sind so ausgelegt, dass ihre Funktionsfähigkeit auch in Störfallsituationen gewährleistet bleibt, d. h. sie müssen die während eines Störfalls auftretenden Belastungen ohne Beschädigungen überstehen können. Untersuchungen haben gezeigt, dass die Spannungen, die bei Störfallsituationen auftreten können, einen grossen Abstand gegenüber den nach dem ASME-Code erlaubten Grenzwerten aufweisen.

Durch den Abbrand des B-10-Isotops wird einerseits im Hüllrohr Helium aufgebaut und andererseits die Reaktivitätswirksamkeit des Steuerstabes vermindert. Aufgrund langjähriger Erfahrungen wird die Einsatzdauer reiner Borkarbid-Steuerstäbe, bedingt durch den sich aufbauenden Heliuminnendruck, auf eine mittlere B-10-Abnahme von 34 % im obersten Viertel des Steuerstabes beschränkt. Der Verlust an Reaktivitätswirksamkeit des obersten Stabviertels liegt dann unterhalb des zulässigen Grenzwertes von 10 % des ursprünglichen Wertes. Die B-10-Abnahme jedes Steuerstabes wird entsprechend seiner jeweiligen Einfahrtstellung rechnerisch verfolgt. Die Zuverlässigkeit dieser Rechnungen wurde durch Neutronenradiografie an abgebrannten Steuerstäben experimentell bestätigt.

Im Sommer 1989 wurden im KKM erstmals Steuerstäbe ersetzt. Dabei wurden Stäbe eines neuen Typs eingesetzt, der am oberen Ende und an den äusseren Flügelkanten, wo der Neutronenfluss relativ gross sein kann, metallisches Hafnium anstelle des Borkarbidpulvers enthält. Dadurch wird das strahleninduzierte Schwellen des Borkarbids in den höchstbelasteten Bereichen eliminiert und die Lebensdauer der Steuerstäbe nur noch durch die Abnahme der Reaktivitätswirksamkeit bestimmt.

Die Steuerstäbe enthalten an beiden Enden je vier Führungsrollen, die beim alten Typ aus Stellite, einem Kobalt-haltigen Material, hergestellt sind. Dieses Kobalt wird im Neutronenfluss aktiviert (Co-60). Der Abrieb und die nachfolgende Ablagerung von Co-60 dürften hauptsächlich für die hohen Dosisleistungen in den Umwälzschleifen verantwortlich sein. Der Ersatz der Führungsrollen der Steuerstäbe des alten Typs durch Rollen aus einer Kobalt-armen Legierung wird abgeklärt (Kap. 6.14.1).

Die HSK beurteilt die Auslegung und die Konstruktion der Steuerstäbe aufgrund der jahrelangen, sehr guten Betriebserfahrungen im KKM und in den übrigen Siedewasserreaktoren als erprobt.

6.3.1.3 Kernberechnung

Zur Bestimmung der Leistungsverteilung im Reaktorkern, der Blasen-, Doppler- und Abschaltreaktivität sowie der thermohydraulischen Betriebs- und Sicherheitsgrenzwerte sind aufwendige Rechnungen notwendig. Insbesondere da das Kühlmittel sowohl in der Wasser- als auch in der Dampfphase auftritt, variieren die neutronenphysikalischen und thermohydraulischen Verhältnisse über dem Reaktorkern erheblich, weshalb eine detaillierte dreidimensionale Kernberechnung notwendig ist.

Die den Rechenprogrammen des Reaktortieferanten zugrundeliegenden Theorien und Modelle berücksichtigen die neueren Erkenntnisse und Entwicklungen der Reaktorphysik und Thermohydraulik.

Die neutronenphysikalischen Rechenprogramme beruhen auf einer Transporttheorie für Zellrechnungen, einer Diffusionstheorie für zweidimensionale Bündelrechnungen mit transportkorrigierten Diffusionsparametern für die Steuerstäbe und die mit Gadolinium dotierten Brennstäbe sowie einer dreidimensionalen, nodalen Diffusionstheorie für die Ganzreaktorrechnungen. Das thermohydraulische Rechenmodell löst im wesentlichen drei Gleichungen: Kontinuitäts- und Impulsgleichung zur Bestimmung der Kühlmittelflussverteilung am Kerneintritt und eine Energiegleichung zur Berechnung der detaillierten Kühlmitteldichteverteilung im Reaktorkern. Die Vereinfachungen und Näherungen, die bei der Modellierung der komplexen neutronenphysikalischen und thermohydraulischen Vorgänge eingeführt werden mussten, wurden durch Vergleiche mit umfangreichen Messergebnissen und/oder mit Monte Carlo-Rechnungen überprüft.

Mit diesen Analysen werden u. a. die Abschaltreaktivität und die sicherheitsrelevanten thermohydraulischen Parameter (CPR, LHGR, APLHGR) bestimmt und mit den entsprechenden Betriebsgrenzwerten verglichen, um sicherzustellen, dass diese nicht verletzt werden. Die Abschaltreaktivität wird nach jedem Brennelementwechsel auch experimentell bestimmt. Sie lag immer im Bereich von 1 %, d. h. über dem vorgeschriebenen Minimalwert von 0,25 %.

Die Rechenmodelle werden sowohl bei der Berechnung und Auslegung der jährlichen Neubeladungen als auch zur Interpolation der im KKM gemessenen Neutronenflussverteilung für die Kernüberwachung verwendet. Dies ermöglicht einen ständigen und konsistenten Vergleich zwischen berechneten und gemessenen Kernparametern, was eine breite und fundierte Grundlage für die Richtigkeit und Genauigkeit der verwendeten Rechenmethoden ergibt. Die HSK hat sich eingehend mit diesen Rechenmethoden befasst und kommt zum Ergebnis, dass damit alle wichtigen und sicherheitsrelevanten Kernparameter mit ausreichender Genauigkeit berechnet werden können. Sie hat sich insbesondere auch überzeugt, dass bei der Kernberechnung konservative Randbedingungen verwendet wurden. Alljährlich vor dem Brennelementwechsel werden der HSK die wichtigsten Kernausslegungsparameter der vorgesehenen Neubeladung zur Freigabe vorgelegt.

6.3.2 Kernüberwachung

Die Kernüberwachung muss im wesentlichen zwei Aufgaben erfüllen:

- Die Sicherstellung der Brennstabintegrität, d. h. die Einhaltung der vorgegebenen thermischen Betriebsgrenzwerte MCP, MAPLHGR und MLHGR.
- Die Unterstützung einer optimalen Fahrweise, was die ständige Kontrolle der Leistungsverteilung erfordert.

Zur Überwachung des Reaktorkerns dient in erster Linie das Neutronenflussüberwachungssystem (Neutron Monitoring System, NMS). In zweiter Linie haben aber auch all jene Messgrößen einen Ein-

fluss, die zur Bestimmung der thermischen Reaktorleistung benötigt werden. Das Konzept der Kernüberwachung lässt sich vereinfacht folgendermassen beschreiben:

- a) Im Normalbetrieb wird die Einhaltung der Betriebs- und Sicherheitsgrenzen administrativ durch die Operateure mit Hilfe des Kernüberwachungsrechners überwacht, welcher die Signale der Kerninstrumentierung verarbeitet.
- b) Störungen in der vorgeschriebenen Fahrfolge oder der Leistungsverteilung durch Fehlfahren einzelner Steuerstäbe werden durch eine Fahrblockierung der betreffenden Stäbe verhindert oder begrenzt (RWM- und RBM-System).
- c) Bei Leistungserhöhung des Gesamtkerns als Folge des Herausfahrens von Steuerstäben verhindert die Steuerstabblockierung aller Stäbe das Annähern an die Auslösegrenzwerte der Reaktorschnellabschaltung (APRM-Steuerstabblockierung).
- d) Signale der Neutronenflussinstrumentierung werden ans Reaktorschutzsystem übertragen, das bei zu hohem Neutronenfluss eine Reaktorschnellabschaltung auslöst.

Eine Reaktorschnellabschaltung ist in jedem Fall einer Stabblockierung übergeordnet, d. h. auch bei anstehender Stabblockierung kann eine Schnellabschaltung, sei es automatisch oder von Hand, ausgelöst werden.

Die Neutronenflussdichte wird über den gesamten Betriebsbereich vom kalt-unterkritischen Reaktorzustand bis zum Vollastbetrieb überwacht, vor allem auch um schnelle Leistungsänderungen sofort zu erkennen. Um den Neutronenfluss über den gesamten, 9 Dekaden umfassenden Betriebsbereich zu messen, werden drei Messbereiche unterschieden, die mit folgenden Neutronendetektoren ausgerüstet sind:

- Anfahrbereich mit 3 SRM-Detektoren (Source Range Monitor)
- Zwischenbereich mit 6 IRM-Detektoren (Intermediate Range Monitor)
- Leistungsbereich mit 52 LPRM-Detektoren (Local Power Range Monitor)

Die SRM- und IRM-Detektoren sind fahrbare Spaltkammern und bleiben während des Leistungsbaus aus dem Kern herausgezogen. Die LPRM-Detektoren sind ebenfalls Spaltkammern. Sie sind in 13 Instrumentierungsrohren an festen Positionen im Kern eingebaut (Abb. 6-1). Jedes Rohr enthält 4 Messkammern, verteilt über die aktive Brennstofflänge. Zur Kalibrierung der LPRM-Detektoren sind 2 Miniatur-Gammadetektoren (TIP-Detektoren, Traversing Incore Probe) vorhanden, welche in dieselben 13 Instrumentierungsrohre eingefahren werden können. Eine Neukalibrierung der LPRM-Detektoren wird etwa in monatlichen Abständen vorgenommen.

Jeweils 13 LPRM-Detektorsignale zusammen werden zu einem einzigen Ausgangssignal verknüpft, einem sogenannten APRM-Kanal (Average Power Range Monitor), der die thermische Reaktorlei-

stung anzeigt. Es sind insgesamt 6 APRM-Kanäle vorhanden, wobei 26 der 52 LPRM-Detektoren zwei verschiedenen APRM-Kanälen zugeordnet sind. Dadurch kann ein Kurzschluss eines LPRM-Detektors, der zwei verschiedenen APRM-Kanälen zugeordnet ist, eine Reaktorschnellabschaltung auslösen. Ein solcher Fall, der erfahrungsgemäss sehr selten auftritt, ist nur ein Verfügbarkeitsproblem.

Die durch die APRM-Kanäle angezeigte thermische Leistung des Reaktors wird mindestens ein Mal pro Monat gegen die absolute, aus einer Wärmebilanz des Primärsystems abgeleitete Leistung ge-eicht. Um die absolute Leistung zu bestimmen, werden insgesamt 12 Messgrössen (u. a. Speisewassermenge, Speisewassertemperatur, Leistung der Umwälzpumpen und Reaktordruck) mit Hilfe eines speziellen Computerprogramms eingelesen und ausgewertet. Damit lässt sich die thermische Leistung des Reaktors auf ca. 2 % genau bestimmen. Diese Eichung kann, falls nötig, ohne Beeinträchtigung des Reaktorbetriebes jederzeit durchgeführt werden.

Die Messkammern sind Teil des Neutronenflussüberwachungssystems, das die Detektorsignale auswertet und die aufgearbeiteten Signale der einzelnen Messkammern u. a. an das Reaktorschutzsystem (Kap. 6.6.2), die Steuerstabsfahrbegrenzung (RBM) und die beiden Prozessrechner (Kap. 6.9.2) weiterleitet. Zu hohe Neutronenflusswerte oder ein zu rascher Anstieg des Neutronenflusses im Quellbereich werden akustisch oder optisch im Kommandoraum angezeigt. Das NMS ist fail-safe aufgebaut, d. h. Fehler in der Stromversorgung führen automatisch zu einer Reaktorschnellabschaltung (Kap. 6.6.2). Fehler in den einzelnen Messkammern oder der internen Logik können aufgrund der Messinstrumentanzeigen oder von Meldungen der Rechnersysteme festgestellt werden. Beim Ausfall einzelner LPRM-Messkammern werden vom Kernüberwachungsrechner (Kap. 6.9.2) geeignete Rechenergebnisse als Ersatz bereitgestellt. Sind mehr APRM-Kanäle ausgefallen, als dies die Technische Spezifikation zulässt, so müssen die Operateure von Hand eine Reaktorschnellabschaltung auslösen. "Blindfahren" ist somit nicht zulässig.

Die beiden Prozessrechner und der Kernüberwachungsrechner sind als sicherheitsbezogene Systeme 0E-klassiert. Sie können keine Eingriffe in den Prozessablauf vornehmen, sind aber für die Operateure wichtige Ueberwachungs- und Betriebssysteme. Die aktuellen Werte der für die Brennstabintegrität wichtigen Kernparameter (CPR, LHGR, APLHGR) werden durch den Kernüberwachungsrechner bestimmt. Die Messdaten des Kernbereichs werden vom Prozessrechnersystem in Intervallen von Sekundenbruchteilen (d. h. beinahe kontinuierlich) aufgenommen und in Abständen von 15 Sekunden an den Kernüberwachungsrechner weitergeleitet. Dieser berechnet eine neue Leistungsverteilung im Kern entweder automatisch alle zwei Stunden oder bei Bedarf, z. B. nach einer Veränderung von Steuerstabstellungen oder des Kühlmitteldurchflusses. Anhand der Ergebnisse wird die Einhaltung der thermischen Betriebsgrenzen bei allen Änderungen der Betriebsparameter, bei denen eine Verringerung der Abstände zu den Grenzwerten erwartet wird, sowie mindestens ein Mal pro Schicht überprüft.

Das zur Kernüberwachung verwendete Rechenprogramm vergleicht die berechnete dreidimensionale Leistungsverteilung mit den aktuellen Messwerten und benutzt vorhandene Abweichungen zur Verbesserung der Rechenergebnisse. Dieses adaptive Verfahren ist durch die Entwicklung leistungsfähiger Rechneranlagen möglich geworden. Es erlaubt, die tatsächlich vorhandene Kernzusammensetzung detailliert zu berücksichtigen.

Vergleiche mit Messergebnissen zeigen, dass bei der Berechnung der Leistungsverteilung folgende Unsicherheiten zu erwarten sind: 2 - 3 % bei der mittleren Brennelementleistung, 5 - 7 % bei der dreidimensionalen, über den Brennelementquerschnitt gemittelten Leistungsverteilung und 6 - 8 % bei der lokalen linearen Stableistung. Diese Unsicherheiten schliessen die vorhandenen Messungenauigkeiten sowie die Näherungen in den Rechenmodellen ein. Die Unsicherheiten werden bei der Festlegung der Sicherheits- und Betriebslimiten berücksichtigt.

Beim Anfahren werden die Steuerstäbe in Gruppen unterteilt. Die Ausfahrfolge und -schritte dieser Steuerstabgruppen sind fest vorgeschrieben. Ihre Einhaltung wird durch einen sicherheitsklassierten Rechner, den Stabwertbegrenzer (**RWM-System**, Rod Worth Minimizer) kontrolliert. Bei einer Verletzung der Ausfahrvorschriften löst das RWM-System eine Steuerstabverriegelung aus. Dadurch wird die maximal mögliche Reaktivitätszufuhr beim Störfall "Steuerstabsfall" beschränkt.

Um im Leistungsbereich das Fehlfahren oder unkontrollierte Ausfahren von Steuerstäben zu verhindern, ist die Steuerstabsfahrbegrenzung (**RBM-System**, Rod Block Monitor) vorhanden. Das RBM-System überwacht die Leistungszunahme, welche durch die LPRM-Detektoren in der Umgebung des bewegten Stabes angezeigt wird und löst bei der Ueberschreitung des zulässigen Grenzwertes eine Steuerstabblockierung aus; ein weiteres Ausfahren ist erst nach Quittieren und erneutem Anwählen des betreffenden Stabes möglich. Der Grenzwert ist von der Reaktorleistung abhängig, und die zulässige lokale Leistungszunahme liegt im Bereich von 7 - 17 %. Das RBM-System ist fest verdrahtet und von Rechnersystemen oder vom Reaktorschutzsystem vollständig unabhängig.

Eine **Steuerstabblockierung** wird auch durch die **APRM-Kanäle** ausgelöst, falls die thermische Reaktorleistung einen vom Kühlmitteldurchfluss abhängigen Grenzwert überschreitet. Dieser Eingriff verhindert unnötige Reaktorschnellabschaltungen.

Das im KKM zur Kernüberwachung verwendete System hat sich in der Praxis bewährt. Es muss seine Aufgabe nur bis zur erfolgreichen Schnellabschaltung erfüllen, da der Siedewasserreaktor so ausgelegt wird, dass er nach dem Einfahren der Steuerstäbe in jedem Fall unterkritisch bleibt. Die Kernüberwachung muss deshalb nicht für Nachstörfallbedingungen ausgelegt sein. In solchen Situationen brauchen nur noch die SRM-Detektoren funktionstüchtig zu sein, um zu bestätigen, dass die durch Kernspaltung freigesetzte Reaktorleistung unbedeutend ist.

6.3.3 Bisherige Betriebserfahrungen

Bald nach der Betriebsaufnahme wurden in den Jahren 1973 bis 1976 eine beträchtliche Anzahl undichter Brennelemente festgestellt. Diese Brennstabdefekte wurden durch Hüllrohr/Pellet-Wechselwirkung verursacht. Nach dem Uebergang vom 7 x 7- zum 8 x 8-Brennelement mit gleichzeitiger Verminderung der maximal zulässigen linearen Stableistung (von 540 W/cm auf 440 W/cm) und der Einführung eines besonderen Schonfahrprogrammes traten während neun Jahren überhaupt keine Brennelementdefekte mehr auf. Das Schonfahrprogramm schreibt das Vorgehen beim erstmaligen Belasten von Brennstoff bei einer bestimmten Leistung vor und enthält Empfehlungen für maximal erlaubte Lastanstiegsgeschwindigkeiten. Seit 1987 besitzen die im KKM neuzugeladenen Brennstäbe auf der inneren Hüllrohroberfläche eine 0,08 mm dicke Schicht aus reinem Zirkonium, welche eine Hüllrohrbeschädigung infolge Hüllrohr/Pellet-Wechselwirkung verhindert. Dank der Einführung dieses neuen Brennstabtyps, dessen maximal zulässige lineare Stableistung 470 W/cm beträgt, kann nun das Schonfahrprogramm im KKM nach und nach abgeschafft werden.

Während des Betriebszyklus 1985/86 wurde nochmals mehrere undichte Brennelemente festgestellt. Als Ursache wurde die durch lokale Ablagerungen verursachte Hüllrohroxidation erkannt, wobei der Grossteil der betroffenen Stäbe einem bestimmten Zirkaloy-Ausgangsmaterial zugeordnet werden konnte.

Ohne Berücksichtigung des Zyklus 1985/86 betrug die mittlere Häufigkeit der Brennstabdefekte zwischen 1976 und 1990 0,004 % pro Zyklus und liegt damit im Bereich des entsprechenden weltweiten Erfahrungswerts des Brennelementelieferanten (Kap. 5.5).

6.3.4 Zusammenfassende Bewertung

Die HSK hat sich im Rahmen ihrer Ueberprüfung davon überzeugt, dass die Kernauslegungsverfahren dem heutigen Wissensstand entsprechen und die Kernüberwachung geeignet ist, den zuverlässigen Betrieb des Reaktorkerns sicherzustellen. Im einzelnen kommt die HSK zu folgender Beurteilung:

- Die Auslegung und Konstruktion der Brennelemente und Steuerstäbe können aufgrund der jahrelangen, guten Betriebserfahrung als erprobt betrachtet werden. Ursachen von gehäuft aufgetretenen Brennelementdefekten wurden erkannt, und Gegenmassnahmen wurden getroffen. Bei den neuen Steuerstäben bestehen die Führungsrollen nicht mehr aus dem stark Kobalt-haltigen Stellite sondern aus einem für den Strahlenschutz besser geeigneten Material.
- Die für die Kernauslegung verwendeten Rechenmethoden sind genügend verifiziert und erlauben, die sicherheitsrelevanten Kernparameter mit ausreichender Genauigkeit zu berechnen. Bei der Kernberechnung werden konservative Randbedingungen verwendet.

- Der rechnerunterstützte Teil der Kernüberwachung entspricht dem heutigen Stand der Technik und bestimmt die Leistungsverteilung im Kern mit ausreichender Genauigkeit.
- Die vorhandenen Steuerstabverriegelungssysteme sind geeignet, das Fehlfahren von Steuerstäben im Anfahr- und Leistungsbereich zu verhindern.

6.4 NUKLEARES DAMPFERZEUGUNGSSYSTEM

Die betriebliche Aufgabe des nuklearen Dampferzeugungssystems besteht darin, das zugeführte Speisewasser zu verdampfen und den Dampf an die Turbinen abzugeben. Nachdem der Reaktorkern in Kap. 6.3 behandelt worden ist, werden in diesem Kapitel die sicherheitsrelevanten Aspekte der übrigen Komponenten des nuklearen Dampferzeugungssystems - umfassend den Reaktordruckbehälter mit seinen Einbauten, das Umwälzsystem, die Sicherheits-/Abblasseventile und die Frischdampf- und Speisewasserleitungen mit ihren Isolationsarmaturen - kurz beschrieben und beurteilt.

Aufgrund der sicherheitstechnischen Bedeutung der Komponenten des nuklearen Dampferzeugungssystems, insbesondere ihrer Integrität, wird durch umfassende Massnahmen bei der Auslegung, Konstruktion, Fertigung und Prüfung eine hohe Qualität angestrebt, so dass ein Versagen im Normalbetrieb und bei Störfällen möglichst ausgeschlossen werden kann. Weil der Zustand der druckführenden Teile im Betrieb nur beschränkt kontrolliert werden kann, wird der Leckageüberwachung im Betrieb und den Wiederholungsprüfungen im Stillstand grosse Bedeutung beigemessen.

6.4.1 Reaktordruckbehälter und Einbauten

6.4.1.1 Kurzbeschreibung

Der vertikal angeordnete zylindrische Reaktordruckbehälter (Abb. 3-2, 3-3 und 6-8) mit halbkugelförmigem Boden und Deckel hat einen Innendurchmesser von 4,034 m und eine lichte Höhe von 19 m. Er ist für einen Druck von 86,2 bar (rel) bei einer Temperatur von 302 °C ausgelegt. Der Auslegungsdruck, auf den der Behälter abgesichert ist, liegt 20 % über dem normalen Betriebsdruck von 72,3 bar (abs) im Dampfdom, um für betriebsbedingte Drucktransienten einen Spielraum zu schaffen.

Der Behälter wird von einer Standzarge getragen, deren oberer Rand mit dem Boden verschweisst und deren unterer Rand im Fundament verankert ist. In 13,5 m Höhe über dem Fundament wird der Behälter durch gefederte Streben gehalten. Diese Streben leiten horizontale Kräfte von beliebiger Richtung zum biologischen Schild, von wo sie durch ein Fachwerk zur Wand der primären Sicherheitshülle (Drywell) und weiter zur Betonhülle abgeleitet werden. Diese Stützstrukturen behindern die durch Temperaturänderungen verursachten vertikalen Bewegungen des Behälters und der Sicherheitshülle nicht.

In den zylindrischen Teil des Behälters ist eine Anzahl Stützen für angeschlossene Rohrleitungen eingeschweisst. Die wichtigsten sind die 2 Umwälzleitungen mit je 4 Stützen, die 4 Frischdampfleitungen, die 4 Speisewasserleitungen und die 2 Kernsprühteilungen. Im Boden des Behälters befinden sich 57 Durchführungen für die Steuerstabantriebe und 13 Durchführungen für die Kerninstrumentierung. Der Behälterdeckel enthält drei Stützen für Sprühung, Lüftung und Instrumentierung.

Unterhalb der Steuerstabantriebsgehäuse ist ein Gitter angeordnet, welches ein nach einem allfälligen Bruch der Durchführung aus dem Behälter nach unten schiessendes Gehäuse nach wenigen Millimetern Weg auffangen würde. Zwecks Inspektion der Gehäuse ist das Gitter demontierbar.

Das Speisewasser wird über Wärmeschutzhülsen im Stutzen und Verteilungen so in den Behälter eingespiesen, dass das relativ kalte Wasser nicht direkt mit der Behälterwand in Berührung kommt, sondern sich zuerst mit wärmerem Wasser durchmischt. Dadurch sollen zu grosse Temperaturunterschiede in der Behälterwand und damit Wärmespannungen vermieden werden (Kap. 6.4.1.5).

Der in den Behälter eingeschweisste Kernmantel (Abb. 6-8) umhüllt den Kern und bildet mit der Behälterwand einen Ringraum, in dem die 12 Strahlpumpen (3mal 2 Strahlpumpen pro Umwälzleitung) angeordnet sind. Der Ringraum ist auf der Höhe der Mündungen der Strahlpumpen durch einen Boden abgeschlossen. Oberhalb des durch einen gewölbten Dom abgeschlossenen Kernraumes befinden sich, durch Rohre mit dem Kernraum verbunden, der Wasserabscheider und der Dampftrockner. Das in diesen Einbauten aus dem Dampf abgeschiedene Wasser strömt in den Ringraum zurück und vermischt sich dort mit dem umgewälzten Wasser und dem Speisewasser.

6.4.1.2 Behälterkonstruktion und -ausführung

Der Reaktordruckbehälter wurde nach den zutreffenden Teilen des ASME Pressure Vessel Code, Ausgabe 1965 (z. T. Ausgabe 1968) gebaut. Durch diese Bauvorschrift wurden folgende Tätigkeiten abgedeckt:

- Dimensionierung
- Konstruktive Ausbildung
- Werkstoffwahl und -prüfung
- Spannungs- und Ermüdungsanalyse
- Fertigung, insbesondere Schweißen
- Reparaturen von herstellungsbedingten Fehlern
- Prüfungen einschliesslich Druckprüfung

Der Reaktorlieferant hat zusätzliche verschärfte Anforderungen spezifiziert.

Der zylindrische Teil des Behälters und ein Teil des Bodens sind aus nahtlosen geschmiedeten Ringen aus dem niedrig legierten Druckbehälterstahl der Spezifikation ASTM A508 Cl. 2, ASME Code Case 1332, aufgebaut. Die Behälterwand hat somit nur Rund- und keine Längsschweissnähte. Die grossen geschmiedeten Stützen sind aus dem gleichen Material gefertigt. Für die aus Blechen gefertigten Teile von Boden und Deckel wurde der entsprechende Werkstoff gemäss Spezifikation ASTM

A533, Grade B, Cl. 1, ASME Code Case 1339 verwendet. Die Behälterwerkstoffe sind die Vorläufer der heutigen sogenannten optimierten Werkstoffe. Diese sind mit engeren Toleranzgrenzen spezifiziert, um die Variation der Eigenschaften von Charge zu Charge gering zu halten und damit auf umfangreiche Materialprüfungen zum Nachweis der Qualität einer individuellen Charge verzichten zu können.

Die nachgewiesenen Eigenschaften der Werkstoffe bei KKM sind mit Ausnahme der Tendenz zur Neutronenversprödung nicht schlechter als die heutigen Nachfolger. Diese ist höher als bei heutigen Druckbehälterwerkstoffen. Sie wird jedoch überwacht und wird auch bei pessimistischer Voraussage über die verbleibende Lebensdauer für den Betrieb nicht limitierend sein (Kap. 6.4.1.4).

Der Boden weist im Bereich der Durchführungen für die Steuerstabantriebe keine Schweissnähte auf. Die geschmiedeten Flansche der Verbindung Behälter-Deckel sind mit einer sehr geringen Exzentrizität zwischen Behälterwand und Bolzen optimal gestaltet. Die Dichtfunktion wird durch zwei silberplattierte metallische O-Ringe mit einem auf Leckagen überwachten Zwischenraum erfüllt.

Die gesamte Innenfläche des Behälters, mit Ausnahme des Deckels, der nur mit Dampf in Berührung kommt, ist mit dem nicht rostenden austenitischen Stahl AISI 304L plattiert.

Der Behälter wurde seinerzeit in zwei Teilen auf die Baustelle angeliefert und dort zusammengesweisst. Die Montageschweissnaht wurde spannungsarm geglüht und anschliessend geprüft.

6.4.1.3 Qualitätssicherung bei der Fertigung

Beim Bau des Behälters und der sicherheitstechnisch wichtigen Einbauten wurden bereits alle heute vorgeschriebenen Aspekte der Qualitätssicherung beachtet. Der Hersteller, der Kraftwerksbetreiber und die Aufsichtsbehörde besitzen eine umfassende Dokumentation aller Herstellungsschritte, z. B. Werkstoffspezifikationen, Werkstoffprüf-Spezifikationen, Qualifikation des Personals (insbesondere der Schweisser), Qualifikation von Herstellungsverfahren (wie z. B. Schweißen, Wärmebehandeln), Prüfspezifikationen und Prüfpläne für fertigungsbegleitende Kontrollen sowie Reparaturspezifikationen. Die Herstellung des Behälters wurde durch den Reaktorlieferanten und den SVDB überwacht.

6.4.1.4 Zähigkeit der Behälterwerkstoffe

Die wichtigste Eigenschaft für die Bruchsicherheit des Druckbehälters ist die Zähigkeit der Werkstoffe. Die heute gültige Ausgabe des ASME Codes schreibt für den im KKM verwendeten Stahl eine Kerbschlagzähigkeit von mindestens 41J bei +4,4 °C vor. Die heute gültigen deutschen KTA-Regeln fordern für den Behälterstahl bei 0 °C eine Kerbschlagzähigkeit von mindestens 41J als Mittelwert, gemessen an drei Proben quer zur Hauptverformungsrichtung des Produktes. Die entsprechende Forderung für Proben längs der Hauptverformungsrichtung ist 55J. Die tiefsten an den Schmiedestücken

des Behälters bei +4 °C gemessenen Werte liegen bei rund 64J für die weniger zähe Querrichtung und bei rund 100J für die zähe Längsrichtung. Die weitaus meisten Werte liegen noch wesentlich höher. Die Schweissnähte sind durchwegs zäher als die Grundwerkstoffe. Dies bedeutet, dass die verwendeten Werkstoffe bezüglich Zähigkeit die heutigen Anforderungen bei weitem erfüllen.

Die durch Neutronenbestrahlung verursachte Versprödung der Behälterwand in der Kernzone wird durch Bestrahlungsproben von zwei Grundwerkstoffen (Ring 4 und Ring 5) und zwei Schweissnähten (Schweissgut und Wärmeeinflusszone der Automatennaht und der Handnaht) überwacht. Die Verschiebung der im ASME Code definierten "Nil Ductility Transition Reference Temperature" RT_{NDT} zu höheren Werten im Laufe der Betriebszeit ist ein Mass für diese Versprödung. Aufgrund der bisherigen Messungen ist nach einem Betrieb von 38 Vollastjahren, entsprechend ca. 45 Kalenderjahren, mit einer höchsten RT_{NDT} von +65 °C zu rechnen.

6.4.1.5 Spannungs- und Ermüdungsanalyse

Die Spannungs- und Ermüdungsanalyse für den Reaktordruckbehälter wurde gemäss Bauvorschrift (Kap. 5.2.5) durchgeführt. Bei der Auslegung wurde für alle Teile des Behälters mit einer spezifizierten Anzahl von Betriebstransienten eine Ermüdungsanalyse durchgeführt. Das Ergebnis einer solchen Analyse sind Ermüdungsausnutzungsfaktoren (UF für Usage Factor), die angeben, wieviel von der Ermüdungslebensdauer des Materials durch die spezifizierten Transienten aufgebraucht wird. Ein UF von 1 bedeutet, dass die Ermüdungslebensdauer des betreffenden Teils aufgebraucht wurde und dass theoretisch mit der Bildung von Anrissen zu rechnen ist.

Die für die Analyse verwendeten Ermüdungsauslegungskurven des ASME Codes sind auf konservative Weise aus Versuchen abgeleitet. Sie enthalten bereits eine Sicherheit in der Anzahl Lastwechsel bis zur Rissbildung von der Grössenordnung 10. Der grösste mit den Auslegungstransienten berechnete UF beträgt (mit Ausnahme der Speisewasserstutzen) am Boden des Behälters ca. 0,22. An allen anderen Stellen des Gefässes ergaben sich wesentlich kleinere Werte. Eine Auswertung der seit Inbetriebnahme 1971 bis Ende 1988 tatsächlich gefahrenen Transienten hat gezeigt, dass der oben genannte Wert des UF nur 0,04 beträgt.

Die am höchsten auf Materialermüdung beanspruchten Stellen des Behälters liegen bei den 4 Speisewasserstutzen. Temperaturmessungen an 3 dieser Stutzen und rechnerische Analysen haben gezeigt, dass infolge einer Undichtheit zwischen Wärmeschutzhülse und Stutzen relativ kälteres Speisewasser direkt mit den Stutzen in Kontakt kommt. Da abwechselnd kälteres und wärmeres Wasser an den Stutzenwänden entlang strömt, wird das Material durch Wärmespannungen zyklisch beansprucht. Dieser Ermüdungseffekt wurde, da unerwartet, bei der Auslegung nicht berücksichtigt.

Zum Studium dieser Probleme wurde aufgrund von zeitlich begrenzten Messphasen eine Ermüdungsbeanspruchung berechnet. Die mit einer grossen, nicht quantifizierbaren Unsicherheit behafteten Un-

tersuchungen ergeben, dass vor Ablauf der Auslegungsliebensdauer mit der Entstehung von Anrissen in der austenitischen Auskleidung der Stutzen gerechnet werden sollte, die unter dem Einfluss der Betriebstransienten weiter anwachsen könnten. Eine genauere Aussage ist zur Zeit nicht möglich. In vergleichbaren ausländischen Anlagen sind in der Tat zahlreiche Risse in den Speisewasserstutzen gefunden worden.

Alle grösseren Stutzen des Reaktordruckbehälters mit Ausnahme der Umwälzdruckleitungen und der Kernsprühstutzen werden seit Betriebsbeginn regelmässig mit Ultraschall auf Risse geprüft. Bisher wurden zwar registrierpflichtige aber nicht signifikante Anzeigen gefunden. Anlässlich des Austauschs der Speisewassersegmente im Jahre 1974 wurden die Speisewasser-Stutzenkanten auch einer Oberflächenrissprüfung von innen unterzogen. Der Befund war negativ.

Für die Bedingungen eines Siedewasserreaktors und bei hoher Beanspruchung wurden Risswachstumsgeschwindigkeiten zufolge Spannungsrisskorrosion in Druckbehälterstählen von der Grössenordnung 10^{-10} mvs¹ gemessen. Risse, die durch thermische Ermüdung entstehen und durch die 4 mm dicke austenitische Auskleidung wachsen würden, können sich im ferritischen Grundmaterial mit dieser Geschwindigkeit ausbreiten. Es wäre dann mit einer Rissverlängerung von etwa 3 mm pro Jahr zu rechnen.

Im Zusammenhang mit der thermischen Ermüdung der Speisewasserstutzen ist daher eine Studie vorzulegen, das unter Berücksichtigung der Anlagensicherheit und des Strahlenschutzes die Reparatur der Wärmeschutzhülsen mit einer verbesserten Prüfung der Stutzen auf Anrisse vergleicht.

6.4.1.6 Wiederholungsprüfungen

Bei der Herstellung des Druckbehälters in den Jahren 1967 bis 1969 wurden schon höchste Qualitätsanforderungen gestellt und umfangreiche Kontrollen realisiert. Die vorbereiteten Schmiedestücke für die Schüsse, Flanschen und Stutzen sind nicht nur den üblichen mechanisch-technologischen Prüfungen unterzogen, sondern auch mittels Ultraschall zerstörungsfrei geprüft worden. Das gleiche gilt für die Walzbleche der Boden- und Deckelkalotten. Die für den Zusammenbau vorgesehenen Schweissverfahren wurden vorgängig an Probeplatten qualifiziert. Alle Schweissungen wurden spannungsarm gegläht und sowohl mit Durchstrahlungsprüfung, Ultraschallprüfung und Magnetrisprüfung zerstörungsfrei untersucht. Die auf der Innenoberfläche aufgebrachte Schweissplattierung ist mittels Ultraschall auf Haftung und nach dem Farbeindringverfahren auf Fehlerfreiheit geprüft worden. Das auf der Baustelle fertiggestellte Reaktordruckgefäss wurde einer Ueberdruckprüfung unterzogen.

Die konstruktive Gestaltung der Schweissnahtbereiche kann aus der Sicht der für Wiederholungsprüfungen üblichen mechanisierten Verfahren der zerstörungsfreien Prüfung fast durchwegs als gut be-

¹ AERE-G4616: P.M. Scott and D.R. Tice, A Review of Stress Corrosion Cracking in Nuclear Reactor Pressure Vessel and Piping Steels, Harwell (1988)

zeichnet werden. Ausnahmen sind die Anschlussnähte an die Behälter- und Deckelflansche, die Verbindungsnaht zwischen dem zylindrischen Teil des Gefässes und dem Halbkugelboden sowie die Rundnaht zwischen dem Segmentring und der Bodenkalotte. Die beiden letzteren weisen Wanddickenübergänge auf, die für die mechanisierte Ultraschallprüfung gewisse Nachteile mit sich bringen.

Die Prüfbarkeit des Gefässes ist aus Gründen der Zugänglichkeit eingeschränkt. Gut zugänglich sind die Deckel-Schweissnähte, die drei oberen Rundnähte im Behälter sowie die meisten grossen Stutzen-Einschweissnähte. Bisher nicht zugänglich sind die unteren drei Rundnähte im Behälter und die Schweissnähte im Behälterboden. Das Grundmaterial zwischen den prüfbaren Schweissnähten ist ebenfalls gut prüfbar, doch werden im Sinne der von der Vorschrift verlangten stichprobenweisen Prüfung nur die an die Schweissnähte angrenzenden Grundmaterialbereiche geprüft. Die Gefässbolzen sind im ausgebauten Zustand mittels Magnetpulver- und Ultraschallverfahren gut prüfbar. Die Verbindungsschweissungen der Steuerstabsutzen mit dem Gefässboden sind nicht prüfbar, hingegen die Verbindungen zwischen den Führungsrohren und den Stutzen der Steuerstäbe (stub tubes). Eine indirekte Ueberwachung der nicht-prüfbaren Bereiche auf Leckagen ist durch die Leckagenüberwachung im Drywell gegeben (Kap. 6.7.3).

Im Jahre 1971 wurde die Basismessung am fertigen Reaktordruckbehälter durchgeführt. Die Deckel-schweissnähte wurden von Hand mittels Ultraschall geprüft und die Anzeigen genauestens registriert. Die oberen Gefässrundnähte wurden mit einem speziell für das Kernkraftwerk Mühleberg entwickelten Manipulator mit Hilfe der Ultraschall-Einkopf- sowie der Tandem-Technik und automatischer Anzeigenregistrierung geprüft. Damit war das Kernkraftwerk Mühleberg eine der ersten Anlagen in der Welt, bei der eine Basismessung für spätere wiederkehrende Prüfungen mittels eines speziellen Manipulators und des Ultraschallverfahrens durchgeführt wurde. Auch die Entwicklung, der Bau und der Einsatz eines speziellen Stutzenmanipulators für die Prüfung der Stutzen-einschweissnähte von der Behälter aussenseite aus geht auf die Initiative des Betreibers des Kernkraftwerks Mühleberg zurück. Ab 1976 konnten diese bis anhin von Hand geprüften Bereiche mechanisierten Messungen unterzogen werden.

Die Prüfkopfsysteme für die Prüfung der Zylinder-Rundnähte und der Stutzen-schweissnähte wurden im Laufe der Zeit dem Stande der Technik angepasst. Die Rundnähte werden heute mit den Einschaltwinkeln 0°, 45°, 60° und 70° geprüft. Die Prüfkopfsysteme für die Stutzen wurden insbesondere durch geeignete Einschaltrichtungen für die Prüfung der Stutzen-Innenkanten ergänzt. Aufgrund der guten geometrischen Gestaltung und der dem Stande der Technik angepassten Prüfsysteme kann festgehalten werden, dass in den prüfbaren Bereichen eine empfindliche und aussagefähige Prüfung durchgeführt wird, die geeignet ist, allfällige Schäden rechtzeitig anzuzeigen.

Wie bereits erwähnt, sind die drei unteren Rundnähte sowie die Nähte im Behälterboden mit dem heute zur Verfügung stehenden Prüfmanipulator nicht zugänglich. Die Beurteilung des Zustandes des Behälterunterteils erfolgt aufgrund der Stutzenprüfung in diesem Bereich und aufgrund der Uebertra-

gung der Prüfergebnisse vom Oberteil auf die unteren Schweissnähte. Eine solche auf Stichproben basierende Zustandsüberwachung wird auch bei konventionellen Objekten seit Jahrzehnten mit Erfolg praktiziert. Trotzdem sind Behälterschweissnähte auch unterhalb der Oberkante des Kernmantels in die Wiederholungsprüfungen einzubeziehen, um die SVDB-Festlegung NE-14 für Wiederholungsprüfungen weitergehend zu erfüllen. Vorbereitungen dazu sind im Gang. Die Basisprüfungen an den neuprüfbaren Nähten sind spätestens im Revisionsstillstand 1993 durchzuführen (Auflage). Seit 1988 verlangt der ASME-Code, Section XI (neu) die Wiederholungsprüfung aller Schweissnähte am Reaktordruckbehälter. Die NRC hat diese Forderung 1990 durch Aufnahme in 10 CFR § 50.55 in den USA zum Gesetz erhoben. Diese Forderung hat die Entwicklung neuer Prüfmittel ausgelöst, so dass gute Aussicht auf eine Erweiterung des bisherigen Prüfumfangs besteht.

Als Resultat der hohen Qualitätsanforderungen bei der Herstellung des Reaktordruckbehälters sind bei den Basismessungen keine nennenswerten Fehleranzeigen festgestellt worden. Bei den verschiedenen Wiederholungsprüfungen, die im Laufe der Jahre durchgeführt wurden, von Hand am Druckbehälterdeckel, mechanisiert am zylindrischen Teil und an den Stützen, konnten nie Anzeigen festgestellt werden, die auf eine Veränderung der guten Anfangsqualität hindeuten würden. Andererseits waren vereinzelte Echos im Bereiche der Registriergrenzen festgestellt worden, die bei späteren Prüfungen wiederum zur Anzeige kamen, so dass eine gute Bestätigung der Reproduzierbarkeit und der Prüfempfindlichkeit gegeben ist.

6.4.1.7 Einbauten des Reaktordruckbehälters

Die Einbauten im Reaktordruckbehälter sind so ausgelegt, dass Relativbewegungen der verschiedenen Teile infolge unterschiedlicher Wärmedehnungen keine unzulässigen Beanspruchungen verursachen. Strömungskräfte im Normalbetrieb einschliesslich der Auslegungstransienten und bei einem Kühlmittelverluststörfall können aufgenommen werden, ohne das Einfahren der Steuerstäbe und die Kühlbarkeit des Kerns in Frage zu stellen. Die diesbezüglichen Untersuchungen schliessen einen vollständigen Bruch einer Umwälzleitung oder einer Frischdampfleitung ein.

Beim Wiederauffüllen des Druckbehälters während eines Kühlmittelverluststörfalls mit relativ kaltem Wasser würden an verschiedenen Teilen Wärmespannungen auftreten. Diese Spannungen wurden unter sehr konservativen Annahmen untersucht. Es ist nicht zu erwarten, dass sie die Integrität der Einbauten gefährden, da diese aus duktilen Werkstoffen (austenitischer Stahl und Inconel) gefertigt sind. Diese Werkstoffe verspröden unter Neutronenbestrahlung deutlich langsamer als die ferritischen Stähle der druckführenden Umschliessung.

In den USA laufen Programme zur Erforschung der bestrahlungsunterstützten Spannungsrisskorrosion. Diese Forschungsarbeiten müssen aufmerksam verfolgt werden. In diesem Zusammenhang ist die Inspektion der Einbauten auf oberflächliche Anrisse, die durch einen solchen Mechanis-

mus wachsen könnten, sehr wichtig. 1989 wurde in Mühleberg eine eingehende visuelle Inspektion der Einbauten ohne Befund durchgeführt. 1990 wurde die Innenseite des Kernmantels erstmals inspiziert. Dabei wurden vereinzelte Rissanzeigen festgestellt. Diese sind in der jetzigen Grösse für die Sicherheit bedeutungslos. Sie sollen in Zukunft regelmässig überwacht werden.

Die Möglichkeit von strömungsinduzierten Vibrationen bei Einbauten wurde unter Verwendung von Schwingungsmessdaten aus Mühleberg und anderen Reaktoren mit ähnlichen Einbauten untersucht. Diese Untersuchung zeigt, dass auch beim maximalen Kühlmitteldurchfluss nach der Leistungserhöhung nicht mit unzulässigen Vibrationen gerechnet werden muss. Trotzdem empfiehlt sich, zumindest anfänglich nach der Leistungserhöhung, eine vermehrte Inspektion der Einbauten (Kap. 14.8).

Nach wenigen Betriebsjahren sind in den 4 Speisewasserverteilssegmenten durch Vibrationen verursachte Risse aufgetreten. Die Segmente wurden 1974 durch solche mit einer verbesserten Konstruktion ersetzt. Seither sind solche Schäden nicht mehr aufgetreten.

6.4.2 Reaktorumwälzsystem

6.4.2.1 Kurzbeschreibung

Das Umwälzsystem erfüllt betriebliche Aufgaben (Kap. 3.1). Die beiden im Drywell vertegten Umwälzschleifen (Abb. 3-2), in denen das Treibwasser für die Strahlpumpen im Druckbehälter fliesst, bilden einen Teil der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlsystems. Sie bestehen je aus einer Saug- und einer Druckleitung. Letztere teilt sich in drei kleinere Leitungen auf. Der Auslegungsdruck von 86,2 bar (rel) entspricht demjenigen des Druckbehälters. Der Innendurchmesser der Hauptleitungen beträgt ca. 420 mm. Saug- und druckseitig der beiden einstufigen Zentrifugalpumpen, die je eine Nennleistung von ca. 1,25 MW bei 1500 U/min aufweisen, sind im Hinblick auf Wartungsarbeiten Schieber eingebaut. Die Umwälzmenge wird durch Drehzahlvariation der Umwälzpumpen geregelt.

6.4.2.2 Werkstoffe

Rohrleitungen sowie Armaturen- und Pumpengehäuse bestehen aus austenitischen Werkstoffen. Bereits zu Beginn der 70-er Jahre wurde festgestellt, dass in anderen Siedewasserreaktoren des gleichen Reaktortypen interkristalline Spannungsrisskorrosionen im Bereich von Rohrschweissnähten aufgetreten sind. Das Auftreten von Spannungsrisskorrosion in austenitischen Werkstoffen ist dann möglich, wenn gleichzeitig drei Bedingungen erfüllt sind: Sensibilisierter Werkstoff, relativ hohe Beanspruchung und sauerstoffhaltiges Wasser. Unter Sensibilisierung versteht man eine die Korrosionsbeständigkeit herabsetzende Chrom-Verarmung an den Korngrenzen, die durch die Bildung von Chromkarbiden verursacht wird. Solche Chromkarbide können sich in einem gewissen Temperaturbereich (um 600 °C) in Anwesenheit von Kohlenstoff (C) bilden. Dieser Temperaturbereich

kann bei Wärmebehandlung (Glühen) oder örtlich beim Schweißen erreicht werden. Die Sensibilisierung kann durch sorgfältiges Schweißen, vor allem aber durch Herabsetzung des C-Gehaltes oder durch Verwendung sogenannter stabilsierter Stähle gemindert bzw. praktisch eliminiert werden.

Anfänglich betrafen die Risse nur die kleinen Bypassleitungen um die Druckschieber, die damals für das Anfahren vorgesehen waren. 1979 trat auch in Mühleberg an einer Bypassleitung eine Tropfleckage auf, die repariert wurde. 1980 wurden beide Bypassleitungen entfernt. In den darauffolgenden Jahren stellte man in anderen Anlagen auch im Bereich von Schweissnähten der Hauptleitungen Risse fest. In einzelnen Fällen führten diese zu Leckagen. Im Jahre 1984 stellte man im KKM bei der Untersuchung eines Rohrstückes, das zwischen einer Pumpe und einem Druckschieber entnommen worden war, ebenfalls interkristalline Spannungsrisskorrosion fest. 1985 wurde das Wiederholungsprüfprogramm stark erweitert. Dabei wurden zahlreiche bedeutende Rissanzeigen festgestellt. Die am stärksten betroffenen Schweissnähte wurden provisorisch repariert.

Angesichts des Umfangs der vorhandenen Spannungsrisskorrosion verlangte die HSK, dass die Umwälzschleifen gegen neue aus stabilisiertem Stahl oder einer Legierung mit sehr niedrigem C-Gehalt ausgewechselt werden. Bei der 1986 erfolgten Auswechslung wurde der bisherige Werkstoff vom Typ 304 durch einen Stahl vom Typ 316 LN Mod. ersetzt, bei welchem der C-Gehalt auf 0,02 % begrenzt ist. Aus Festigkeitsgründen wurde der Stickstoffgehalt leicht angehoben. Die Eignung dieses Materials wurde in umfangreichen Autoklavversuchen unter betriebsähnlichen Bedingungen nachgewiesen. Dasselbe Material wurde auch im KKL und in zahlreichen amerikanischen Anlagen, in welchen die Umwälzleitungen ausgewechselt worden sind, eingesetzt. Dadurch konnte KKM von den Erfahrungen in anderen Anlagen mit Umwälzschleifen desselben Werkstoffs profitieren. Mit dem Austausch der Rohrleitungen wurden auch die Armaturenhäuser ausgewechselt und damit gleichzeitig die Prüfbarkeit der Anschlussschweissnähte verbessert. Die gegossenen Schiebergehäuse wurden durch solche aus geschmiedetem Werkstoff ersetzt. Um die Kontamination der Innenoberfläche durch aktivierte Korrosionsprodukte zu verringern, wurden sämtliche Leitungen auf der Innenseite elektropoliert und passiviert. Um die Anfälligkeit auf Spannungsrisse zu vermindern, wurde das Engspalt-schweisverfahren angewendet.

Aufgrund des heutigen Kenntnisstandes kann angenommen werden, dass im weiteren Betrieb keine Spannungsrisskorrosion auftreten wird. Im Rahmen der Wiederholungsprüfungen wird dies periodisch überprüft.

Die Gehäuse der Umwälzpumpen bestehen aus einem austenitischen Stahlguss vom Typ CF8M nach ASME-Code. Dieses Material erfährt im Betrieb eine mit der Zeit allmählich zunehmende Versprödung. Der Betreiber hat ein Projekt zum Nachweis der langfristigen Betriebssicherheit der Pumpengehäuse veranlasst, welches noch nicht abgeschlossen ist.

6.4.2.3 Wiederholungsprüfungen

Die neuen Umwälzleitungen wurden mit den heutigen verbesserten Verfahren hergestellt. Die Rohrleitungen wurden aus nahtlosen austenitischen Rohr- und Schmiedestücken verschweisst. Bei der Konstruktion achtete man auf eine geringe Anzahl von Schweissnähten und eine gute Prüfbarkeit. Die Zahl der Schweissnähte konnte dank Verwendung von induktiv gebogenen Rohren und von Aushaltungen für abzweigende Rohre um 40 % reduziert werden. Durch diese geeignete Formgebung, durch das Ueberschleifen der Schweissnahtbereiche und durch die Begrenzung des Wärmeeintrags beim Schweißen (Erzeugung eines möglichst feinkörnigen Gefüges) konnten mit wenigen Einschränkungen gute Ausgangsbedingungen für die späteren Wiederholungsprüfungen geschaffen werden. Dies ist bei austenitischen Werkstoffen von Bedeutung, da diese grundsätzlich wegen ihrer Gefügestruktur mit Ultraschall weniger gut volumetrisch prüfbar sind als ferritische Werkstoffe.

Nach Abschluss der Montage wurde eine Basismessung durchgeführt, die sowohl volumetrische Ultraschall- als auch Oberflächenrissprüfungen an allen Schweissnähten umfasste. Sowohl die Basismessung wie die bisher durchgeführten Wiederholungsprüfungen haben keine Befunde ergeben.

6.4.3 Frischdampf- und Speisewassersystem

Das Frischdampf- und das Speisewassersystem sind wie das Umwälzsystem ebenfalls Bestandteil der druckführenden Umschliessung des Reaktorkühlsystems. Einige Komponenten dieser Systeme erfüllen folgende wichtige Sicherheitsfunktionen: Isolation, Ueberdrucksicherung, Druckentlastung, Nachwärmeabfuhr und Notspeisung über die Speisewasserleitung.

6.4.3.1 Kurzbeschreibung

Die 4 Frischdampfleitungen (Innendurchmesser ca. 340 mm) sind im oberen Bereich des Reaktordruckbehälters an Anschlussstutzen angeschweisst. Sie führen vom Drywell in den Dampftunnel und von dort zu den Turbinen- und den Bypassventilen im Maschinenhaus. In jeder Leitung sind im Drywell und im Dampftunnel Isolationsventile eingebaut. Zudem sind im Drywell zur Durchsatzbegrenzung bei Rohrbruch und zur Durchsatzmessung Venturi-Düsen eingeschweisst. Die Leitungen werden über eine ins Maschinenhaus führende Leitung entwässert.

Auf Anschlussstutzen an den Frischdampfleitungen im Drywell sind Sicherheits-, Abblase- und Entlastungsventile montiert. Ihre Abblaseleitungen verlaufen durch die Ueberströmröhre zwischen Drywell und Torus zur Wasservorlage im Kondensationsbecken (Torus). Am Leitungsende sind T-förmige Lochrohrdüsen, die sogenannten T-Quenchers, installiert, welche eine Reduktion der dynamischen Beanspruchung des Containments beim Ansprechen der Ventile bewirken. Zur Verhinderung eines

Unterdrucks nach dem Wiederschliessen der Ventile sind die Abblaseleitungen mit redundanten Vakuumbrechklappen zum Drywell ausgestattet.

Der aus dem Maschinenhaus zugeführte Speisewasserstrang wird im Dampftunnel des Reaktorgebäudes auf zwei Leitungen aufgeteilt (Innendurchmesser ca. 270 mm), welche über je eine innen und aussen liegende Rückschlagklappe in den Drywell führen. Dort teilen sich diese Leitungen nochmals je in zwei kleinere auf und werden zum Reaktordruckbehälter geführt.

Die Frischdampf-, Frischdampflentwässerungs- und Speisewasserleitungen sowie die RCIC-Dampfleitungen sind bei den Containmentdurchführungen von Schutzrohren umgeben, in denen Dampf oder Wasser bei einer allfälligen Leitungsleckage in den Drywell zurückströmt. Die Festpunkte befinden sich nach den äusseren Isolationsarmaturen im Dampftunnel. Leckagen ausserhalb der Schutzrohre bleiben im Reaktorgebäude.

Die in verschiedenen Siedewasserreaktoren festgestellte Temperaturschichtung in horizontalen Stücken der Speisewasserleitung bei kleiner Speisewassermenge wurde auch im KKM nachgewiesen. Diese zusätzliche Ermüdungsbeanspruchung wird neuerdings in den Berechnungen berücksichtigt und führt nicht zu einer Verkürzung der Auslegungsliebendauer.

6.4.3.2 Leitungswerkstoff

Die Leitungen sind bis zu den äusseren Isolationsarmaturen aus unlegiertem Kohlenstoffstahl vom Typ SA 106 Gr B angefertigt. Dieser nicht hochfeste Werkstoff ist so duktil, dass lokale Schäden wahrscheinlich zu begrenzten Leckagen führen würden, bevor grosse Brüche auftreten. Allfällige Wandstärkenschwächungen durch Erosionskorrosion werden zudem durch periodische Prüfungen überwacht. Der im KKM eingesetzte Werkstoff hat sich bisher bewährt. Probleme, wie sie in Deutschland infolge Verwendung von hochfesten Feinkornbaustählen aufgetreten sind, liegen nicht vor.

6.4.3.3 Frischdampfisolationsventile

Bei einem allfälligen Frischdampfleitungsbruch ausserhalb des Drywells müssen die Frischdampfisolationsventile innerhalb einiger Sekunden schliessen. Um den längerfristigen Aktivitätsaustritt klein zu halten, müssen sie ausserdem eine hohe Dichtheit aufweisen.

Bei den Frischdampfisolationsventilen handelt es sich um einsitzige Tellerventile mit Druckluftantrieb. Sowohl das Öffnen als auch das schnelle Schliessen erfordert Druckluft. Die Ansteuerung erfolgt auf elektrischem Wege über zwei Magnetventile im Steuerluftkreis (Kap. 6.7.5). Beide Magnetventile müssen entregt (stromlos) werden, damit das Ventil schliesst. Die Steuerung arbeitet "fail-safe" bezüglich Strom- oder Steuerluftausfall. Im weiteren kann ein Einzelfehler weder eine Isolation auslösen noch verhindern. Um auch bei Ausfall der Steuerluftanspeisung die rasche Schliessfunktion zu gewährlei-

sten bzw. ein Wiederöffnen zu ermöglichen, sind Druckluftspeicher vorhanden. Weil die Schliessfunktion das Ventil auch ohne Luftdruck zufahren können, ist die Energie für die Schliessfunktion redundant und diversitär gewährleistet. Zusätzlich können die Isolationsventile auch noch durch das SUSAN gesteuert werden, womit eine vollkommen redundante Ansteuerung der Ventile vorhanden ist. Bei Funktionsprüfungen während des Reaktorbetriebes werden sowohl Vollhub- als auch Teilhubprüfungen durchgeführt.

Die seismischen Berechnungen für die Frischdampfisolationsventile wie auch der Nachweis, dass die Ventilantriebe und Vorsteuerungen für Nachstörfall- und Erdbebenbedingungen ausgelegt sind, werden gegenwärtig überprüft (Kap. 6.10.1). Abgesehen von einigen anfänglichen Störungen haben sich die Frischdampfisolationsventile im Betrieb bewährt.

6.4.3.4 Sicherheits-/Abblaseventile

Infolge ihrer Aufgaben zur Ueberdrucksicherung, Druckbegrenzung und -entlastung des Reaktorkühlsystems gehören die 2 Sicherheitsventile, die 4 Sicherheits-/Abblaseventile und die 2 Druckentlastungsventile zu den wichtigsten Sicherheitsausrüstungen.

Die 2 Sicherheitsventile (SV) sind eigenmediumgesteuert und dienen nur zur Ueberdrucksicherung.

Anfänglich waren auch die 4 steuerbaren Sicherheits-/Abblaseventile (SRV) von gleicher Bauart. Nach einigen Vorkommnissen mit Nichtöffnen oder Offenbleiben von Ventilen wurden sie durch federbelastete Sicherheitsventile mit zusätzlichem Druckluftantrieb ersetzt. Dieser Druckluftantrieb dient zur Druckbegrenzung und -entlastung, währenddem die Ueberdrucksicherung selbsttätig durch Mediumdruck erfolgt. Wie für die Frischdampfisolationsventile sind auch für die Sicherheits-/Abblaseventile Druckluftspeicher vorhanden, um die Druckentlastungsfunktion auch bei Ausfall der Steuerluftversorgung sicherzustellen. Eines von zwei gleichspannungsversorgten Magnetventilen muss angeregt sein, um Druckluft zum Öffnen eines Ventiles freizugeben. Das Druckentlastungssystem (ADS-Funktion), das bei kleineren Kühlmittelverluststörfällen benötigt wird, verwendet drei der vier SRV-Ventile. Die Ueberprüfung des Erdbebennachweises für die relativ grossen fremdbetätigten Sicherheits-/Abblaseventile ist gegenwärtig noch im Gang (Kap. 6.10.1).

Statt einer Stellungsanzeige ist zur Ueberwachung der Stellung der SV- und der SRV-Ventile in jeder Abblaseleitung eine Druck- und Temperaturmessung vorhanden.

Aufgrund der bisherigen guten Betriebserfahrungen im KKM und KKL und der durchgeführten Störfallanalysen erachtet die HSK die 6 Sicherheits- und Abblaseventile für die zu erfüllenden Funktionen als geeignet.

Im weiteren sind als Teil des SUSAN zwei motorangetriebene Abblaseventile (PRV) ins Druckentlastungssystem eingebunden. Diese Ventile sind nicht als Ueberdruckschutz vorgesehen, sondern dienen zum langsamen Druckentlasten und damit der Wärmeabfuhr nach einer SUSAN-Anforderung.

6.4.3.5 Wiederholungsprüfungen

Sowohl die Grundwerkstoffe als auch die Schweissungen sind bei der Herstellung sorgfältig mit zerstörungsfreien Methoden geprüft worden. Die geraden Rohre sowie die Form- und Schmiedestücke wurden mit Ultraschall, die Form- und Schmiedestücke zusätzlich auf Oberflächenrisse geprüft. Die Gusstücke und die Schweissnähte wurden zu 100 % durchstrahlt. Die Schweissnähte wurden zudem einer Oberflächenrisssprüfung unterzogen.

Die Frischdampf- und Speisewasserleitungen sind aus Sicht der Werkstoffe und der Wanddicken für die wiederkehrenden Prüfungen mittels Ultraschall problemlos. Einschränkungen bestanden aufgrund der unbeschiffenen Schweissnahtoberflächen auf der Wurzel- und der Decklagenseite sowie bei einzelnen Nähten aufgrund der geometrischen Gestaltung. Die äusseren Decklagen wurden im Laufe der Jahre beschiffen. Auf der Wurzel- und der Decklagenseite sowie in Bereichen mit ungünstiger geometrischer Gestaltung waren keine Verbesserungen möglich, so dass bei der Basismessung die von den ungeschliffenen Wurzeln herrührenden Anzeigen sorgfältig protokolliert werden mussten. Eventuelle geometrische Einschränkungen an Armaturen-Anschlüssen müssen durch ergänzende Oberflächenrisssprüfungen kompensiert werden, für die das Magnetpulverprüfverfahren verwendet wird. Damit wird eine hohe Empfindlichkeit selbst bei Schweissnähten mit einem Korrosionsschutzanstrich erreicht. Nicht prüfbar sind die Schweissnähte innerhalb der Doppelrohrdurchführung durch das Primärcontainment.

Die durchgeführten Prüfungen haben bisher keinen Hinweis auf Veränderungen oder unzulässige Fehler geliefert. Auch die im Zuge von Armaturenrevisionen durchgeführten inneren visuellen Kontrollen haben immer einen guten Zustand dieser Komponenten bestätigt.

6.4.4 Schutz gegen mechanische Folgen von Rohrbrüchen

Ein Querbruch oder grossflächiger Längsrisse ist erfahrungsgemäss eine sehr unwahrscheinliche Art des Versagens einer klassierten und regelmässig überprüften Leitung. Trotzdem werden solche Brüche als Auslegungsbasis für das Containment und das Notkühlsystem angenommen, da sie eine klare obere Grenze für die Grösse eines Kühlmittelverlusts darstellen. Schutzmassnahmen gegen die mechanischen Folgen eines solchen hypothetischen Bruches haben sich als nachteilig für den Betrieb und gemäss Risikostudie als weitgehend unnötig erwiesen. Um zu vermeiden, dass Ausschlagsicherungen die Inspektionen und Wiederholungsprüfungen eines Leitungssystems unnötig erschweren, wird eine Leitung entsprechend dem heutigen Stand der Technik gegen die mechanischen Folgen eines Querbruchs oder Längsrisse nur gezielt geschützt, d. h. nur dort, wo ein grosses Gefähr-

dungspotential für Sicherheitssysteme besteht. Eine Auswahl der Bruchlagen nach Materialspannung oder Ermüdung wäre nicht sinnvoll, da bei richtiger Auslegung entlang eines Rohrsystems keine grossen Unterschiede in der Beanspruchung auftreten.

Im Hinblick auf die Gefährdung wichtiger Sicherheitsfunktionen wurden Rohrbrüche in folgenden Bereichen untersucht:

- Im Bereich des biologischen Schilts
- Innerhalb des Drywells
- In der Umgebung der Drywell-Durchdringungen innerhalb und ausserhalb des Drywells
- Innerhalb des Reaktorgebäudes

Die möglichen Folgen von Rohrausschlägen, Reaktionskraft, Mediumstrahleinwirkung, hoher Temperatur und Ueberflutung wurden im Hinblick auf Folgeschäden an folgenden Sicherheitssystemen bzw. deren Sicherheitsfunktionen untersucht: Abschaltsystem, Not- und Nachkühlssysteme sowie Primärcontainment.

Die Schutzmassnahmen gegen Rohrbruch und seine Folgen umfassen: Korrekte Auslegung und hohe Qualität der Rohrsysteme, Leckagenüberwachung, Inspektionen und Wiederholungsprüfungen, seismisch optimierte Rohrführung, Baustrukturen, Redundanz und Separation von Sicherheitssystemen sowie Ausschlagsicherungen und Trümmerschutz.

Die Leckagenüberwachung im Betrieb (Kap. 6.7.3) sowie regelmässige Inspektionen und Wiederholungsprüfungen während der Revisionsstillstände sind im KKM die Hauptmassnahmen, um Brüche auszuschliessen, die durch Risse, Korrosion oder Erosion verursacht werden könnten. Dampfleitungsbrüche als Folge von Kondensationsschlägen sind durch den Reaktorüberspeisungsschutz, der einzeffehlersicher ist, weitgehend ausgeschlossen.

Nach einem Rohrleitungsbruch im Bereich des biologischen Schilts könnte der ausströmende Dampf im Ringspalt zwischen dem Reaktordruckgefäss und dem biologischen Schild Druckschwankungen erzeugen, welche beim Festigkeitsnachweis der Baustrukturen und Rohrleitungen in diesem Bereich nicht berücksichtigt worden sind. Wegen des kleinen Ringspaltvolumens und der relativ grossen Öffnungen im biologischen Schild würde der Dampf vermutlich vor allem in den Drywell und nicht in den Ringspalt gelangen und somit keine gefährlichen Druckschwankungen erzeugen. Diese Ueberlegungen werden durch KKM noch überprüft. Der Reaktordruckbehälter selber und seine Verankerung sind für die Reaktionskräfte als Folge eines Rohrbruchs ausgelegt.

Innerhalb des Drywells sind die Messleitungen, das Reaktorabschaltsystem und das Notkühlsystem hauptsächlich durch Separation und Redundanz geschützt. Die Separation beruht in der Regel auf der azimutal um 180 ° verschobenen Anordnung von redundanten Komponenten innerhalb des Drywells.

Nach Einbau des neuen Reaktorschutzesystems (Kap. 6.6.8) ist beim Bruch einer Messleitung als Folge eines Rohrbruchs das Einzelfehlerkriterium für die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung, der Kernnotkühlung und der Containmentisolation erfüllt. Das Versagen einer Kernsprühleitung als Folge eines Frischdampfleitungsbruchs ist durch das SUSAN-System allein beherrschbar. Wegen der geringen Abstände der Leitungen von der Drywellwand und wegen des kleinen Abstands der Drywellwand zur dahinterliegenden Betonwand (7 cm) ist die Integrität des Drywells durch Bruchstücke von Einbauten nach Rohrbrüchen oder durch ausschlagende Rohrleitungen kaum gefährdet. Die Ueberströmleitungen zwischen Drywell und Torus sind durch Strahlableiter aus massivem Stahl gegen Einwirkungen von Rohrbrüchen geschützt. Die inneren Isolationsventile sind nicht speziell geschützt; die Isolation muss nötigenfalls durch die äusseren Isolationsventile sichergestellt werden. Die Lüftungsklappen befinden sich alle ausserhalb des Drywells. Ein Bruch von Steuerstabantriebsleitungen kann eine Reaktorabschaltung nicht verhindern.

Anlässlich des Austausches der Umwälzschleife hat die HSK einen Schutz gegen Umwälzleitungsbrüche gemäss den heutigen Vorstellungen verlangt, weil diese das grösste Potential für Folgeschäden aufweisen. Während der Montage der neuen Umwälzleitungen wurden 8 völlig neu qualifizierte Ausschlagsicherungen pro Leitungssystem montiert. Da im Bereich der Ebene -0,5 m die Drywell-Bühne entgegen ursprünglicher Annahmen keinen ausreichenden Schutz gegen Rohrausschlag bietet, werden 1992 pro Umwälzschleife 2 Ausschlagsicherungen nachgerüstet. Damit sind dann die Umwälzleitungen voll gegen Ausschlag in der Folge eines Bruchs der Umwälzleitungen abgesichert.

In der Nähe der Drywelldurchführungen besitzen die Frischdampf- und Speisewasserleitungen innerhalb und ausserhalb des Drywells horizontale und vertikale Zwischenabstützungen. Ihre Fixpunkte befinden sich im Dampftunnel einige Meter von der Durchdringung entfernt. Diese Abstützungen und Fixpunkte können weitgehend, aber nicht für alle Bruchgrössen, die bei Rohrbruch auftretenden Kräfte aufnehmen und schützen somit vor Folgebrüchen. Am geraden Leitungsstück zwischen innerem und äusserem Isolationsventil wird kein Rohrbruch unterstellt. Die äusseren Isolationsventile sind nicht besonders gegen einen Rohrbruch ausserhalb des Drywells geschützt; die Isolation muss nötigenfalls durch die inneren Isolationsventile sichergestellt werden. Bei der Auslegung des Dampftunnels und des Reaktorgebäudes wurden die Belastungen eines Frischdampfleitungsbruchs mit automatischer Isolation berücksichtigt.

Nach einem Frischdampfleitungsbruch könnte die Abschirmwand vor dem Eingang zum Dampftunnel zerstört werden, und Bruchstücke könnten die Steuerstabantriebe beschädigen. Aus diesem Grund wird bis zum Ende des Stillstands 1992 die Abschirmwand durch eine Stahlblechkonstruktion verstärkt.

Innerhalb des Reaktorgebäudes haben neben Frischdampf- und Speisewasserleitungen nur die RWCU- und RCIC-Dampfleitungen ein nennenswertes Gefährdungspotential. Dieses Potential ist klein, weil die RWCU-Leitungen in geschlossenen Räumen mit Isolationsarmaturen innerhalb und

ausserhalb des Containments verlegt und die RCIC-Dampfleitungen nur mittelgross sind. Bezüglich der Folgen auf die Umgebungsbedingungen (Druck, Temperatur, Feuchtigkeit) sind aber alle Leitungsbrüche voll berücksichtigt. Ein Bruch der Speisewasserleitung im Bereich des Rucksacks im Maschinenhaus kann die Steuer- und Leistungskabel beider Redundanzen, die zum Reaktorgebäude führen, beschädigen. Dieser Fall wird durch das SUSAN-System beherrscht.

Zusammenfassende Bewertung: Rohrbruchschutz besteht aus verschiedenen Massnahmen, wobei Ausschlagsicherungen nur eine dieser Massnahmen darstellen. Letztere bieten vor allem Schutz in Bereichen mit einem grossen Gefährdungspotential, andererseits erschweren sie Inspektionen und Wiederholungsprüfungen, die auch eine Bruchschutzfunktion haben. Pragmatische Ueberlegungen, Analysen und Risikostudien zeigen, dass die im KKM getroffenen Schutzmassnahmen gegen die Folgen von Rohrleitungsbrüchen ausreichend sind und sicherheitsrelevante Folgeschäden damit weitgehend ausgeschlossen werden können.

6.4.5 Zusammenfassende Bewertung

Die Auslegung und die Ausführung der Hauptkomponenten des Reaktorkühlsystems und der sicherheitsrelevanten Reaktoreinbauten entsprechen weitgehend den Anforderungen der heutigen Version des ASME-Codes (Kap. 5.2.5) und damit dem heutigen Stand der Technik für Siedewasserreaktoren. Die wichtigste Abweichung betrifft die Wiederholungsprüfbarkeit des Reaktordruckbehälters.

Folgende Elemente tragen zur Sicherstellung der Integrität von Komponenten bei:

- Qualität der Auslegung und Herstellung
- Ueberwachung der Beanspruchungen im Betrieb
- Wiederholungsprüfungen
- Leckageüberwachung
- Innenbesichtigung

Bei Lücken in der Wiederholungsprüfbarkeit muss verstärkt auf die anderen Elemente sowie auf die Uebertragbarkeit von Ergebnissen der prüfbaren Schweissnähte abgestützt werden. Da die Uebertragbarkeit der Prüfergebnisse auf die Schweissnähte des Reaktordruckbehälters unterhalb der Oberkante des Kernmantels im Hinblick auf die zusätzliche Neutronenbestrahlung Grenzen hat, soll die Prüfbarkeit auf diese Nähte ausgedehnt werden.

Die praktisch fehlende Prüfbarkeit des Behälterbodens kann aus heutiger Sicht nicht verbessert werden, doch entspricht dies dem Stand der Technik bei den meisten älteren Siedewasserreaktoren. Leckageüberwachung und periodische Innenbesichtigung sind als Ersatzmassnahmen anzusehen. Die für die Wiederholungsprüfungen des Reaktordruckbehälters angewendeten Prüftechniken ent-

sprechen dem neuesten Stand der Technik. Im prüfaren Bereich kann die Fehlererkennbarkeit als ausreichend beurteilt werden.

Die Bruchsicherheit des Reaktordruckbehälters ist nach heutigen Kenntnissen bis zum Ende der Auslegungsliebensdauer der Anlage von 40 Betriebsjahren nachgewiesen.

Im Zusammenhang mit der thermischen Ermüdung der Speisewasserstutzen ist ein Programm vorzulegen, das unter Berücksichtigung der Anlagensicherheit und des Strahlenschutzes die Reparatur der Wärmeschutzhülsen mit einer verbesserten Prüfung der Stutzen auf Anrisse vergleicht.

Die austenitischen Rohrleitungen des Umwälzsystems wurden aufgrund von aufgetretenen Spannungsrisskorrosionen gegen einen unempfindlicheren Werkstoff ausgetauscht. Sie entsprechen damit dem heutigen Stand der Technik. Die Versprödung der Pumpengehäuse ist ein Langzeitproblem, das in einem noch nicht abgeschlossenen Projekt untersucht wird. Eine akute Gefahr für die Integrität der Umwälzpumpen besteht nicht.

Die Frischdampf- und Speisewasserleitungen entsprechen dem Stand der Technik. Die fehlende Prüfbarkeit im geraden Rohrstück des Durchdringungsbereichs des Primärcontainments ist kein bedeutender Mangel, da hier die Übertragbarkeit von prüfbaren Schweissnähten gegeben ist.

Die Schutzmassnahmen gegen die Folgen von Rohrleitungsbrüchen beruhen auf einem ausgewogenen Konzept, so dass sicherheitsrelevante Folgeschäden weitgehend ausgeschlossen werden können. Zur Verbesserung des Schutzes gegen die Folgen von Rohrausschlag werden pro Umwälzschleife noch 2 Ausschlagsicherungen nachgerüstet. Zudem wird die Abschirmwand vor dem Eingang zum Dampftunnel verstärkt.

6.5 CONTAINMENT

Unter Containment versteht man bei Leichtwasserreaktoren eine Sicherheitshülle um den Reaktorkühlkreislauf. Das Containment hat die Aufgabe, das bei einem Leck im Reaktorkühlkreislauf ausströmende Wasser-Dampfgemisch aufzufangen und allfällig freigesetzte radioaktive Stoffe zurückzuhalten. Konzept und Bauweise von Containments variieren je nach Reaktortyp, Reaktorhersteller und Baujahr erheblich. Für Siedewasseranlagen werden weltweit Containments mit Kondensationsbecken verwendet.

Wie alle schweizerischen Kernkraftwerke verfügt KKM über ein Doppel-Containment, bestehend aus Primär- und Sekundärcontainment. Das Primärcontainment sorgt für den dichten und druckfesten Einschluss des austretenden Wasser-Dampfgemisches. Das Sekundärcontainment bildet einen Schutz gegen äussere Einwirkungen und dient dem Auffangen allfälliger Leckagen von luftgetragenen radioaktiven Stoffen aus dem Primärcontainment. Diese werden anschliessend kontrolliert und filtriert über den Kamin abgegeben.

6.5.1 Kurzbeschreibung des Primär- und Sekundärcontainments

Das **Primärcontainment** (Abb. 3-3) besteht aus dem Drywell und dem Torus aus Stahl; die Wandstärke beträgt in der Regel 21 mm. Die im KKM gewählte Bauweise wird vom Lieferanten als Mark I bezeichnet. Weltweit existieren 38 Kernkraftwerke mit diesem Containmenttyp. Bei Leistungsbetrieb ist das Primärcontainment zur Verhinderung allfälliger Wasserstoffzündungen bei Kühlmittelverluststörfällen mit Stickstoff gefüllt (inertiert).

Der Drywell ist birnenförmig und oben durch einen Deckel verschlossen, der am zylindrischen Teil angeflanscht ist. Er ist mit Ausnahme des Deckels allseits von einer Betonstruktur mit einer Dicke von 1,7 bis 2 m umschlossen. Ein Spalt von 7 cm zwischen Stahlhülle und Beton erlaubt die freie Ausdehnung unter Betriebs- und Störfallbelastungen. Bei einer lokalen auslegungsüberschreitenden Belastung würde der Beton die Ausdehnung der Stahlhülle beschränken. Der Drywell hat folgende grosse Öffnungen: Ein geflanschter Materialtor, einen geflanschten Deckel für den Brennelementwechsel im Stillstand und eine Personenschleuse. Die Dichtungen der Personenschleuse benötigen Steuerluft bzw. -stickstoff.

Der Torus, auch Wetwell genannt, ist im Normalzustand je etwa zur Hälfte mit Wasser und Stickstoff gefüllt. Zum Schutz gegen Korrosion ist er innen mit einem Anstrich versehen. Der Torus ist 12-eckig und liegt auf Stützen. Diese sind so ausgelegt, dass sie die auf den Torus einwirkenden statischen und dynamischen Lasten als Folge von Abblasevorgängen, Erdbeben und Kühlmittelverluststörfällen aufnehmen können. Bei Transienten kann Dampf über die Sicherheits-/Abblaseventile und die Abblaseleitungen zur Kondensation ins Toruswasser geleitet werden. Zur Reduktion der Druck-

schwankungen sind am Ende der Abblaseleitungen T-förmige Lochrohrdüsen (T-Quenchers) eingebaut worden.

Der Drywell ist mittels 6 Ueberströmröhrn mit dem Torus verbunden. Diese münden in einen Ringverteiler über dem Wasserspiegel, von dem Tauchrohre unter die Wasseroberfläche führen. Bei einem Kühlmittelverluststörfall strömt das Wasser-Dampfgemisch durch die Ueberströmröhre zum Torus, wobei auch der Stickstoffinhalt des Drywells mitgerissen wird. Der Dampf wird im Wasser (2200 m³) kondensiert, und der Stickstoff sammelt sich im Gasraum des Torus. Durch die Verdrängung und Kompression des Stickstoffs (freies Drywellvolumen 3100 m³, Torusgasvolumen 2000 m³) ist im Torus nach dem Kühlmittelverluststörfall zunächst ein Ueberdruck vorhanden. Dieser wird erst abgebaut, wenn der Dampf im Drywell durch Einspeisen von kaltem Wasser kondensiert wird. Damit bei erhöhtem Druck im Torus keine Wasserrückströmung zum Drywell erfolgt, wird die Rückströmung des Stickstoffs vom Torus zum Drywell über 4 selbsttätige Vakuumbrechkappen ermöglicht. Die gelegentlich wegen der Vakuumbrecher zwischen Torus und Drywell geäusserten Bedenken treffen auf KKM nicht zu. Die Gängigkeit dieser einfachen und robusten Vakuumbrecher wird vor jeder Betriebsaufnahme geprüft; danach verbleiben sie in geschlossener Stellung. Die Dichtigkeit wird während des Betriebs periodisch gemessen, ohne die Klappen zu bewegen.

Das Wasservolumen des Torus dient zur Aufnahme der in Form von Dampf freigesetzten Energie. Ferner dient der Torus als Wasserspeicher für die Kernnotkühlung und zur Zurückhaltung von radioaktiven Stoffen. Der Gasraum des Torus ist mit einem Sprühsystem ausgerüstet. Damit kann Dampf, der die Wasservorlage durch allfällige Lecks umgangen hat, kondensiert werden. Nach einem Kühlmittelverluststörfall gewährleistet dieses Sprühsystem auch den langfristigen Temperatenausgleich zwischen Wasservorlage und Gasraum im Torus.

Unterhalb des Torus, über drei Ansaugstutzen mit diesem verbunden, verläuft die sogenannte Ringleitung. Daran schliessen die Saugleitungen aller Kernnotkühl- und Toruskühpumpen an. Diese Ringleitung wurde während des Revisionsstillstands 1991 erneuert, da sie Korrosionsschäden aufwies. Die Tauglichkeit der bestehenden Ringleitung bis zur Erneuerung wurde nachgewiesen.

Zum Schutz des Primärcontainments gegen Unterdruck sind am Torus zwei mit dem Reaktorgebäude verbundene Vakuumbrechsysteme installiert. Sie bestehen aus je einer druckabhängig gesteuerten Klappe und einer Rückschlagklappe.

Das **Sekundärcontainment** wird durch das Reaktorgebäude aus armiertem Beton gebildet. Die Wandstärke des zylindrischen Teils beträgt 60 cm und diejenige der Kuppel zwischen 15 und 30 cm. Abweichend von der bei Mark I-Anlagen üblichen Bauweise ist es auf Ueberdruck (0,34 bar) ausgelegt. Beim Bruch einer Frischdampf- oder Speisewasserleitung im Dampftunnel des Reaktorgebäudes entlastet sich der Ueberdruck über 48 Tauchrohre mit 500 mm Durchmesser in die Wasservorlage des äusseren Torus (Wasserinhalt ca. 1000 m³). Die bei diesem Abblasevorgang auftretenden dynamischen Belastungen sind wegen der massiven Struktur des äusseren Torus vernachlässigbar. Der Luft-

raum des äusseren Torus ist, ohne weitere Filtrierung, mit dem Abluftkamin verbunden.

Zum Schutz des Sekundärcontainments gegen zu grossen Unterdruck ist eine einzelne mit dem Luft-raum des äusseren Torus verbundene, druckabhängig gesteuerte Klappe vorhanden. Eine solche Vorrichtung ist nötig, weil das Reaktorgebäude auch nach einem Rohrbruch intakt bleibt und daher ein Druckausgleich über die Tauchrohre des Aussentorus erfolgen müsste, was wegen der Wasserfüllung nicht ohne Verdrängung von Wasser ins Reaktorgebäude möglich ist. Dabei würden die Not- und Nachkühlsysteme nicht beeinträchtigt. Es muss noch nachgeprüft werden, ob das Versagen dieser Klappe zu einem unzulässigen Gebäudeunterdruck führen würde (Kap. 6.6.6.2).

Das Primärcontainment ist im Normalbetrieb nicht belüftet und nicht begehrbar. Hingegen ist das Sekundärcontainment belüftet und begehrbar. Bei Anzeichen eines Störfalls wird das Sekundärcontainment lüftungsmässig isoliert, und die Unterdruckhaltung wird vom Notabluftsystem übernommen.

6.5.2 Auslegung des Primärcontainments

Der Auslegungsüberdruck von Drywell und Torus beträgt 3,86 bar (rel) bei der Auslegungstemperatur der Stahlschale von 138 °C. Das Primärcontainment wurde bei einem Ueberdruck von 4,8 bar (rel) geprüft. Die Auslegung deckt alle Belastungen ab, welche beim grössten Kühlmittelverluststörfall, dem Bruch der Umwälzleitung, auftreten. Der berechnete Maximaldruck bei diesem Störfall beträgt im Drywell 3,5 bar (abs) bei rund 138 °C und im Torus 3,25 bar (abs) bei 65 bis 70 °C. Die Auslegung deckt auch einen Frischdampf- oder Speisewasserleitungsbruch ab. Nach einem Kühlmittelverluststörfall mit kleiner Leckgrösse könnten im Drywell bei kleinerem Druck Dampftemperaturen bis zu ca. 170 °C auftreten. Dies ist zulässig, da die Festigkeit von Stahl in diesem Temperaturbereich nur in geringem Masse von der Temperatur abhängt.

Der Auslegungsunterdruck des Primärcontainments beträgt 0,34 bar. Der für die Unterdruckauslegung massgebende Störfall ist ein Dampfleitungsbruch innerhalb des Reaktorgebäudes, bei dem der Ueberdruck dort kurzzeitig bis auf 0,3 bar steigt. Die oben erwähnten Vakuumbrecher zwischen Reaktorgebäude und Torus öffnen jedoch schon bei 0,034 bar Differenzdruck.

Die gemäss den Technischen Spezifikationen zulässige Leckrate des Primärcontainments beträgt 1 % des freien Volumens pro Tag. Die schweizerischen Behörden haben für grosse Stahlcontainments üblicherweise eine Leckrate unter 0,25 %/Tag gefordert. Unter Berücksichtigung des im Vergleich zu Druckwasserreaktoren kleineren Containments des KKM bedeuten die 1 %/Tag aber eine höhere technische Anforderung an die Dichtigkeit. Bei den periodischen Prüfungen wurden Werte um 0,1 %/Tag gemessen, so dass die tatsächliche Leckrate deutlich unter dem Grenzwert liegt. Den Störfallanalysen wurde eine Leckrate von 1 %/Tag zugrunde gelegt.

Drywell und Torus samt Abstützungen wurden seismisch für das Sicherheitserdbeben qualifiziert. Der Torus ist auch gegen den Auftrieb verankert, welcher bei einer Ueberflutung des Reaktorgebäudes entstehen würde.

Um nach einem Kühlmittelverluststörfall Brennstoff aus dem gefluteten Kern zu entladen, kann das Containment vollständig geflutet werden. Die dabei auftretenden Lasten sind durch die Auslegung abgedeckt.

6.5.3 Dynamische Lasten am Primärcontainment

Bei Kühlmittelverluststörfällen und Transienten treten am Drywell sowie am Torus und seinen Einbauten dynamische Lasten auf. Dabei sind folgende Vorgänge von Bedeutung:

- Einwirkungen der Mediumstrahlkräfte
- Druck- und Temperaturänderungen
- Wasseraufwurf im Torus beim Ueberströmen des Dampf/Wasser/Gas-Gemisches aus dem Drywell
- Dampfkondensation im Torus
- Freiblasen der Abblaseleitungen (Ausstossen der Wasser-Gassäule aus den Abblaseleitungen) nach dem Öffnen der Sicherheits-/Abblaseventile
- Dampfabbblasen durch die Lochrohrdüsen (T-Quencher)

Für die Auslegung und Dimensionierung des KKM Mark I-Containments wurden die bei einem Kühlmittelverluststörfall auftretenden dynamischen Lasten als Folge der Strahlkräfte sowie von Druck- und Temperaturänderungen von Anfang an berücksichtigt. Die dynamischen Lasten als Folge der Wasseraufwurf- und Kondensationsphänomene im Torus, des Freiblasens der Abblaseleitungen sowie des Dampfabbblasens wurden damals nicht berücksichtigt, weil diese Phänomene erst Mitte der 70er Jahre entdeckt wurden.

Durch Forschungs- und Entwicklungsprogramme der Behörden und Betreibergruppen, die in verschiedenen Ländern über mehrere Jahre hinweg durchgeführt worden sind, wurden diese ursprünglich nicht berücksichtigten dynamischen Lasten und ihre kontrollierenden Phänomene genau untersucht. Daraus folgend wurde der Stand der Technik für die Auslegung von Druckabbaubecken-Containments festgelegt². Ergebnisse dieser Forschungsprogramme wurden als umhüllende Lasten in einem KKM-spezifischen Lastdefinitionsbericht zusammengefasst. Die HSK hat die umfangreichen experimentellen Forschungsergebnisse und die entsprechenden analytischen Modelle im Detail überprüft und die für KKM definierten Lasten als ausreichend konservativ beurteilt.

² OECD-NEA-CSNI Bericht 126 (Oktober 1986)

Der Festigkeitsnachweis des KKM-Containments wurde für eine Ueberlagerung von Störfall- und Erdbebenlasten erbracht, was eine konservative Lastkombination darstellt. Einzige einige lokale Verstärkungen an den Ringverteilerabhängungen und an den Durchführungen der Abblaseleitung durch die Ueberströmröhre waren erforderlich. Der Gesuchsteller hat gezeigt, dass eine Leistungserhöhung von 997 MWt auf 1097 MWt keinen signifikanten Einfluss auf die dynamischen Lasten hat und dass die erhöhten Lasten durch die bisherige konservative Auslegung abgedeckt sind.

In den folgenden beiden Unterkapiteln werden die beim Kühlmittelverlust bzw. bei Transienten mit Öffnen der Sicherheits-/Abblaseventile auftretenden dynamischen Lasten und Phänomene genauer diskutiert.

6.5.3.1 Dynamische Lasten bei Kühlmittelverluststörfällen

Für die Strahlkraft beim grössten Leitungsbruch wurde für den Drywell samt Strahlableiter bei den Ueberströmlösungen ein konservativer Wert von 1,2 MN spezifiziert. Die Auswirkungen ausschlagender Rohrleitungen wurden in Kap. 6.4.4 behandelt. Mit konservativen und mittels mehreren Experimenten qualifizierten Rechenmodellen wurde ein maximaler Druck von 3,5 bar (abs) im Drywell und 3,2 bar (abs) im Torus für den grössten Kühlmittelverlust berechnet. Daraus wurde ein umhüllender Wert von 4,86 bar (abs) als Auslegungsbasis für das Primärcontainment definiert. Maximale Temperaturen von 138 °C im Drywell und von 66 °C im Torus wurden bestimmt.

Bei kleinen Dampfleckts kann die Temperatur im Drywell bis auf 170 °C ansteigen. Weil bei solchen Lecks nur ein kleiner Drywelldruck entsteht, ist diese Temperatur für die Festigkeitsnachweise des Containments und seiner Einbauten nicht massgebend. Sie ist aber für die Qualifikation der sicherheitsrelevanten Komponenten innerhalb des Drywells von grosser Bedeutung und wurde daher bei der Auslegung dieser Komponenten berücksichtigt.

Für den Wasseraufwurfvorgang beim grössten Kühlmittelverlust wurde für den mit Wasser bedeckten Teil des Torus ein maximaler dynamischer Druck von 0,56 bar nach unten und 0,26 bar nach oben spezifiziert. Diese Lasten wurden dem statischen Wassergewicht und dem dynamischem Druckverlauf im Torusgasraum überlagert. Für Strukturen oberhalb des Torus-Wasserspiegels ergaben sich mittlere Wasseraufprallkräfte entsprechend 0,92 bar für den Ringverteiler und 0,52 bar für die Ueberströmröhre.

Die dynamischen Lasten auf den Torus und seine Einbauten während der Dampfkondensation unterhalb der Wasseroberfläche wurden über den ganzen Abblasevorgang und mit den zu erwartenden Werten für den Dampfmassenstrom berücksichtigt. Die auftretenden zyklischen und statistisch zufälligen Lasten sind aus Versuchen abgeleitet und in den Ermüdungsanalysen berücksichtigt.

Druckdifferenzen und Schubkräfte innerhalb der Ueberströmröhre, Ringverteiler und Tauchrohre während des Abblasevorgangs wurden in der Auslegung berücksichtigt. Die Druckschwankungen innerhalb dieser Leitungen während der Dampfkondensationsphasen sind aus Versuchen abgeleitet. Diese Schwankungen sind allerdings zu gering, um die Vakuumklappen am Ende der Ueberströmröhre zu öffnen.

Es ist experimentell nachgewiesen, dass bei einem Kühlmittelverluststörfall bis zu einer mittleren Toruswassertemperatur von 77 °C eine vollständige Dampfkondensation ohne grössere dynamische Belastung in den Tauchrohren möglich ist. Damit ist die Funktionsfähigkeit des Torus für alle Kühlmittelverluststörfälle nachgewiesen, da nur maximale Temperaturen von ca. 55 °C am Ende des Dampfabblassvorgangs zu erwarten sind. Die Temperaturgradienten im Toruswasser sind bei den Kühlmittelverluststörfällen vernachlässigbar.

6.5.3.2 Dynamische Lasten bei Transienten mit Öffnen von Sicherheits-/Abblaseventilen

Bedeutende dynamische Lasten treffen auf die Abblaseleitungen, auf die Lochrohrdüsen, auf ihre Abstützungen und auf die Toruswände unterhalb der Wasseroberfläche beim **Freiblasen der Abblaseleitungen** nach dem Öffnen eines oder mehrerer Sicherheits-/Abblaseventile. Die Lasten durch das Freiblasen wirken sich sowohl auf die Toruswand, auf Toruseinbauten und auf angeschlossene Rohrsysteme aus. Sie wurden in den Lastkombinationen und für die Festigkeitsnachweise aller betroffenen Komponenten berücksichtigt.

Die Berechnung des Verlaufs von Druck, Temperatur und Reaktionskräften in und an den Abblaseleitungen während des Freiblasens erfolgte mit einem eindimensionalen, analytischen Modell, welches mittels Messergebnissen von Versuchs- und Reaktoranlagen qualifiziert wurde. Innerhalb der Leitungen werden maximale Werte von 31 bar (abs), 400 °C und 5 kN berechnet. An der Lochrohrdüse treten relativ grosse Reaktionskräfte (ca. 200 kN) auf, weshalb die Verankerungen entsprechend massiv konstruiert wurden.

Die Lasten auf die Toruswände, welche beim Öffnen einzelner oder mehrerer Ventile auftreten, wurden als Schwingungen mit maximaler Druckamplitude im Frequenzbereich zwischen 7 und 14,5 Hz spezifiziert. Die Ermüdungsanalysen für den Torus und seine Einbauten beruhen auf einer konservativen Abschätzung der Sicherheits-/Abblaseventilbetätigungen während der Lebensdauer der Anlage.

Um zu vermeiden, dass infolge Dampfkondensation nach der Schliessung eines Sicherheits-/Abblaseventils Wasser in die Abblaseleitung eingesaugt wird (Vakuumeffekt), welches bei Wiederöffnung des Ventils zu hohen Lasten auf die Abblaseleitungen und Lochrohrdüsen führen könnte, sind an jeder Abblaseleitung zwei Vakuumklappen (2 x 100 %) montiert. Stossdämpfer sichern die Leitungen samt Vakuumklappen gegen Erdbebenbelastungen.

Die zwei Notstandsdruckentlastungsventile (PRV), die in zwei der sechs Abblaseleitungen abblasen, gehören zum SUSAN-System. Sie sind motorangetriebene, langsam öffnende Ventile mit einem relativ zum Sicherheits-/Abblaseventil kleinen Dampfdurchfluss. Die durch diese Ventile verursachten Freiblaselasten sind vernachlässigbar.

Nach dem Freiblasen der Abblaseleitung wird Dampf durch die Lochrohrdüse ins Torusbecken abgeblasen, wo er kondensiert wird, bis das Sicherheits-/Abblaseventil wieder schliesst. Viele Versuche haben gezeigt, dass eine ruhige **Dampfkondensation** gewährleistet ist, solange die Wassertemperatur in der Umgebung der Lochrohrdüsen 100 °C und die mittlere Toruswassertemperatur ca. 77 °C nicht übersteigt.

Die mittlere Temperatur des Toruswassers liegt im KKM während des Dampfabblassens bei Auslegungstransienten unterhalb von 54 °C. Damit ist im KKM eine ruhige Dampfkondensation gewährleistet.

Weil Lasten bei einer ruhigen Dampfkondensation im Vergleich zu den Lasten des Torus beim Freiblasen der Abblaseleitungen und seiner Einbauten vernachlässigbar sind, brauchten sie auch nicht in den Lastspezifikationen berücksichtigt zu werden. Abgesichert ist dieses Erkenntnis durch mehrere Versuche in Mark I-Anlagen und durch einen Abblaseversuch im KKM.

6.5.4 Strahlenschutz des Personals

Das **Primärcontainment** ist nur bei Schwachlast oder bei abgestellter Anlage zugänglich, wenn die während des Leistungsbetriebs erforderliche Stickstoffinertierung aufgehoben ist.

Der Zutritt zum **Drywell** erfolgt über eine Personenschleuse bzw. ein Materialtor im Reaktorgebäude auf Kote 0 m. Im Hinblick auf eine Verminderung der Strahlenbelastung des Personals bei Instandhaltungs- und Prüfarbeiten war der 1986 durchgeführte Austausch der Umwälzleitungen besonders wichtig. Damals wurden folgende Verbesserungen vorgenommen:

- Zur Verringerung der Kontamination der neuen Umwälzleitungen wurden diese vor dem Einbau elektropoliert und passiviert.
- Es wurde ein Werkstoff mit niederem Co-Gehalt verwendet.
- Die Anzahl der Schweissnähte konnte fast auf die Hälfte reduziert werden. Sie wurden prüfgerecht beschliffen, wodurch der zeitliche Aufwand für Prüfungen vermindert wird.
- Im Bereich der Schweissnähte ist die thermische Isolation leicht demontierbar ausgeführt. Dadurch wird die Dauer der Nebenarbeiten bei Schweissnahtprüfungen reduziert.

Damit wurden 1986 alle dem damaligen Stand der Technik entsprechenden Massnahmen zur Verbesserung der radiologischen Verhältnisse im Drywell (Kap. 4.6.1) verwirklicht. Trotzdem sind heute weitere Massnahmen zur Reduktion der Dosisleistung an den Umwälzleitungen nötig (Kap. 6.14.1 und 7.2).

Der Zutritt zum Torus erfolgt über einen mit einem Flansch verschliessbaren, vertikalen Einstieg. Falls Arbeiten unterhalb des Wasserspiegels durchzuführen sind, so werden die Oberflächen vorgängig mit Hochdruckwasser gereinigt, und der vorhandene Schlamm wird entfernt. Der Kontaminationsgrad sowie die Ortsdosisleistung im Torus sind erfahrungsgemäss gering und führen zu keinen besonderen Problemen.

Das Reaktorgebäude umschliesst das Primärcontainment und bildet das Sekundärcontainment. Im Leistungsbetrieb sind der Dampftunnel (Ortsdosisleistung ca. 0,03 Sv/h) und die Reaktorwasserreinigungsanlage wegen der N-16-Strahlung nur sehr beschränkt zugänglich. Bei der Reaktorwasserreinigung ist ausserdem auch während des Stillstands infolge der im System abgelagerten aktivierten Korrosionsprodukte eine erhöhte Ortsdosisleistung bis zu ca. 0,02 Sv/h vorhanden. Alle übrigen Räume sind bei Dosisleistungen von i. a. weniger als 25 µSv/h auch während des Leistungsbetriebes zugänglich. Der Zugang zum Sekundärcontainment erfolgt auf der 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, die in den Notfällen zum Einsatz kommt, bei denen der äussere Zugang nicht benutzbar ist, z. B. bei externer Ueberflutung. Die betriebliche Lüftungsanlage und die Notabluftanlage sind in Kap. 6.6.6.3 und 6.7.4 behandelt.

6.5.5 Zusammenfassende Bewertung

Das Mark I-Containment des KKM erfüllt alle Anforderungen zur Beherrschung der Auslegungsstorfälle und somit die diesbezüglichen Anforderungen von Kap. 5.2.3.2 und 5.6. Die ursprüngliche Berechnung der dynamischen Lasten des Drywells während Störfällen entspricht dem heutigen Stand der Technik. Die Erdbebenlasten des Primärcontainments und die dynamischen Lasten des Torus wurden in den letzten Jahren neu bestimmt. Aufgrund der Beanspruchungen des Torus wurden einige Verstärkungen nachgerüstet. Damit erfüllt auch der Torus die heute geltenden Anforderungen. Der Festigkeitsnachweis des KKM-Primärcontainments ist erbracht.

Das druckfeste Reaktorgebäude (Sekundärcontainment) mit der Entlastung in den Aussentorus mildert die Folgen eines Leitungsbruchs innerhalb des Reaktorgebäudes. Der Schutz des Reaktorgebäudes gegen Unterdruck erfolgt mit einer einzelnen gesteuerten Klappe. Ein Versagen dieser Klappe würde zu einer teilweisen Ueberflutung des untersten Bodens führen. Not- und Nachkühlsysteme wür-

den dabei nicht beeinträchtigt. Die Beanspruchung des Reaktorgebäudes durch Unterdruck ist noch zu überprüfen.

Das im KKM realisierte Konzept des nicht zugänglichen Primärcontainments bei Leistungsbetrieb hat sich für den Strahlenschutz als zweckmässig erwiesen. Insbesondere erfolgt bei Abblasevorgängen keine Freisetzung radioaktiver Stoffe in begehbare Räume.

6.6 SICHERHEITSSYSTEME

6.6.1 Allgemeine Betrachtungen

6.6.1.1 Einleitung

Die Sicherheitssysteme eines Kernkraftwerks sollen bei Störungen des Reaktorbetriebs das sichere Abschalten, Abfahren und Nachkühlen der Reaktoranlage gewährleisten. Sie sollen eine genügende Kühlung der Brennelemente sowie einen weitgehenden Einschluss der radioaktiven Stoffe sicherstellen und somit deren Freisetzung einschränken und in zulässigen Grenzen halten. Im allgemeinen setzen sich die Sicherheitssysteme aus einem leittechnischen und einem maschinen-/elektrotechnischen Teil zusammen.

Die wichtigsten Sicherheitsfunktionen, welche diese Systeme zu erfüllen haben, sind:

- die Reaktorschnellabschaltung (SCRAM)
- die Kühlung des Reaktorkerns
- die Begrenzung des Druckes im Reaktorkühlsystem
- die Abfuhr der Nachwärme aus dem Reaktordruckbehälter, dem Primärcontainment und dem Brennelementlagerbecken an eine äussere Wärmesenke
- der Einschluss radioaktiver Stoffe im Containment

Die Reaktoranlage wird im Betrieb kontinuierlich durch Messung der relevanten Prozessgrössen überwacht. Werden Grenzwerte überschritten und sind rasche Eingriffe erforderlich, so wird die betreffende Sicherheitsfunktion durch die leittechnischen Einrichtungen automatisch ausgelöst. Die leittechnischen Einrichtungen bestehen aus einem Messteil, der dem Erfassen der zu überwachenden physikalischen Grössen und Vorgänge dient, aus dem Logikteil, der die aus dem Messteil kommenden Informationen verarbeitet (im Anforderungsfall zum Auslösebefehl) und aus dem Auslöseteil, der die Antriebe der maschinentechnischen Teile steuert. Ferner verfügen die Systeme über die für den manuellen Betrieb notwendige Instrumentierung, Überwachungs- und Bedienungseinrichtungen sowie über interne Schutzkreise, Aggregatschutz genannt, welche die eigenen elektrischen und mechanischen Komponenten vor Beschädigung schützen.

Für die leittechnischen Aufgaben werden, weitgehend unabhängig von der Art der Sicherheitsfunktion, serienmässig hergestellte Geräte verwendet, die heute vorwiegend elektronisch aufgebaut sind. Demgegenüber sind die maschinentechnischen Teile der Systeme von der Art der Sicherheitsfunktion abhängig. Sie bestehen aus "passiven" Komponenten, wie z. B. Rohrleitungen, Behältern, Wärmetau-

schern, Lüftungskanälen, und aus "aktiven" Komponenten, wie z. B. Pumpen, Armaturen, Klappen, Ventilatoren, meist mit den zugehörigen elektrischen, pneumatischen oder hydraulischen Antrieben.

Zur Erfüllung ihrer Funktion sind die Sicherheitssysteme auf sogenannte Versorgungs- und Hilssysteme angewiesen. Diese stellen die notwendige Energie zur Verfügung und sorgen für die Abfuhr der Prozess- und Verlustwärme. Sofern die Versorgungs- und Hilssysteme zur Erfüllung einer Sicherheitsfunktion benötigt werden, sind sie in entsprechende Sicherheitsklassen eingestuft (Kap. 6.1).

Die wichtigsten Versorgungs- und Hilssysteme sind:

- die nuklearen Kühlwassersysteme
- die Notstromversorgungsanlagen
- das Steuerluftsystem
- die Lüftungs- und Klimaanlage

Bei den drei erstgenannten Systemen handelt es sich um reine Versorgungssysteme, während die Lüftungs- und Klimaanlage auch strahlenschutztechnische Aufgaben erfüllen können und die Einhaltung der durch die Auslegung vorgegebenen Umgebungsbedingungen (Druck, Temperatur, Luftkontamination und Feuchtigkeit) für die Ausrüstungen und das Personal im Normalbetrieb und bei Störfällen sicherstellen.

Neben den Sicherheitssystemen haben bei Störfällen auch Betriebssysteme, falls sie verfügbar sind, eine sicherheitstechnische Bedeutung. Ihr zuverlässiger Betrieb trägt nicht nur dazu bei, dass Störungen des Reaktorbetriebs von vornherein vermieden oder eingeschränkt werden. Bei einem Störfall können sie auch Sicherheitsfunktionen übernehmen. Zur Beherrschung eines Störfalles sind sie aber nicht notwendig, da dazu die Sicherheitssysteme auslegungsgemäss ausreichen. Zu diesen Betriebssystemen gehören u. a. die Kondensat- und Speisewassersysteme, die Frischdampf-Bypasssysteme, die Hauptkondensatoren, die Regelsysteme der Reaktor- und Turbinenanlagen, die elektrische Eigenbedarfsanlage und die äussere Energieanspeisung aus dem Hochspannungsnetz.

Nach dem heutigen Stand der Technik muss jede Sicherheitsfunktion durch redundante Stränge eines Sicherheitssystems erfüllt werden (siehe Richtlinie R-101). Da es unter Berücksichtigung der vorhandenen Anlageüberwachungseinrichtungen und regelmässigen Funktionsprüfungen unwahrscheinlich ist, dass unabhängige (zufällige) Fehler zum Ausfall der gleichen Funktion in allen redundanten Strängen führen, können hohe Funktionszuverlässigkeiten erreicht werden. Diese Zuverlässigkeiten können jedoch durch sogenannte abhängige Fehler (Fehler mit gemeinsamer Ursache), die gleichzeitig mehrere Redundanzen beeinträchtigen, herabgesetzt werden. Um dem entgegenzutreten, ist systematisch dafür zu sorgen, dass anlageninterne und -externe Störungen nicht zum Ausfall der Funktion mehrerer redundanter Stränge führen. Dies soll sowohl durch korrekte Auslegung, hohe

Werkstoffqualität und sorgfältige Ausführung der Systeme und Komponenten als auch durch Trennung der Redundanzen und durch den Schutz dieser gegen äussere Einwirkungen erreicht werden. Fallweise wird auch das Prinzip der Diversität angewendet, d. h. die Aufgabe wird durch die Anwendung unterschiedlicher physikalischer Prinzipien oder Ausrüstungstypen erfüllt. Können diese Sicherheitsprinzipien bei einer älteren Anlage auch mit Nachrüstmassnahmen nicht vollständig eingehalten werden, so müssen die einzelnen Abweichungen fallweise untersucht und bewertet werden.

6.6.1.2 Aufbau der Sicherheitssysteme

Das KKM verfügt zur Erfüllung der in der Einleitung erwähnten Sicherheitsfunktionen über entsprechende Sicherheits-, Versorgungs- und Hilfssysteme. Ursprünglich waren diese Systeme zwei redundanten Sicherheitssträngen zugeteilt, wobei jeder Strang die Sicherheitsfunktionen allein erfüllen konnte. Zu Beginn der 80er Jahre überprüfte die HSK, inwieweit die Auslegung des KKM den aktuellen Anforderungen entsprach und in welchem Umfang ein Nachrüsten sinnvoll und zumutbar sei. Dabei wurden einige Schwachstellen vor allem in der Redundanztrennung und in der Qualifikation einzelner Komponenten festgestellt.

Die detaillierten Abklärungen zeigten, dass die nachträgliche konsequente Trennung gewisser Systemteile und die Nachqualifikation von Sicherheitsausrüstungen, vor allem für Erdbeben und für störfallbedingte Umgebungsbedingungen, mit einem unverhältnismässigen Aufwand verbunden wären. Es war daher zweckmässiger, den Bau eines unabhängigen, redundanten und entsprechend qualifizierten Systems vorzusehen, welches auch die Funktion eines Notstandsystems (geschütztes, automatisches und autarkes System zur Beherrschung äusserer Ereignisse und Einwirkungen Dritter) übernehmen konnte. Dies wurde mit der Realisierung des SUSAN-Systems und seiner Inbetriebnahme im September 1989 erreicht. Damit wurde die Zuverlässigkeit folgender Funktionen erhöht: Reaktorabschaltung, Absperrung (Isolation) des Reaktorkühlsystems, Kernkühlung, Nachwärmeabfuhr an eine äussere Wärmesenke, Druckbegrenzung und Druckentlastung des Reaktors sowie Notstromversorgung. Zusätzlich sind Massnahmen zum Rückpumpen von Leckagen in den Torus sowie eine Notsteuerstelle realisiert worden. Folgende Verbesserungen durch das SUSAN sind besonders zu erwähnen:

- Gewährleistung der ausreichenden Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr bei Sicherheitserdbeben, externer Ueberflutung, Blitzschlag, Flugzeugabsturz und Einwirkung Dritter durch geschützte und qualifizierte Ausrüstungen
- Erhöhung der Zuverlässigkeit der Kernnotkühlung im Langzeitbereich nach einem Kühlmittelverluststörfall
- Beherrschung des Bruches einer Kernsprüh-Druckleitung bei gleichzeitigem Ausfall des zweiten Kernsprühsystems

- Erhöhung der Notstromdieselskapazität, insbesondere bei Einwirkungen von aussen
- Automatisches Abfahren der Anlage in den kalten drucklosen Zustand
- Verhinderung manueller Fehlauflösungen durch eine Sicherheitsautomatik
- Manuelle Steuerungsmöglichkeiten aus der Notsteuerstelle im Falle eines Verlustes des Hauptkommandoraumes

Die Nachrüstung erfolgte teils durch Erhöhung vorhandener Systeme, die nun dem SUSAN zugeordnet sind, teils durch den Bau neuer Systeme. Bereits vorhanden waren: Das Hochdruckeinspeisesystem (RCIC), das Toruskühlsystem (TCS) und die Sicherheits-/Abblaseventile (SRV). Neu kamen hinzu: Die SUSAN-Kühlwassersysteme (CWS, ICWS), die SUSAN-Niederdruckeinspeisung (ALPS), die SUSAN-Druckentlastungsventile (PRV), das Containmentrückpumpsystem (CRS), die SUSAN-Notstromdieselanlagen und einige Hilfssysteme.

Die ursprünglichen und die neuen Sicherheits- und Versorgungssysteme sind nun vier Strängen zugeordnet. Tab. 6-2 gibt dazu einen Überblick. Die vier Stränge sind je nach Sicherheitsfunktionen und Randbedingungen von unterschiedlicher Wirksamkeit, wobei Strang I und II grundsätzlich identische Eigenschaften besitzen. Das gleiche gilt für die SUSAN zugeordneten Stränge III und IV untereinander.

Die Stränge III und IV wurden gemäss den heute gültigen Regeln bezüglich funktioneller Unabhängigkeit und Separation aufgebaut. Sie sind elektrisch konsequent getrennt aufgebaut, auf der maschinentechnischen Seite sind die passiven Komponenten teilweise gemeinsam. Funktionell unabhängig und räumlich getrennt sind sie auch gegenüber den Strängen I und II sowie gegenüber den Betriebssystemen. Im Reaktorgebäude auf -11 m, wo sich die Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrpumpen befinden, besteht keine Separation durch Trennwände. Eine gewisse Trennung erfolgt durch räumlich versetzte Anordnung mit grossem Abstand zwischen den einzelnen Redundanzen. Zusätzlich sind Schutzmassnahmen getroffen worden gegen Gefahren, die zu einem gemeinsamen Ausfall führen können, insbesondere gegen Ueberflutung (Kap. 6.6.4) und Brand (Kap. 6.12). Bezüglich seismischer Auslegung und Qualifikation bei störfallbedingten Umgebungsbedingungen erfüllen die Stränge III und IV die heutigen Anforderungen.

In den Fällen, in welchen die Stränge VII resp. III/IV für die gleiche Sicherheitsfunktion eingesetzt werden können, besteht nun eine diversitäre Funktionserfüllung. Dies trifft zum Beispiel für die Sicherheitsfunktionen Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr zu.

Tab. 6-2: Strangzuteilung der wichtigsten Sicherheits- und Versorgungssysteme (Ausblekanäle: A, C oder B, D oder A1, A2 oder B1, B2)

Sicherheitssystem bzw. -funktion	Strang I	Strang II	Strang III	Strang IV
Reaktorschnellabschaltung (RPS)	A, C	B, D	A1, A2	B1, B2
Reaktorabschaltung (ARSI)			A1, A2	B1, B2
Druckbegrenzung des Reaktorkühlkreises durch SRV			A1, A2	B1, B2
Automatische Druckentlastung des Reaktorkühlkreises			PRV-A	PRV-B
- durch das ADS			A1, A2	B1, B2
- durch PRV			PRV-A	PRV-B
Reaktorkühlkreis-Isolation (inkl. MSIV-Isolation)	A, C	B, D	A1, A2	B1, B2
Containment-Isolation (inkl. MSIV-Isolation)	A, C	B, D	A1, A2	B1, B2
Kernkühlung	CS-A	CS-B	ALPS-A	ALPS-B
Nachwärmeabfuhr aus Reaktor	Sicherheitsventile		RCIC-A	RCIC-B
Nachwärmeabfuhr aus Containment			SRV-Logik A1, A2	SRV-Logik B1, B2
Vergiftungssystem			PRV-A	PRV-B
Containmentrückpumpensystem			TCS-A	TCS-B
Notabluftsystem	SGTS-A	SGTS-B	CRS-A	CRS-B
Brennelementbeckenkühlung	Systemteil A	Systemteil B		
Hilfskühlwassersystem	SWS-A	SWS-B	CWS-A	CWS-B
Zwischenkühlwassersystem	Systemteil A ^a	Systemteil B ^a	ICWS-A	ICWS-B
Notstromdieselanlage		Diesel 1800 kVA	Diesel 800 kVA	Diesel 800 kVA
Notstromanlage Hydro		Hydrogenerator		

^a Keine Sicherheitsfunktion

6.6.2 Reaktorabschaltung

Die Schnellabschaltung des Reaktors reduziert bei unzulässigen Betriebszuständen die gerade produzierte Leistung innerhalb weniger Sekunden auf die Nachwärmeleistung und macht den Reaktor unterkritisch. Dadurch wird es möglich, die Kapazität der Sicherheitssysteme für Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr auf die Abfuhr der Nachzerfallsleistung zu begrenzen. Das Reaktorabschaltensystem besteht aus den Steuerstäben (Kap. 6.3.1.2), dem Steuerstabantriebssystem und dem Reaktorschutz. Die Abschaltung erfolgt durch das gleichzeitige automatische Einfahren der Steuerstäbe in den Kern. Das SUSAN kann ebenfalls eine Abschaltung auslösen, allerdings nur durch eine begrenzte Zahl von Prozessgrößen und mit längerer Abschaltzeit (ca. 30 s gegenüber 3 s bei einer Auslösung durch den ursprünglichen Reaktorschutz).

6.6.2.1 Steuerstabantriebssystem

Das Steuerstabantriebssystem (Abb. 6-4) besteht aus den Steuerstabantrieben und den hydraulischen Steuereinheiten sowie dem gemeinsamen Versorgungssystem mit den Steuerstabantriebspumpen und mit Steuerungs- und Instrumentierungseinrichtungen. Dieses Steuerstabantriebssystem wird vom Reaktorhersteller General Electric seit 1959 mit nur geringen Änderungen in allen seinen Siedewasserreaktoranlagen eingesetzt.

Jeder der 57 Steuerstäbe besitzt seinen eigenen Kolbenantrieb und seine eigene hydraulische Steuereinheit. Damit können die Steuerstäbe sowohl über die SCRAM-Ventile schnell eingefahren als auch unabhängig davon über die Fahrventile kontrolliert schrittweise ein- und ausgefahren werden. Mit dem betrieblichen Fahrsystem können die Steuerstäbe nur einzeln und mit einer Geschwindigkeit von 0,076 m/s ein- oder ausgefahren werden. Üblicherweise werden sie in Schritten von 0,152 m bewegt. Diese Schrittbegrenzung kann durch die Betätigung zweier Schalter aufgehoben werden.

Von besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung ist das einwandfreie Funktionieren der Reaktorschnellabschaltung. Jeder Stab verfügt über einen Wasserakkumulator mit einem unter einem Druck von 80 bar stehenden Stickstoffpolster. Bei einer Schnellabschaltung wird das SCRAM-Einlassventil geöffnet. Damit wird der Steuerstabantriebskolben direkt mit dem Wasserakkumulator verbunden und unter Druck gesetzt, währenddem die Kolbenrückseite durch Öffnen des SCRAM-Ablassventils entlastet und das ausgestossene Verdrängungswasser über die hydraulischen Steuereinheiten und Sammelleitungen dem gemeinsamen SCRAM-Ablassbehälter zugeführt wird. Der SCRAM-Ablassbehälter wird im Betrieb ständig über ein Entwässerungsventil entwässert, wobei ein Belüftungsventil dafür sorgt, dass kein Unterdruck entsteht und somit das Abfließen von allfällig zugeflossenem Leckagewasser ungehindert erfolgen kann. Diese beiden Ventile werden bei der Reaktorschnellabschaltung automatisch geschlossen (Reaktorkühlkreislauf-Isolation). Da das freie Volumen im Ablass-

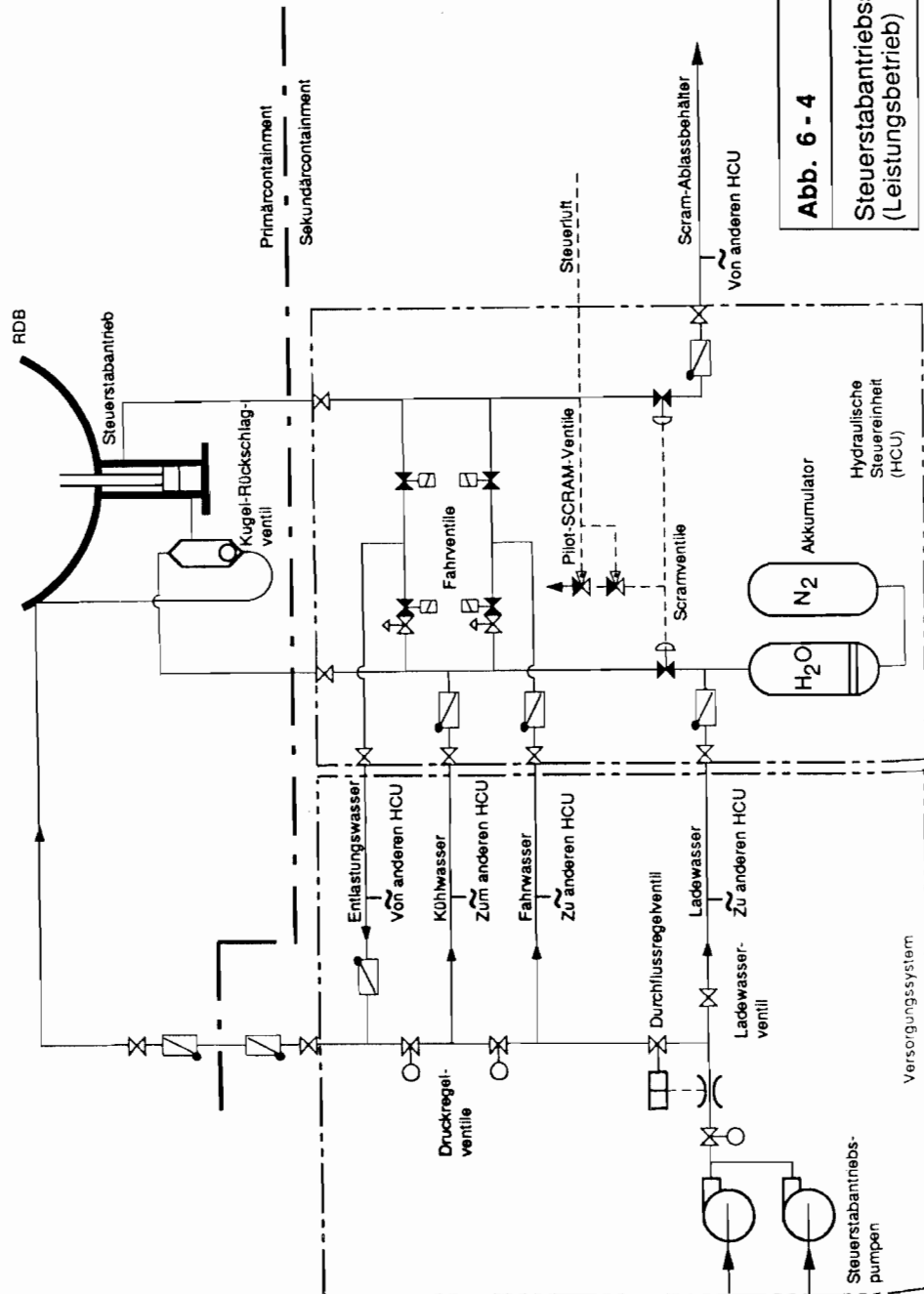


Abb. 6-4

Steuerstabantriebssystem
(Leistungsbetrieb)

behälter jederzeit für eine Schnellabschaltung ausreichen muss, wird bei einem bestimmten Wasserniveau im Ablassbehälter eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst.

Zwischen der Unterseite der Steuerstabantriebskolben und dem Reaktordruckbehälter besteht eine Verbindung, so dass bei einem Reaktordruck über etwa 40 bar das schnelle Einfahren der Steuerstäbe auch ohne geladene Wasserakkumulatoren möglich ist (Einfahrzeit ca. 5 s).

Die hydraulischen Steuereinheiten und die Verbindungsleitungen zu den Steuerstabantrieben sind in die Sicherheitsklasse 2 und die Erdbebenklasse I eingeteilt. Jeder der 57 Wasserakkumulatoren besteht aus einem Wasserbehälter und einem Stickstoffbehälter. Der Wasserbehälter enthält einen Kolben, der Wasser von Stickstoff (N_2) trennt. Durch die Einstellung des N_2 -Druckes auf ca. 80 bar und Aufprägung des Ladewasserdrucks von 95 bar auf der Wasserseite mittels der Steuerstabantriebspumpen wird erreicht, dass der Kolben in unterer Endstellung steht. Der Ladewasserdruck muss nur sicherstellen, dass sich der Kolben am unteren Anschlag befindet. Damit ist sichergestellt, dass genügend Treibwasser zur Auslösung des SCRAM's zur Verfügung steht.

Sollte N_2 verloren gehen, wird bei 74 bar ein Alarm im Kommandoraum ausgelöst. Sollte Wasser in den N_2 -Behälter eindringen, so wird dies über eine Niveaumessung erkannt und ebenfalls alarmiert. Ein zu hoch eingestellter N_2 -Druck (über dem Ladewasserdruck) würde den Kolben in die obere Endstellung bringen, wodurch der Akkumulator wirkungslos wäre. Der korrekte N_2 -Druck wird vor Ort periodisch kontrolliert.

Das gemeinsame Versorgungssystem liefert Wasser für die folgenden Aufgaben:

- Ladewasser für die SCRAM-Akkumulatoren
- Fahrwasser zum Fahren der Steuerstäbe
- Kühlwasser für die Kühlung der Steuerstabantriebe
- Sperrwasser für die Umwälz- und Reaktorwasserreinigungspumpen

Für die verschiedenen Funktionen werden unterschiedliche Drücke benötigt, welche durch Pumpen und mehrfache Drosselung erreicht werden. Das Ladewasser wird auf einen Druck von ca. 95 bar (abs) eingestellt. Das Fahrwasser wird auf einen Differenzdruck von 17 bar (rel) zum Reaktordruck eingestellt, das Kühlwasser auf ca. 2 bar (rel). Damit die Relativdrücke bei Druckschwankungen im Reaktor nicht verändert werden, sorgt eine Durchflussregelung für einen konstanten Durchfluss von etwa 2 kg/s.

Das Versorgungssystem hat eine Bedeutung für die Verfügbarkeit des Reaktors und ist deswegen in einigen Teilen redundant, so vor allem bezüglich der Pumpen. Das System ist in die Sicherheitsklasse 4 und die Erdbebenklasse II eingeteilt. Im folgenden wird diskutiert, ob seine Fehlfunktion die Sicherheit beeinträchtigen könnte.

Der Ausfall des Ladewassers ist u. a. möglich durch Ausfall beider Steuerstabantriebspumpen oder durch ein fehlerhaftes Schliessen des den einzelnen Steuereinheiten zugeordneten Ladewassserventils oder des allen 57 Steuerstäben gemeinsamen Ladewassserventils. Gemäss Betriebsvorschriften muss beim Ausfall beider Pumpen der Reaktor abgeschaltet werden. Ein Weiterbetrieb wäre wegen fehlender Kühlung der Stabantriebe sowieso nicht mehr zulässig.

Beim Schliessen des gemeinsamen Ladewassserventils würden sich die Drücke in den hydraulischen Steuereinheiten zunächst nicht verändern, solange die SCRAM-Einlassventile dicht sind. Da es eine absolute Dichtheit nicht gibt, wird sich das Akkumulator-Wasser langsam über die SCRAM-Einlassventile entlasten. Sinkt der Wasserdruck unter 80 bar, so wird sich der Kolben so bewegen, dass N_2 - und Wasserdruck im Gleichgewicht sind. Bis zum Alarmedruck von 74 bar muss eine grössere Wassermenge über die geschlossenen, aber leicht undichten Scramventile verdrängt werden, was Stunden bis Tage dauern würde. Es ist sehr unwahrscheinlich, dass alle Akkumulator-Alarme gleichzeitig auftreten werden. Der Operateur würde schon beim ersten Alarm die Ursachen abklären lassen. Dazu steht ihm u. a. auch eine Druckanzeige des Ladewassers nach dem gemeinsamen Ladewassserventil im Kommandoraum zur Verfügung. Sollten im Extremfall die Drücke aller Akkumulatoren gleichzeitig auf den Alarmpunkt sinken, so ist die auslegungsgemässe Steuerstabeinfahrzeit zwar nicht mehr gewährleistet, aber ein relativ schnelles Einfahren ist noch möglich.

Sollte bei entladenen Akkumulatoren, d. h. nach einem SCRAM, das gemeinsame Ladewassserventil geschlossen werden, so würde bei jedem Akkumulator dauernd die Störmeldung anstehen. Das Anfahren in diesem Zustand wird durch administrative Massnahmen verhindert.

Beurteilung: Die hydraulischen Steuereinheiten und die Stabantriebe haben sich bewährt. Bestimmte Fehler im gemeinsamen Versorgungssystem können die Funktion der Wasserakkumulatoren kurz- oder mittelfristig beeinflussen. Die Ueberwachung der einzelnen Akkumulatoren ist aber ausreichend, um eine Störung rechtzeitig zu erkennen. Zur besseren Ueberwachung des Ladewassers wird die Druckmessung nach dem Ladewassserventil noch mit einem Alarm im Kommandoraum ergänzt.

6.6.2.2 Reaktorschutz

Der Reaktorschutz ist der leittechnische Teil des Reaktorabschaltsystems. Im KKM sind zwei voneinander unabhängige Reaktorschutzsysteme vorhanden:

- Der ursprüngliche Reaktorschutz (Reactor Protection System, RPS)
- Das bei der Errichtung des SUSAN zusätzlich eingebaute alternative Reaktorabschalt- und Isolationsystem (Alternate Reactor Shutdown and Isolation, ARSI)

Bei der Auslegung dieser beiden Systeme wurden folgende grundlegende Sicherheitsprinzipien berücksichtigt:

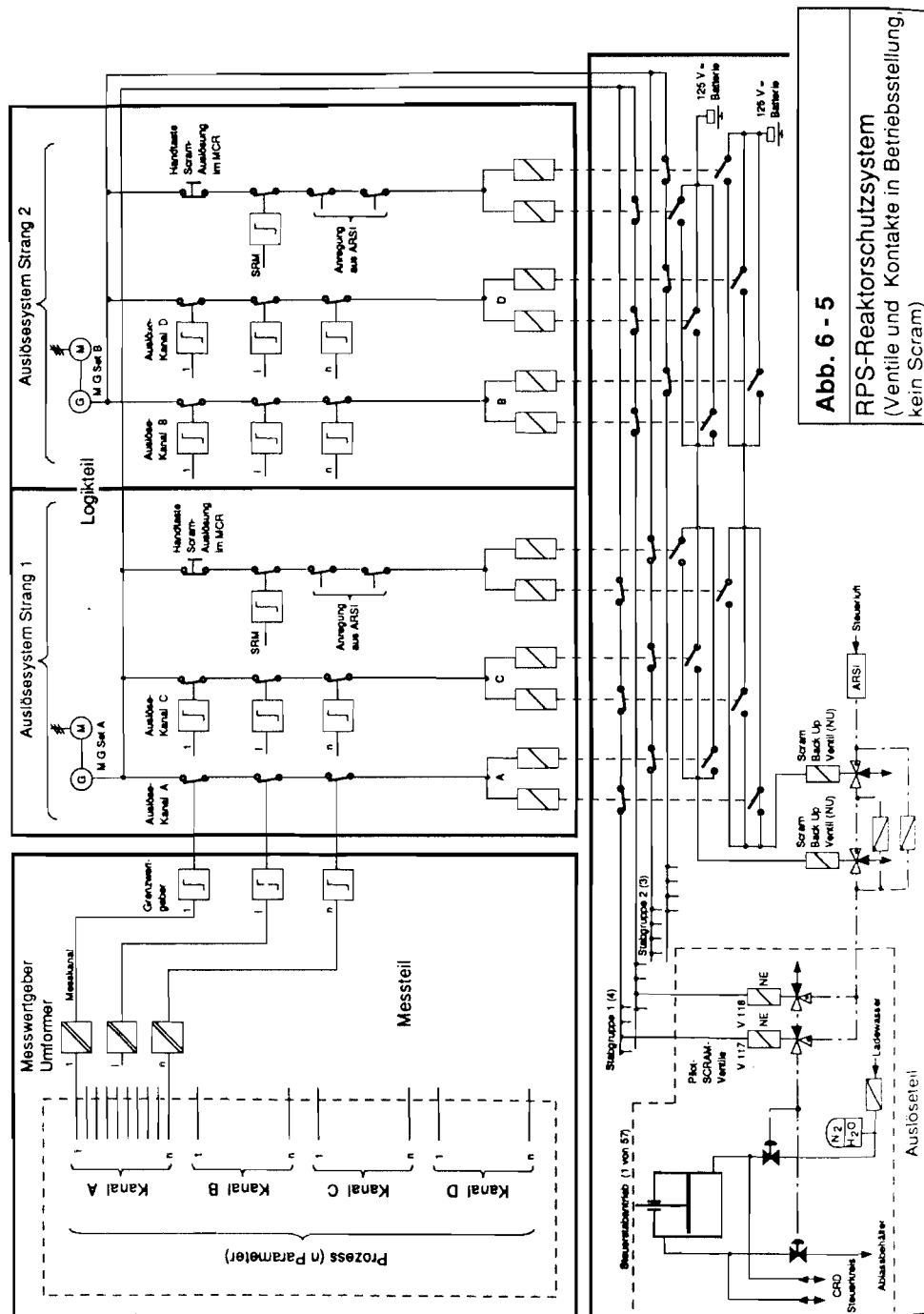
- Alle für die Funktion benötigten aktiven Komponenten sind nur dem System zugeordnet.
- Die Komponenten des Systems sind 1E-klassiert.
- Bei Erreichen der entsprechenden Prozessgrenzwerte löst das System automatisch eine Abschaltung aus. Eine manuelle Auslösung aus dem Hauptkommandoraum oder aus dem SUSAN-Kommandoraum ist zudem jederzeit möglich.
- Ein beliebiger Einzelfehler im System darf eine Reaktorabschaltung nicht verhindern. Dies gilt auch dann, wenn das auslösende Ereignis ein Versagen einer passiven Komponente ist, wie z. B. der Bruch einer Messleitung.
- Die Reaktordruck- und Reaktorniveauistrumentierung ist im Reaktorgebäude auf +8 m an zwei um 180 °C versetzten Orten aufgestellt.
- Das System verhält sich bei Ausfall von Hilfsenergien (elektrische Stromversorgung, Steuerluft) auslösegerichtet (Fail-Safe-Verhalten).
- Das System ist während des Leistungsbetriebs ohne Sicherheitseinbusse prüfbar, d. h. das System kann kanalweise geprüft werden, ohne eine Reaktorabschaltung zu verhindern oder auszulösen.

Beim Betrieb der Reaktoranlage überwacht das Reaktorschutzsystem relevante Prozessgrössen kontinuierlich, so dass es unerlaubte Zustände sofort erkennt und dann die Reaktorabschaltung auslöst.

Das RPS-System (Abb. 6-5) löst über folgende Prozessgrössen eine Reaktorschnellabschaltung aus:

- Neutronenfluss im Reaktorkern (3 Leistungsbereiche)
- Druck im Reaktordruckbehälter
- Wasserniveau im Reaktordruckbehälter
- Position der Frischdampfisolationsventile
- Strahlung der Frischdampfleitungen
- Druck im Drywell
- Wasserniveau im SCRAM-Ablassbehälter
- Position der Turbinenschnellschlussventile und Position der Turbinenbypassventile und Turbinenleistung
- Schnellschlussignal der Turbinenregelventile und Position der Turbinenbypassventile und Turbinenleistung

Die Diskussion der Zweckmässigkeit dieser Auslösesignale und der Notwendigkeit weiterer Auslösesignale erfolgt in Kap. 8.2.1.



Jede der oben genannten Prozessgrößen wird mehrfach gemessen. Beim Erreichen vorgegebener Grenzwerte werden Auslösesignale gebildet. Diese Signale führen zum Ansprechen der entsprechenden Auslösekanäle. Es existieren vier Auslösekanäle, wobei jedem eine eigene, unabhängige Messwerterfassung und -überwachung der oben aufgezählten Prozessgrößen zugeordnet ist. Je zwei Auslösekanäle sind in einem Auslösesystem (Tab. 6-2) zusammengefasst. Jedes Auslösesystem besitzt eine eigene 115 V-Wechselspannungsversorgung, welche von einer Motor-Generator-Gruppe unterbrechungslos gespeist wird. Um eine Schnellabschaltung auszulösen, muss in jedem der beiden Auslösesysteme mindestens ein beliebiger Grenzwert in einem der beiden Auslösekanäle angesprochen. Die Verknüpfung der 2 Auslösekanäle in einem Auslösesystem erfolgt über Serienschaltung der Kontakte der Abschlusschützen. Die "UND"-Verknüpfung der beiden Auslösesysteme ist pneumatisch mittels der zwei Pilot-SCRAM-Ventile realisiert. Damit wird eine "1 von 2, zweimal"-Logik zur Auslösung einer Reaktorschnellabschaltung erreicht. Dieser Aufbau des Reaktorschutzes erlaubt eine vollständige Prüfung der Messumformer, der Grenzwertgeber und der Auslösekanäle auch bei Leistungsbetrieb, ohne dass im Anforderungsfall eine Schnellabschaltung verhindert wird.

Der Abschaltvorgang, vom Erreichen eines Grenzwertes einer überwachten Grösse bis zum Beginn des Einfahrvorganges der Steuerstäbe, dauert ca. 0,2 Sekunden; das vollständige Einfahren der Steuerstäbe benötigt zusätzlich ca. 3 Sekunden. Eingeleitet wird die Kolbenbewegung durch die beiden für jeden Stab vorhandenen Pilot-SCRAM-Ventile, welche pneumatisch die zwei SCRAM-Ventile (Ein- und Auslassventil) betätigen. Je ein Pilot-SCRAM-Ventil wird entsprechend der Auslöselogik von einem Auslösesystem angesteuert. Erst die Auslösung beider Pilot-SCRAM-Ventile betätigt die SCRAM-Ventile. Die Auslösesysteme und die Pilot-SCRAM-Ventile arbeiten im Ruhestromprinzip, d. h. ein Ausfall der Stromversorgung oder ein Ausfall von Messkreisen in beiden Auslösesystemen löst eine Reaktorschnellabschaltung aus (Fail-Safe-Verhalten). Analog verhalten sich die SCRAM-Ventile bei einem Ausfall der Steuerluft, d. h. wenn der Druck in der Steuerluftleitung unter einen bestimmten Wert sinkt, werden die Ein- und Auslassventile geöffnet und damit wird die Schnellabschaltung ausgelöst.

Bei einer Schnellabschaltung werden die SCRAM-Ventile ausser durch die Pilot-SCRAM-Ventile auch über insgesamt 4 sogenannte "Back-Up-SCRAM-Ventile" ausgelöst. Diese bewirken das Einfahren auch jener Steuerstäbe, bei denen eines oder beide Pilot-SCRAM-Ventile ausgefallen sind. Die Back-Up-SCRAM-Ventile arbeiten im Arbeitsstromprinzip und verfügen über eine unabhängige Stromversorgung aus 1E-qualifizierten Batterien. Das Back-Up-SCRAM-System wirkt zentral auf die Steuerluftversorgung, indem im Anforderungsfall durch Arbeitskontakte der Abschlusschützen der Logikketten, ebenfalls in einer "1 von 2, zweimal"-Logik, die Back-Up-SCRAM-Ventile angesteuert werden. Diese unterbrechen die Steuerluftversorgung und entlasten die lokale Steuerluftleitung. Dadurch werden, wie beim Steuerluftausfall, die SCRAM-Ventile aller Steuerstäbe geöffnet. Dieser "Back-Up-SCRAM"-Vorgang ist infolge des langsameren Druckabbaus im pneumatischen System etwas langsamer als die normale Reaktorschnellabschaltung.

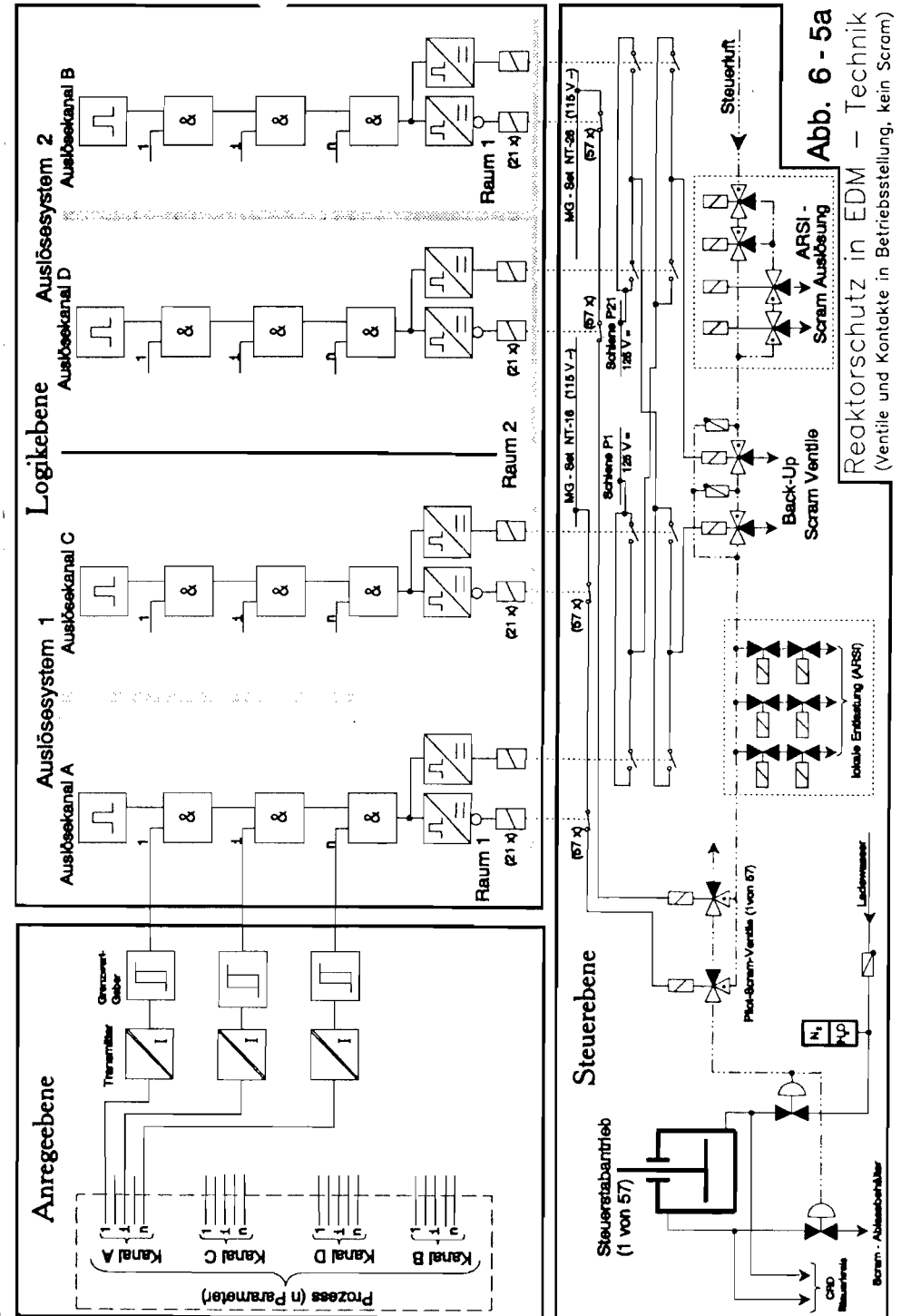
Im Gegensatz zu moderneren, elektronischen Systemen verfügt das RPS-System über keine Selbstüberwachung. Es muss daher während des Reaktorbetriebs periodisch strangweise geprüft werden. Technische und administrative Vorkehrungen verhindern dabei, dass bei Leistungsbetrieb mehr als ein Auslösekanal gleichzeitig ausser Betrieb genommen wird. Während dieser Prüfungen, aber auch während des normalen Leistungsbetriebs, wurden seit 1971 einige Störungen festgestellt. Meistens handelte es sich um defekte Einzelkomponenten (defekter Druckschalter, verbrannte Relais-Spule). Mehrfach vorgekommen ist das Hängenbleiben (verzögertes Öffnen oder Nichtöffnen der Kontakte) bei abfallverzögerten Zeitrelais. Das mehrfache Auftreten eines Fehlers mit der gleichen Ursache deutet auf eine Problemkomponente im Reaktorschutzsystem hin. Die fehlerhaften Komponenten wurden jeweils umgehend ersetzt. Ausfälle von Einzelkomponenten haben grundsätzlich keine Folgen für die Funktion des RPS-Reaktorschutzsystems, da dies durch die Auslegung (Redundanz) abgedeckt ist.

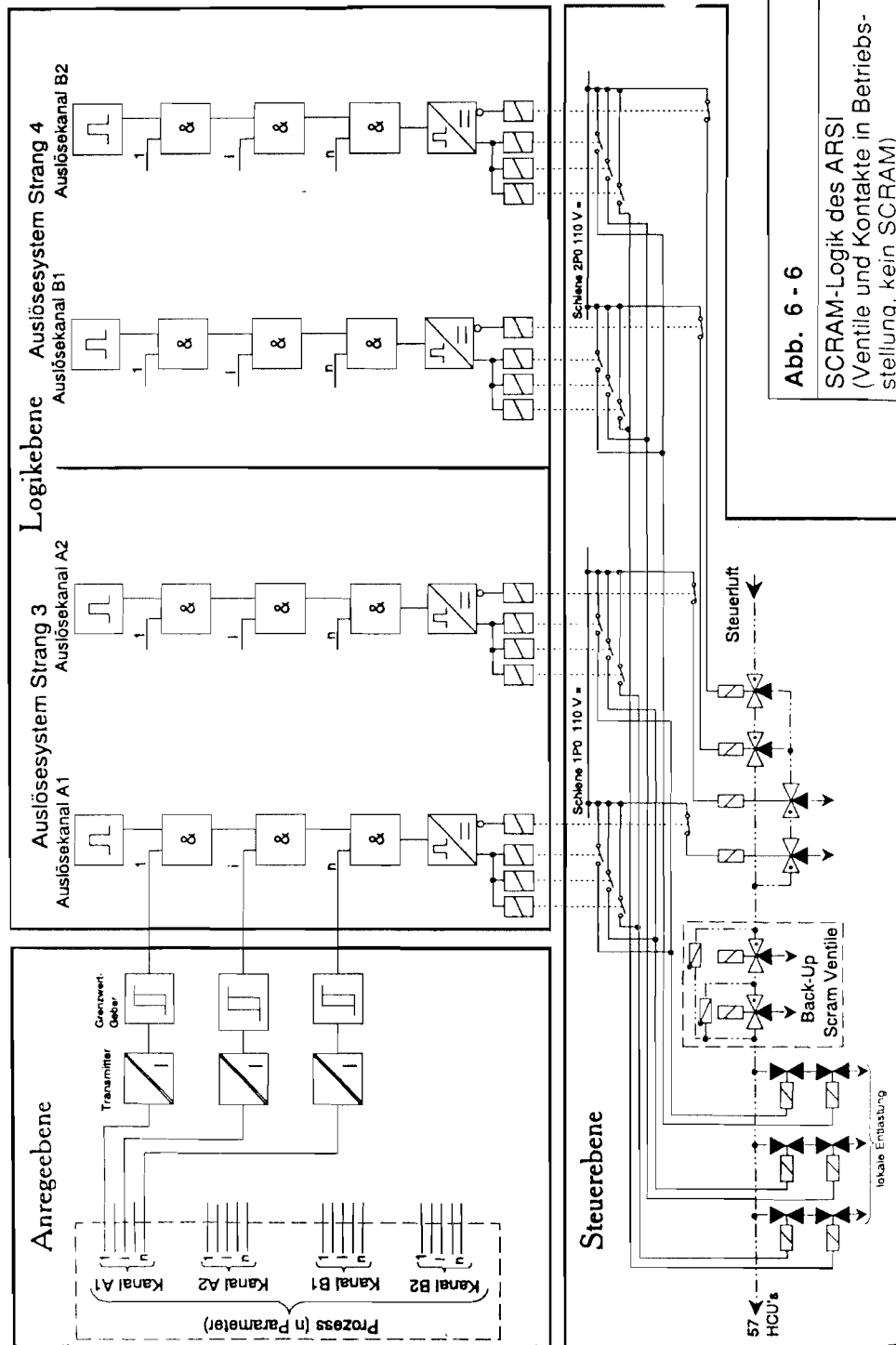
Die Geräte des RPS-Reaktorschutzes sind seit zwanzig Jahren in Betrieb. Wegen Problemen in der Beschaffung von Ersatzteilen und wegen des grossen Personalaufwandes für die Prüfungen hat KKM beschlossen, den auf Relais-technik basierenden ursprünglichen Reaktorschutz vollständig durch eine dem heutigen Stand der Technik entsprechende Lösung zu ersetzen (Abb. 6-5a, Kap. 6.6.8). Im Stillstand 1991 wurde zudem der SCRAM-Ablassbehälter durch einen Behälter mit rund doppelt so grossem Volumen ersetzt.

Im Herbst 1989 wurde mit dem Notstandssystem SUSAN das alternative Reaktorabschalt- und Isolationsystem (ARSI) in Betrieb genommen (Abb. 6-6). Es ermöglicht eine vom RPS-Reaktorschutz unabhängige Auslösung der Abschaltung, wobei folgende Prozessgrössen überwacht werden:

- Druck im Reaktordruckbehälter
- Wasserniveau im Reaktordruckbehälter
- Wassertemperatur im Torus

Diese Grössen genügen für die Überwachung in bezug auf äussere Ereignisse. Der Einbezug der Wassertemperatur des Torus als überwachte Prozessgrösse schliesst eine Lücke des RPS-Systems. Entsprechend dem heutigen Marktangebot ist das ARSI-System nicht mehr in Relais-technik sondern in EDM-Technik (Erweitertes Dynamisches Magnetkernsystem der Firma Siemens) ausgeführt. Wie das ursprüngliche Reaktorschutzsystem verwendet es eine "1 von 2, zweimal"-Logik. Es wirkt analog wie der Back-Up-SCRAM zentral über die Steuerluft auf die SCRAM-Ventile ein. Die Verzögerungszeit, bis die Stäbe eingefahren sind, beträgt gegenwärtig ca. 30 s und beruht auf der Entlastung der Druckluft. Die HSK verlangt, dass die Verzögerungszeit bei einer Auslösung der Reaktorabschaltung durch das ARSI-System verkürzt und eine zu spezifizierende obere Grenze eingehalten wird.





6.6.2.3 Betriebserfahrungen

Mit dem beschriebenen hydraulischen Reaktorabschaltssystem sind alle Kernkraftwerke des Reaktorlieferanten ausgerüstet. Es verfügt über eine hohe Zuverlässigkeit, was dadurch ausgedrückt wird, dass bis heute nur ein Teilversagen dieses Systems bekannt wurde, das im Jahre 1980 im amerikanischen Kernkraftwerk Browns Ferry auftrat. Dabei fuhren bei einem Test-SCRAM ein Drittel der Steuerstäbe nur teilweise ein. Erst nach vier erneuten SCRAM-Versuchen fuhren die Stäbe voll ein. Als Ursache wurde ein gestörter Wasserablauf verursacht durch eine Siphonwirkung in einer der beiden SCRAM-Ablassleitungen ermittelt (im Gegensatz zu KKM verfügt Browns Ferry wegen der viel grösseren Anzahl von Steuerstäben über zwei SCRAM-Ablassbehälter). Die Ablaufblockierung war auf die fast ohne Gefälle verlegte 35 m lange Leitung mit einem kleinen Nenndurchmesser von 50 mm (DN 50) und auf ein blockiertes Belüftungsventil bei gleichzeitigen Leckagen der SCRAM-Ablassventile (verursacht durch Druckschwankungen in der Steuerluftversorgung) zurückzuführen. Die HSK hat anhand dieser Erkenntnisse das KKM-System untersucht und ist zum Schluss gekommen, dass bei der Länge der Ablassleitung von nur 7 m (bei gleichem Durchmesser wie in Browns Ferry) ein ähnlicher Störfall zwar sehr unwahrscheinlich, jedoch nicht auszuschliessen sei. Aus diesem Grunde wurde diese Leitung durch eine neue mit einem Nenndurchmesser von 100 mm (DN 100) ersetzt und das System unter extremen Bedingungen (Entleerungen bei offenem oder geschlossenem Belüftungsventil) zufriedenstellend getestet. Darüber hinaus ist ein gemeinsamer Druckluftspeicher für das Belüftungs- und Entwässerungsventil installiert worden, damit diese auch bei Druckschwankungen im Steuerluftsystem in der offenen Position bleiben und somit den Abfluss von eventuellem Leckagewasser sicherstellen. Beide Ventile sind auch mit Positionsanzeigen im Hauptkommandoraum versehen.

Die amerikanische Sicherheitsbehörde hat ein weiteres Szenario untersucht, welches ebenfalls zum SCRAM-Teilversagen führen kann. Da bei abnormal tiefem Druck in der Druckluftversorgung die Wasserleckagen aus den SCRAM-Ablassventilen trotz geöffnetem Entwässerungsventil einen raschen Niveaustieg im Ablassbehälter verursachen würden, könnte dort bei zu langer Reaktionszeit der Niveaugeber für die SCRAM-Auslösung ein ungenügendes freies Volumen entstehen. Als Problemlösung wurde von der NRC eine zusätzliche SCRAM-Auslösung durch "Steuerluftdruck tief" angeregt. Der Betreiber erachtet aufgrund anlagenspezifischer Untersuchungen aus folgenden Gründen eine solche SCRAM-Auslösung für KKM als nicht erforderlich:

- Untersuchungen haben gezeigt, dass beim Absinken des Steuerluftdruckes im ganzen Steuerluftsystem ein SCRAM durch Ausfall anderer Systeme (z. B. Speisewasserversorgung) erfolgt, bevor die SCRAM-Ablassventile öffnen.
- Gemäss durchgeführten Messungen ist die Reaktionszeit der Niveaugeber im Ablassbehälter klein genug, um auch beim schnellsten zu erwartenden Niveaustieg noch ein genügendes freies Volumen sicherzustellen.

Die HSK hat sich diesen Überlegungen zunächst angeschlossen, fordert aber weitere Untersuchungen zum Verhalten bei Abfall des Steuerluftdruckes.

Im Jahre 1974 versagte im KKM bei einem automatischen SCRAM ein Steuerstab. Die Ursache lag bei einem fehlergeschlossenen Handventil in der Ablassleitung des betroffenen Stabes. Als Gegenmassnahme wurden diese Ventile bei allen Steuerstäben mit einer Positionsanzeige und einem Alarm im Kommandoraum nachgerüstet. Bei den restlichen Handarmaturen bewirkt die geschlossene Position einen Temperaturanstieg des betroffenen Steuerstabantriebes oder verhindert das Stabfahren. Die Steuerstabantriebstemperaturen werden ebenfalls im Kommandoraum angezeigt und lösen beim Überschreiten des Grenzwerts einen Alarm aus.

Das Ereignis "Anfahren mit geschlossenem Ladewasserventil" im Kernkraftwerk Leibstadt aus dem Jahre 1990 und seine Folgen für das KKM sind in Kap. 4.4 und 6.6.2.1 diskutiert.

6.6.2.4 Zusammenfassende Bewertung

Das Reaktorabschaltsystem hat durch seine Auslegung und Ausführung seit der Inbetriebnahme des KKM bis heute die vorgesehene Sicherheitsfunktion zuverlässig erfüllt. Betriebserfahrungen im KKM und in anderen Anlagen wurden berücksichtigt. Zusätzlich zum ursprünglich vorhandenen Reaktorschutzsystem wurde bei der Errichtung des SUSAN ein zweites unabhängiges Reaktorschutzsystem eingebaut, mit dem auch weitergehende spätere Sicherheitsanforderungen, wie z. B. erhöhte seismische Belastungen, abgedeckt sind. Damit wird die Reaktorabschaltung mit hoher Zuverlässigkeit gewährleistet.

6.6.3 Systeme zur Kernkühlung, Nachwärmeabfuhr und Reaktordruckentlastung

6.6.3.1 Aufgabenstellung und Systemübersicht

Nach einer Reaktorabschaltung müssen wegen der anfallenden Nachwärme die Kernkühlung und Wärmeabfuhr weiterhin gewährleistet bleiben. Dazu werden zuerst die Betriebssysteme eingesetzt (Kap. 6.11). Sollten diese nicht verfügbar sein, übernehmen entsprechende Sicherheitssysteme, deren Einsatz und Betriebsweise vom jeweiligen Anlagezustand oder Störfall abhängen, die Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr. Diese Sicherheitssysteme haben folgende Sicherheitsfunktionen zu erfüllen:

- Notspeisewasserversorgung des Reaktors
- Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor
- Nachwärmeabfuhr aus dem Torus (Kondensationsbecken)
- Reaktordruckbegrenzung und -entlastung

- Kernnotkühlung bei Kühlmittelverluststörfällen

Für diese Aufgaben stehen folgende Sicherheitssysteme zur Verfügung (Abb. 6-7):

- Das zweisträngige Hochdruckeinspeisesystem zur Notspeisewasserversorgung (RCIC)
- Das zweisträngige Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS) zur Kühlung des druckentlasteten Reaktors beim normalen Abfahren der Anlage (Betriebsfunktion) oder zur Wärmeabfuhr aus dem Torus (Sicherheitsfunktion)
- Das zweisträngige Toruskühlsystem zur Nachwärmeabfuhr aus dem Torus (TCS)
- Sicherheitsventile (SV), Sicherheits-/Abblaseventile (SRV) und Druckentlastungsventile (PRV) zur Überdrucksicherung, Druckbegrenzung und -entlastung des Reaktorkühlsystems
- Das zweisträngige Niederdruckkernsprühsystem zur Kernnotkühlung (CS)
- Das zweisträngige Niederdruckeinspeisesystem zur Kernnotkühlung (ALPS)

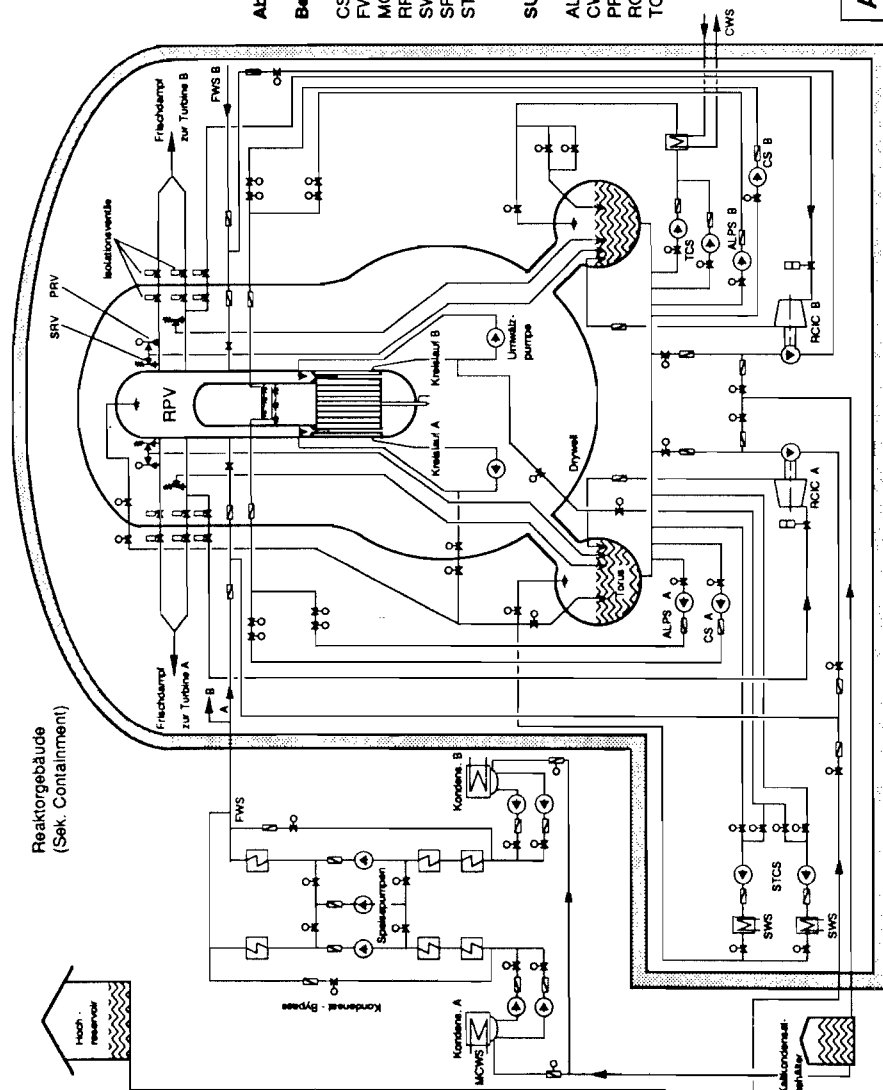
Die Zuordnung der Systeme zu den vier Strängen für Steuerung und Stromversorgung ist aus Tab. 6-2 ersichtlich. Die SRV (inkl. ADS-Funktion) wurden, obwohl systemtechnisch nicht SUSAN zugehörend, entsprechend nachgerüstet und den SUSAN-Strängen III und IV zugeteilt. Damit wurde eine Erhöhung der Zuverlässigkeit der Reaktordruckbegrenzung und -entlastung erreicht.

Zusätzlich sind noch zwei Systeme zu erwähnen, welche zwar nicht die heutigen Qualifikationsanforderungen für Sicherheitssysteme erfüllen, jedoch, solange verfügbar, eine wirksame Niederdruck-Kernkühlung gewährleisten können:

- Direkte Wassereinspeisung mittels Hauptkondensatpumpen über eine die Vorwärmer und Speisewasserpumpen umgehende Leitung (Kondensat-Bypass, Kap. 6.11.4.1 und 9.4)
- Fluten des Reaktors mit Wasser vom Trinkwasser-Hochreservoir über eine RCIC-Speisewasserleitung (Kap. 6.2.3.11 und 9.4)

6.6.3.2 Notspeisewasserversorgung (RCIC)

Bei Ausfall oder Nichtverfügbarkeit des Hauptspeisewassersystems erfolgt die Hochdruck-Noteinspeisung des abgeschalteten Reaktors automatisch durch das neu zum SUSAN eingeteilte Hochdruckeinspeisesystem RCIC (Reactor Core Isolation Cooling). Das RCIC-System besteht aus zwei getrennten Strängen mit je einer Pumpe mit Dampfturbinenantrieb, wobei die Fördermenge eines Stranges zur Notspeisung ausreicht. Zum Antrieb der Pumpen wird Dampf, der durch die Nachwärme im Reaktor erzeugt wurde, den Frischdampfleitungen entnommen und nach der Expansion in den RCIC-Turbinen im Torus kondensiert. Das System saugt vorerst Deionat vom Kaltkondensatbehälter (KAKO) an, um eine unnötige Bespeisung des Reaktors mit Toruswasser zu vermeiden. Das RCIC hat im KAKO



Abkürzungen:

Betriebs- und Sicherheitssysteme

CS	Kernsprühsystem
FWS	Speisewassersystem
MCWS	Hauptkühlwasser
RPV	Reaktordruckgefäß
SWS	Hilfskühlwassersystem
SRV	Sicherheits-/Abblaseventil
STCS	Abfahr- und Torus-Kühlsystem
SUSAN - Systeme	
ALPS	Niederdruckeinspeisungssystem
CWS	Kühlwassersystem
PRV	Druckentlastungsventil
RCIC	Hochdruckeinspeisungssystem
TCS	Torus-Kühlsystem

Abb. 6 - 7

Systeme zur Kernkühlung
und Nachwärmeabfuhr

Ventilstellungen in Position Leistungsbetrieb

einen gesicherten Mindestvorrat von 132 m³. Erst wenn der Deionatvorrat im KAKO aufgebraucht ist und keine Nachfüllung von der Zusatzwasseraufbereitung erfolgt, bewirkt ein Signal "Saugdruck tief" die automatische Umschaltung auf die Torusansaugung.

Das Wasser wird dem Reaktor über die Speisewasserleitungen zugeführt. Die Fördermenge der RCIC-Pumpen wird mittels eines Durchflussreglers, der direkt die Regelventile der RCIC-Turbinen steuert, im gesamten Arbeitsbereich von 6 bis 86 bar (abs) auf dem eingestellten Sollwert gehalten. Diese Sollfördermenge ist im Bereich von 26 - 76 bar (abs) konstant und beträgt dort 14 kg/s; sie sinkt gegen die Endpunkte des Arbeitsbereichs bis auf 11,7 kg/s ab.

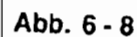
Um ein Ueberspeisen des nicht-druckentlasteten Reaktors und damit eine mögliche Beschädigung der SRV zu verhindern, werden bei Erreichen des Reaktorniveaus 8 (Abb. 6-8 und Tab. 6-3) die RCIC-Turbinen abgeschaltet. Sinkt das Wasserniveau wieder auf Reaktorniveau 2 ab, starten die RCIC-Turbinen automatisch wieder. Um unnötige Ein- und Ausschaltungen zu vermeiden, wird beim Erreichen des Niveaus 3 die Fördermenge durch die Steuerungslogik halbiert. Sinkt das Wasser allerdings bis auf Niveau 2 ab, so wird automatisch auf die volle Fördermenge umgeschaltet.

Fallen beide RCIC-Pumpen aus, so kann der Reaktor von Hand durch Betätigung einzelner SRV oder automatisch durch ADS- oder PRV-Anregung druckentlastet werden, so dass Wasser mittels der Niederdruck-Kernnotkühlsysteme eingespeist werden kann.

6.6.3.3 Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor (STCS)

Bei Nichtverfügbarkeit der Hauptwärmesenke (Turbinenkondensatoren) und unter Druck stehendem, abgeschaltetem Reaktor kann der durch die Nachwärme erzeugte Dampf durch periodisches, manuell oder druckgesteuertes Öffnen der SRV in den Torus geleitet werden. Ist der Reaktordruck unterhalb 6 bar (abs), wird das Abfahr- und Toruskühlsystem STCS (Shutdown and Torus Cooling System) zur direkten Reaktorkühlung eingesetzt. Das Reaktorwasser wird einer Umwälzleitung entnommen, im STCS-Wärmetauscher gekühlt und über die andere Umwälzleitung dem Reaktor direkt sowie über die Sprühdüse im RDB-Deckel zugeführt. Diese sogenannte Abfahrkühlung wird auch bei jedem normalen Abfahren und im Stillstand der Anlage verwendet. Die Abfahrkühlung ist keine Sicherheitsfunktion und deshalb nicht gegen Einzelfehler gesichert.

Bei Nichtverfügbarkeit dieser Betriebsart, z. B. wegen Nichtöffnen einer Absperrarmatur in der STCS-Saugleitung, kann ein Kreislauf zwischen dem Torus und dem Reaktor über die PRV hergestellt werden. Das Toruswasser wird mit ALPS- oder CS-Pumpen angesaugt, in den Kernbereich eingespeist und läuft über die offenen PRV (oder SRV) zurück zum Torus. Die auf diesem Weg zum Torus gebrachte Nachwärme führt das TCS oder STCS (umgeschaltet auf Toruskühlung) ab. Diese Betriebsart stellt sich auch automatisch ein, wenn das Personal nach erfolgter Reaktorschnellabschaltung das an-



Reaktordruckbehälter, Einbauten und Reaktorniveaus

Tab. 6-3: Reaktorniveaus und Auslösung von Sicherheitssystemen

Unterkante des Wasserabscheiders:	0 cm
Oberkante des Brennstoffs:	-300 cm
Normalniveau:	+100 cm
Reaktorniveau 9:	$\geq +250$ cm Abschaltung Speisewasserpumpen
Reaktorniveau 8:	$\geq +154$ cm Abschaltung RCIC Turbinenschnellschluss Speisewasserpumpen auf Minimalkdrehzahl
Reaktorniveau 3:	$\leq +28$ cm Reaktorschnellabschaltung (normal und SUSAN) $\geq +28$ cm Reduktion der RCIC-Fördermenge auf die Hälfte
Reaktorniveau 2:	≤ -107 cm Isolation Reaktorkühlkreislauf, Primär- und Sekundärcontainment Abschaltung Umwälzpumpen SUSAN-Start (RCIC, ALPS, TCS, CWS, ICWS, Diesel)
Reaktorniveau 1:	≤ -277 cm Start CS Anregung ADS bei "Drywelldruck hoch"

6.6.3.4 Nachwärmeabfuhr aus dem Torus (TCS, STCS)

Für die Abfuhr der beim Öffnen der SRV bzw. der PRV oder bei Kühlmittelverluststörfällen in den Torus eingebrachten Wärme wird das Toruswasser mit den Pumpen des Toruskühlsystems TCS (Torus Cooling System) über den TCS-Wärmetauscher umgewälzt und an das SUSAN-Kühlwassersystem CWS (Cooling Water System) abgegeben. Dieser Betrieb kann entweder manuell eingeleitet werden, oder er wird automatisch durch hohe Torustemperatur oder tiefes Reaktorniveau gestartet. Das System ist derart ausgelegt, dass eine TCS-Pumpe bei maximaler Aarewassertemperatur von 21 °C aus-

reicht, um die Toruswassertemperatur unterhalb des Auslegungswerts für eine stabile Dampfkondensation von 77 °C (Kap. 6.5.3) zu halten.

Die Abfuhr der Wärme aus dem Torus ist, allerdings nur mit manueller Auslösung, auch mit dem STCS möglich, wobei die Wärme statt an das SUSAN-CWS an das Hilfskühlwassersystem SWS (Service Water System) abgegeben wird.

Für die Langzeitkühlung des Torusraumes und die Kondensation von allfälligem Dampf im Torusgasraum lässt sich manuell ein Teil der Fördermenge beider Systeme zu einem im oberen Torusbereich installierten Sprühring umleiten (Kap. 9.4).

6.6.3.5 Reaktordruckbegrenzung und -druckentlastung (SV, SRV, ADS, PRV)

Die 4 Sicherheits-/Abblaseventile SRV (Safety Relief Valve) sind ein automatisch gesteuertes System zur Reaktordruckbegrenzung während Störfällen, bei welchen das Reaktorkühlsystem isoliert wurde. Zusammen mit den 2 Sicherheitsventilen SV (Safety Valve) bilden die SRV durch ihre selbsttätige Federkraftfunktion auch einen ohne Fremdenergie funktionierenden Ueberdruckschutz des isolierten Reaktordruckgefäßes. Drei der vorhandenen vier SRV-Ventile gehören dem ADS-System (Automatic Depressurization System) an, welches nach einem kleineren Kühlmittelverluststörfall den im Reaktordruckgefäß anstehenden Druck automatisch entlastet, so dass die Niederdruck-Kernnotkühlsysteme einspeisen können. Die 2 Druckentlastungsventile PRV (Pressure Relief Valve) haben eine ähnliche Funktion während Notstandssituationen. Alle diese Ventile sind auf den Frischdampfleitungen innerhalb des Drywells montiert und blasen in den Torus ab.

Die automatisch gesteuerte Druckhaltung wird durch wiederholtes Abblasen von Dampf über die 4 SRV gewährleistet. Diese werden dabei gestaffelt im Druckbereich von 76,4 - 77,8 bar (abs) kurzfristig geöffnet. Beim Ausfall dieser Funktion, z. B. infolge eines Verlustes der Druckluftversorgung samt Druckluftspeicher, öffnen die SRV zusätzlich zu den 2 SV im Druckbereich von 84,4 - 86,5 bar (abs) selbsttätig gegen Federkraft. Die Federkraftfunktion der 6 Ventile garantiert eine versorgungslose Ueberdrucksicherung des Reaktorkühlsystems. Die gemessenen Kapazitäten und die Staffelung der 4 SRV und der 2 SV werden durch die Störfallanalysen (Kap. 8.2.1.3) bzw. die Ueberdrucksicherungsanalyse (Kap. 8.2.1.6) als ausreichend bestätigt.

Wenn bei kleineren und mittleren Lecks im Reaktorkühlkreislauf die Hochdruckeinspeisesysteme (Speisewassersystem, RCIC) nicht genügend Kühlmittel liefern können, gelangt die automatische Druckentlastung (ADS) durch Öffnen von 3 SRV zum Einsatz, damit die Niederdrucksysteme (CS, ALPS) einspeisen können. Für die ADS-Auslösung muss eine Koinzidenz von "Reaktorniveau 1" und "Drywelldruck hoch" vorhanden sein. Um unnötige Druckentlastungen bei Betriebsstörungen zu vermeiden, erfolgt die Druckentlastung mit dem ADS-System mit einer Verzögerung von 120 s gegenüber dem Anregesignal. Verschwindet das Anregesignal innerhalb dieser Zeit, öffnen die ADS-Ventile nicht.

Während dieser Zeit kann auch eine manuelle Rückstellung des Zeitgliedes vorgenommen werden, um die Auslösung um weitere 120 s zu verschieben. Die ausreichende Kapazität und die Zulässigkeit der Verzögerungszeit des ADS-Systems wurden durch die Notkühlanalysen (Kap. 8.2.2.6) bestätigt.

In Notstandssituationen sind für die Anregung der 2 PRV eine erfolgte Reaktorschnellabschaltung, angezeigt durch tiefen Druck in der SCRAM-Steuerluftleitung, und ein hoher Reaktordruck notwendig. Die Druckentlastung mit den PRV-Ventilen setzt erst 30 Minuten nach der Anregung ein, falls die Operateure keine SCRAM-Rückstellung vornehmen. Bis zum Öffnen der PRV wird der Reaktor mittels der SRV um einen annähernd konstanten Druck pendeln. Die ausreichende Kapazität und die Zulässigkeit der verzögerten Öffnungszeit der PRV-Ventile wurden durch die Auslegungsanalyse für das SUSAN bestätigt.

Jedes SRV verfügt über zwei Magnetvorsteuerventile, die den zwei unabhängigen SUSAN-Strängen III und IV (Tab. 6-2) zugeordnet sind. Jedes aktivierte Vorsteuerventil kann allein das zugehörige SRV-Ventil öffnen. Die redundante Anregung und die Versorgung der SRV sind einzeleffehrsicher. Das mechanische Versagen oder die Blockierung eines Ventils ist in den oben genannten Analysen berücksichtigt.

Jedes SRV verfügt über einen Stickstoffspeicher, um die Druckentlastungsfunktion auch bei Ausfall der Stickstoffversorgung zu gewährleisten. Die Kapazität dieser Speicher ist so bemessen, dass die Abblasfunktion während mindestens 30 Minuten bzw. bis zum automatischen Öffnen der PRV sichergestellt ist. Die motorangetriebenen PRV bleiben nach der Anregung in offener Position stehen und benötigen somit keine weitere Stromversorgung. Seit der Inbetriebnahme des Containment-Inertierungssystems im Januar 1988 werden die Antriebe der SRV zur Reduktion von Luftleckagen ins Containment mit Stickstoff betrieben. Der Anschluss an die Steuerluftversorgung wurde aber beibehalten, so dass jetzt zwei Versorgungsquellen für die Betätigung der SRV bestehen.

Die elektrische Versorgung von SRV und PRV erfolgt von Batterien. Deren Funktion ist somit auch bei Instandhaltungsarbeiten an einem Notstromdiesel gewährleistet.

6.6.3.6 Kernnotkühlung bei Kühlmittelverluststörfällen (CS, ALPS)

Bei Kühlmittelverluststörfällen werden zur Kernnotkühlung beim Erreichen der entsprechenden Grenzwerte für Reaktorfüllstand bzw. Drywelldruck die Systeme RCIC, CS (Core Spray) und ALPS (Alternate Low Pressure Spray) sowie die Druckentlastungssysteme aktiviert. Beim Reaktordruck < 19 bar (abs) werden die Einspeisearmaturen der Niederdrucksysteme CS und ALPS entriegelt, so dass die Notkühlung mit diesen Systemen erfolgen kann. Diese beiden Niederdrucksysteme bestehen aus je zwei getrennten, elektrisch unabhängigen Kreisläufen mit motorangetriebenen Pumpen. Im automatischen Kernnotkühlbetrieb erfolgt die Wasseransaugung nur aus dem Torus. Das Wasser wird

über zwei Kernsprühleitungen (jeweils 1 CS und 1 ALPS) in den Reaktordruckbehälter gefördert und dort mit 2 Sprühlingen über den Reaktorkern verteilt.

Falls diese Systeme manuell zur Niederdruck-Not einspeisung eingesetzt werden, kann von Hand auch eine Saugverbindung zum KAKO hergestellt werden. Der in dieser Betriebsart geschlossene Saugschieber vom Torus öffnet sich beim Auftreten der System-Startsignale automatisch wieder.

Jeder Strang des CS-Systems ist für die Beherrschung des gesamten Rohrbruchspektrums bis zum doppelendigen Bruch einer Umwälzleitung ausgelegt. Die Fördermengen der SUSAN-Einspeisesysteme RCIC und ALPS sind so bemessen, dass die Kernkühlung bei intaktem, isoliertem Reaktorkühlsystem jeweils mit einer RCIC- bzw. einer ALPS-Pumpe sichergestellt wird. Beim Bruch einer Kernsprühleitung und gleichzeitigem Ausfall des zweiten CS-Strangs wird die Kernnotkühlung durch die Fördermengen einer ALPS-Pumpe sowie zweier RCIC-Pumpen sichergestellt.

6.6.3.7 Auslösekriterien

Wie bereits erwähnt, werden die Kernnotkühlung, die Druckbegrenzung und die Druckentlastung sowie die Nachwärmeabfuhr aus dem Torus mittels TCS automatisch ausgelöst. Die wichtigsten Prozessgrößen zur Auslösung der verschiedenen Systeme sind das Wasserniveau im Reaktordruckbehälter, der Druck im Drywell und die Wassertemperatur im Torus. In Tab. 6-3 sind die Wasserniveaus angegeben, bei deren Erreichen Sicherheitssysteme in Betrieb genommen werden.

Die behandelten Sicherheitsfunktionen werden durch folgende Kriterien ausgelöst:

a) Notspeisung und Kernnotkühlung

RCIC:	Reaktorniveau 2
ALPS:	Reaktorniveau 2
CS:	Reaktorniveau 1 oder "Drywelldruck hoch" (0,14 bar (rel))

b) Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor

PRV öffnen:	Druck in SCRAM-Steuerluftleitung $\leq 3,0$ bar (rel) (d. h. SCRAM ist erfolgt) und Reaktordruck $\geq 75,4$ bar (abs) + 30 Minuten Verzögerung
-------------	-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

c) Nachwärmeabfuhr aus dem Torus

TCS:	Reaktorniveau 2 oder Torustemperatur hoch ≥ 32 °C
------	--------------------------------------------------------

d) Druckbegrenzung und -entlastung des Reaktorkühlsystems

SV öffnen:	85,8 - 86,5 bar (abs)
SRV öffnen:	federbelastet: 84,4 - 85,8 bar (abs)
SRV öffnen:	fremdgesteuert: 76,4 - 77,8 bar (abs)
ADS-Anregung:	Reaktorniveau 1 und "Drywelldruck hoch" + 120 s seit Erreichen von Reaktorniveau 1
PRV öffnen:	Druck in SCRAM-Steuerluftleitung $\leq 3,0$ bar (rel) (d. h. SCRAM ist erfolgt) und Reaktordruck $\geq 75,4$ bar (abs) + 30 Minuten Verzögerung

6.6.3.8 Besondere systemtechnische Aspekte

Schutz der Niederdruck-Systemteile gegen Überdruck

Bei den Systemen ALPS, CS, RCIC und STCS sind grundsätzlich die Teile zwischen dem Anschluss am Reaktorkühlsystem bis und mit der zweiten oder dritten Isolationsarmatur (CS und ALPS: 1 Rückschlagklappe, 2 Schieber; RCIC: 1 Rückschlagklappe, 2 Schieber; STCS: 2 Schieber) für den vollen Reaktordruck ausgelegt. Mit Ausnahme des RCIC sind Schutzschaltungen vorhanden, welche das Öffnen der Schieber bei hohem Reaktordruck verhindern sollen. Die Schutzschaltung des ALPS ist aber nicht für alle Arten von Systemzuständen wirksam, so dass im ungünstigsten Fall doch nur eine einzelne Rückschlagklappe übrig bleibt. Um bei der Isolation des Hochdruckteils vom Niederdruckteil das Einzelfehlerkriterium bei jedem Systemzustand einschliesslich Bedienungsfehlern zu erfüllen, werden noch folgende Massnahmen getroffen: Das ALPS erhält eine zusätzliche Verriegelung; in der RCIC-Einspeiseleitung wird eine zusätzliche Rückschlagklappe eingebaut, und die Schieber des STCS werden durch Ziehen der Motorschalter verriegelt.

Die übrigen Teile dieser Systeme werden gegen einen unzulässigen Druckaufbau bei alltäglichen Leckagen durch Sicherheitsventile geschützt. Zusätzlich werden Leckagen an der Systemabspernung, die einen Druckaufbau bewirken könnten, durch eine Drucküberwachung zwischen den beiden Isolationsarmaturen erfasst und im Kommandoraum durch eine Alarmauslösung angezeigt.

Massnahmen gegen Kondensations- oder Wasserschläge

Kondensationsschläge (plötzlich auftretende Kondensation, z. B. durch Dampfeinspeisung in eine kalte Rohrleitung) sind in den RCIC-Dampfleitungen zu vermeiden. Zu diesem Zweck werden die Leitungen von der Frischdampfleitung bis zu den Einlassventilen der Turbine auf Druck und Temperatur und somit im Bereitschaftszustand gehalten. Heisse Leckagen in Rohrleitungen über undichte Isolationsarmaturen führten im US-Kernkraftwerk Dresden zur Beschädigung der Rohrleitungsaufhängungen. Eine Untersuchung im KKM über die mögliche Gefährdung von ALPS, CS, RCIC und STCS

durch Kondensationsschläge als Folge heisser Leckagen in Einspeiseleitungen wurde durchgeführt und hat folgendes gezeigt:

- Jedes System ist im Bereitschaftszustand entweder durch eine Rückschlagklappe und einen geschlossenen Schieber oder durch zwei geschlossene Schieber vom Reaktorkühlkreislauf isoliert. Die Wahrscheinlichkeit einer Undichtheit beider Armaturen ist sehr gering.
- Die vorhandene Drucküberwachung der Einspeiseleitungen der Niederdrucksysteme ALPS, CS und STCS ermöglicht eine rechtzeitige Leckagenerkennung.
- Im Hochdrucksystem RCIC, welches in der Einspeiseleitung nicht über eine Drucküberwachung verfügt, wird zur Leckagenerkennung im Stillstand 1992 eine Temperaturüberwachung eingebaut. Bis zu diesem Zeitpunkt wird die Leitungstemperatur wöchentlich kontrolliert.

Um Wasserschläge (rasche Wassereinströmung in leere bzw. teilleere Rohrleitungen) zu verhindern, sorgen bei CS und ALPS Füllpumpen dafür, dass die Leitungen immer mit Wasser gefüllt sind.

Das RCIC, das TCS und das STCS verfügen nicht über Füllpumpen. Das RCIC ist saugseitig mit dem KAKO verbunden, dessen Wasserspiegel im Normalbetrieb immer oberhalb der RCIC-Einspeisestelle in der Speisewasserleitung liegt, d. h. das System wird auf diesem Weg mit Wasser gefüllt gehalten. Das TCS ist saugseitig mit dem Torus verbunden; die Rückgabelleitungen sind im Torus eingetaucht. Nach jeder Systemabstellung schliessen die Einspeisearmaturen automatisch. Diese Massnahmen sorgen dafür, dass der Systemkreislauf mit Wasser gefüllt bleibt. Die HSK hat für das TCS einen Nachweis verlangt, dass Wasserschläge auch bei allfällig entleerten TCS-Leitungen nicht auftreten. Dieser Nachweis wurde durch einen Versuch erbracht. Das STCS wird nur manuell bei niedrigem Druck und unter besonderen Vorsichtsmassnahmen in Betrieb genommen.

Saugverhältnisse

Bei Kühlmittelverluststörfällen kann nicht ausgeschlossen werden, dass beispielsweise losgerissene Teile, z. B. der thermischen Isolation, in den Torus gelangen. Deshalb sind die drei Saugleitungen der Torusringleitung mit Siebkörben ausgerüstet. Eine Verstopfung der Siebflächen bis ca. 50 % gefährdet die Pumpenfunktion nicht. Fremdkörper, die kleiner als die Maschenweite sind, sollen die Pumpen nicht in unzulässiger Weise beschädigen, weshalb das für die Gleitringdichtungen der ALPS- und TCS-Pumpen abgezweigte Toruswasser zusätzlich noch durch Zyklonabscheider gereinigt wird.

Wegen der Nachwärmeabfuhr zum Torus muss der Betrieb der Niederdruckpumpen langfristig auch mit warmem Wasser sichergestellt sein. Die bestehenden CS- und TCS-Pumpen können ohne Kavitationsgefahr bei atmosphärischem Druck im Containment bis zu einer Wassertemperatur von ca. 82 °C ihre Funktion erfüllen, was über der für ruhige Dampfkondensation maximal zulässigen Temperatur des Toruswassers von 77 °C liegt. Bei den neuen ALPS-Pumpen hat die HSK im Hinblick auf ausle-

gungsüberschreitende Unfälle den Nachweis einer zeitlich beschränkten Betriebsfähigkeit mit siedendem Wasser, d. h. im Kavitationsbereich, verlangt. Dieser Nachweis wurde durch einen speziellen Probelauf erbracht.

Sicherstellung der Handarmatur-Positionen

Die für die Erfüllung der Sicherheitsfunktionen wichtigen Handarmaturen sind in der geforderten Position verriegelt. Die Überwachung dieser Handarmatur-Positionen ist administrativ geregelt. Die Mehrzahl dieser Armaturen ist auch noch mit einer Positionsanzeige im Kommandoraum ausgerüstet. Das Betriebspersonal wird auf eine falsche Ventilstellung durch die Gefahrenmeldung "System nicht betriebsbereit" aufmerksam gemacht.

6.6.3.9 Zusammenfassende Bewertung

Es ist nicht Aufgabe dieses Gutachtens, die Gründe für die Vielfalt der vorhandenen Systeme zur Kernkühlung, Nachwärmeabfuhr und Reaktordruckentlastung darzustellen, sondern vielmehr abzuklären, ob die geforderten Funktionen mit der benötigten Redundanz und Zuverlässigkeit erfüllt sind. Die beschriebenen Sicherheitsfunktionen werden im Falle eines beliebigen Einzelfehlers gewährleistet. Die Funktionsfähigkeit der Systeme bezüglich Umgebungsbedingungen (Druck, Temperatur, Feuchtigkeit, Luftkontamination) und Erdbeben wird in Kap. 6.10 bewertet. Die probabilistische Sicherheitsanalyse MUSA zeigt, dass die vorhandenen Systeme eine hohe Zuverlässigkeit aufweisen. Aufgrund der Vielfalt der Systeme besteht für verschiedene Sicherheitsfunktionen eine diversitäre Funktionserfüllung.

Zusätzlich zu den aus der Richtlinie R-101 abgeleiteten Anforderungen an KKM (Kap. 5.2.3.2) wird für die Sicherheitsfunktionen Reaktordruckentlastung, Kernkühlung und Containmentkühlung auch das Instandhaltungskriterium erfüllt (Tab. 6-2). Dies gilt selbst dann, wenn die Stränge I und II wegen Vermaschung und teilweise ungenügender Separation der elektrischen Versorgung nur als Einzelstrang bewertet werden. Einzig für die Kernkühlung bei grossen Lecks am Reaktorsystem und bei einem Leitungsbruch des Kernsprühsystems ist für die Kernsprühpumpen (CS) das Instandhaltungskriterium nicht erfüllt. Dementsprechend wird die Nichtverfügbarkeit dieser Pumpen eng begrenzt.

Das Kriterium 2.3 "Funktionelle Unabhängigkeit von redundanten Strängen" ist für die drei Bereiche Strang (I + II), Strang III und Strang IV vollständig erfüllt. Das Kriterium 2.4 "Separation von redundanten Strängen" ist ebenfalls in gleicher Weise erfüllt mit Ausnahme der Komponenten im Reaktorgebäude auf Kote -11 m. Auf diese Abweichung von der R-101 wird an verschiedenen Stellen dieses Gutachtens eingegangen, z. B. beim Brandschutz (Kap. 6.12.1), bei Rohrbruch im Reaktorgebäude (Kap. 8.2.5) und bei der probabilistischen Risikoanalyse (Kap. 9.3.2.3).

Neben den qualifizierten Sicherheitssystemen sind für die Kernkühlung im Niederdruckbereich auch das Kondensat-Bypasssystem und die Verbindung zum Trinkwasser-Hochreservoir von Bedeutung, welche, solange verfügbar, einen wirksamen Beitrag leisten können.

6.6.4 Containmentrückpumpsystem

Das Containmentrückpumpsystem CRS (Containment Refill System) dient zum Rückpumpen grösserer im Reaktorgebäudebereich auf Kote -11 m anfallender Leckagemengen zum Torus. Dadurch können Wasseranfälle infolge von Leckagen, die aus Rohrleitungslacks bzw. Undichtigkeiten stammen, beherrscht oder Ueberflutungen verzögert werden. Dies ist wichtig, da im Bereich -11 m alle Pumpen der Sicherheitssysteme zur Kernnotkühlung und Nachwärmeabfuhr ohne räumliche Trennung und ohne vollständigen Ueberflutungsschutz aufgestellt sind. Es ist nachgewiesen worden, dass die Torusintegrität bei allen Auslegungsstörfällen gewahrt bleibt (Kap. 6.5.2 - 6.5.4). Sollten dennoch Leckagen als Folge auslegungsüberschreitender Ereignisse auftreten, so können die Konsequenzen durch das Rückpumpsystem beherrscht bzw. gemildert werden.

Das System besteht aus zwei Strängen mit je einer Tauchpumpe in den beiden Gebäudesumpfbehältern und aus Armaturen und Rohrleitungen, die in die TCS- und STCS-Druckleitungen einspeisen. Die gemeinsame Rückpumpkapazität beider Stränge beträgt bei drucklosem Primärcontainment $100 \text{ m}^3/\text{h}$. Damit wird die Beherrschung von Lecks im Torus und seinen Anschlussleitungen bis zu einem äquivalenten Leitungsdurchmesser von maximal 100 mm möglich. Bei Kühlmittelverluststörfällen, die zu einem Druckanstieg im Containment führen, reduziert sich die Fördermenge bei gleichzeitigem Anstieg der Leckmenge. Bei einem Containment-Ueberdruck von 2 bar kann das System deswegen noch Lecks mit einem äquivalenten Durchmesser von ca. 50 mm abdecken.

Die Inbetriebnahme wird manuell nach einem Alarm "Hochniveau im Reaktorgebäude-Sumpf" vom Hauptkommandoraum oder vom SUSAN-Leitstand aus eingeleitet. Eine automatische Einschaltung ist nicht vorgesehen. Dies widerspricht auch nicht der 30-Minuten-Regel, die verlangt, dass für die Sicherheit notwendige Handlungen des Personals nicht vor Ablauf von 30 Minuten berücksichtigt werden dürfen (Kap. 5.4.3.2). Während dieser Zeit können bei der maximal unterstellten Leckgrösse und selbst bei dem bei einem Kühlmittelverluststörfall zu erwartenden Ueberdruckverlauf im Containment höchstens ca. 100 m^3 Wasser ausströmen und den Bereich auf -11 m nur um ca. 10 cm überfluten. Da die Pumpen der Sicherheitssysteme auf Sockeln aufgestellt sind, ist eine Funktionsbeeinträchtigung erst ab ca. 50 cm zu befürchten. Es bleibt also genügend Zeit für die manuelle Inbetriebnahme des Rückpumpsystems. Damit ist das Containmentrückpumpsystem geeignet, die ihm zugeordnete Sicherheitsfunktion zu erfüllen.

6.6.5 Systeme des Primärcontainments

Im folgenden wird auf jene Systeme eingegangen, welche bei einem Störfall für den sicheren Einschluss radioaktiver Stoffe im Primärcontainment notwendig sind. Es handelt sich dabei um:

- Isolationssystem des Primärcontainments
- Isolationssystem des Reaktorkühlkreislaufs
- Vakuumbrechsysteme des Primärcontainments
- Rekombinatorkreislauf
- Inertierungssystem

6.6.5.1 Isolationssysteme des Primärcontainments und des Reaktorkühlkreislaufs

Die Aufgabe des Isolationssystems des Primärcontainments besteht im Schliessen bzw. Geschlossenhalten der Drywell- und Torusdurchdringungen, welche im Falle eines Kühlmittelverluststörfalls innerhalb des Drywells einen potentiellen Pfad für die Freisetzung radioaktiver Stoffe nach aussen bieten. Im Falle eines Leitungsbruchs ausserhalb des Containments dient ein Teil dieser Isolationsvorrichtungen auch zur Isolation des Reaktorkühlkreislaufs und damit zur Unterbrechung des Kühlmittelverlustes.

Jede Leitung, die das Containment durchdringt und entweder mit der Containmentatmosphäre oder mit dem Reaktorkühlsystem in Verbindung steht, verfügt über zwei redundante Isolationsarmaturen. Folgende Varianten kommen zur Anwendung:

- Eine Isolationsarmatur auf jeder Seite der Durchdringung
- Zwei Isolationsarmaturen ausserhalb der Durchdringung (wird nur für kleine Leitungen oder Lüftungsleitungen angewandt)

Falls nur eine Isolationsarmatur vorhanden ist, muss diese durch besondere administrative und technische Massnahmen in geschlossener Stellung gesichert werden.

Ausnahmen von der Doppelisolation sind in Systemen zulässig, die weder mit dem Reaktorkühlkreislaut noch mit der Atmosphäre des Primärcontainments in Verbindung stehen. Sie benötigen nur eine fernbedienbare Absperrarmatur. Im weiteren sind sehr kleine Leitungen, z. B. Instrumentierungsleitungen, nur mit Handabsperventilen und Strömungsbegrenzern ausgerüstet. Die Ausströmmenge beim Bruch einer solchen Leitung ist so klein, dass genügend Zeit vorhanden ist, um den Reaktor abzuschalten, abzukühlen und drucklos zu fahren.

Bei Leitungen, die Wasser oder Stickstoff in den Drywell oder den Torus führen, werden als Isolationsarmaturen teilweise selbsttätig schliessende Rückschlagarmaturen eingesetzt. Prozessleitungen und Hilfssysteme zur Kernnotkühlung (CS, ALPS und RCIC) und Nachwärmeabfuhr aus dem Torus (TCS, STCS) werden nicht automatisch isoliert, da sie zur Störfallbeherrschung notwendig sind. Sie gehören zu den nach aussen geschlossenen Systemen, die für die Druck- und Temperaturbedingungen innerhalb des Containments nach einem Kühlmittelverluststörfall ausgelegt sind. Alle übrigen Isolationsarmaturen werden hingegen bei einem Kühlmittelverlust automatisch geschlossen. Bestimmte Isolationsarmaturen können bei Bedarf trotz anstehendem Isolationssignal mittels Schlüssel wieder geöffnet werden, z. B. die Armaturen der Leitungen des Rekombinatorsystems und des Nachunfall-Probenahmesystems. Bei den Lüftungsisolationsklappen des Primärcontainments ist die eine mit einem Steuerluftantrieb und die zweite mit einem Motorantrieb ausgerüstet.

Die Isolationssignale werden durch zum Teil diversitäre Prozessparameter über zwei redundante Leitechnikstränge gebildet. Falls die Isolationsarmaturen auch die Funktion der Reaktorkühlkreislauf-Isolation haben, sind sie dem SUSAN zugeordnet. Die wichtigsten Isolationssignale sind in Tab. 6-4 angegeben. Im Falle eines Kühlmittelverlustes innerhalb des Drywells erfolgt die Auslösung durch die Signale "Reaktorniveau tief" oder "Drywelldruck hoch". Die Lüftungsisolationsklappen des Containments sind im Leistungsbetrieb normalerweise geschlossen. Nur während des An- oder Abfahrens sind die zur Containmentsspülung resp. -inertierung geöffnet. In dieser Phase werden sie im Anforderungsfall durch das Signal "Abluftaktivität hoch" geschlossen.

Im Falle eines Kühlmittelverlustes ausserhalb des Containments gibt es ausser dem Signal "Reaktorniveau tief" weitere Isolationssignale wie z. B. "Raumtemperatur hoch" und "Durchfluss hoch", welche die betreffenden Systeme selektiv isolieren (Kap. 6.7.3 und 8.2.5).

Die äusseren Armaturen der Containment-Isolation sind dem elektrischen Strang I, die inneren dem Strang II und die SUSAN-Armaturen der Reaktorkühlkreislauf-Isolation den Strängen III und IV zugeordnet. Die während des Leistungsbetriebs offenen Reaktorkühlkreis-Isolationen sind alle den SUSAN-Strängen III und IV zugeordnet. Die Magnetventile sowie die äusseren motorangetriebenen Ventile werden von den notstromversorgten Schienen der entsprechenden Stränge und die inneren Ventile von unterbrochslosen, batteriegestützten Schienen angespeist. Bei Stromausfall schliessen die über Magnetventile gesteuerten Armaturen automatisch ("fail-safe"-Prinzip). Ebenfalls schliessen bei Steuerluftausfall die pneumatisch betätigten Ventile und Klappen.

Die Zuordnung und Anregung der Frischdampfisolationsventile (MSIV) bilden eine Ausnahme. Die 4 gemeinsamen Auslösekanäle der 8 Ventile sind durch eine "1 von 2, zweimal"-Logik verknüpft, damit ein Einzelfehler eine Isolation weder verhindern noch auslösen kann. Die Isolationslogik wird von den zwei Umformergruppen des Reaktorschutzes angespeist. Bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung erfolgt deshalb nach einigen Sekunden eine Isolation. Eine weitere unabhängige Ansteuerung erfolgt vom SUSAN.

Tab. 6-4: Wichtigste Isolationssignale
(für Reaktorniveau vgl. Tab. 6-3)

Signal	Isolation	Leitechnikstränge
Reaktorniveau 2 (tief)	Reaktorkühlkreislauf: - Frischdampfleitungen zu den Turbinen - Frischdampfentwässerung - RWCU - RCIC-Entwässerung (Frischdampfleitungen zum RCIC bleiben offen) - STCS - Probenahme (PASS) Primärcontainment Sekundärcontainment (gleichzeitig wird das Notabluftsystem eingeschaltet)	I, II, III, IV I, II, III, IV I, II, III, IV III, IV I, II I, II I, II I, II
Drywelldruck hoch	Reaktorkühlkreislauf (ohne Frischdampfleitungen, RWCU und STCS) Primärcontainment Sekundärcontainment (gleichzeitig wird das Notabluftsystem eingeschaltet)	I, II I, II I, II
Strahlung Reaktorgebäude hoch	Lüftungsdurchführungen des Primär- und Sekundärcontainments (gleichzeitig wird das Notabluftsystem eingeschaltet)	I, II
Frischdampfdruck tief (nur bei Betriebsartenschalter auf Stellung "Betrieb")	Frischdampfleitungen und -entwässerung	I, II
Frischdampfdurchfluss hoch (in 1 von 4 Leitungen)	"	I, II
Dampftunneltemperatur hoch	"	I, II
Strahlung der Frischdampfleitungen hoch (in 2 von 4 Leitungen)	"	I, II
Kondensatordruck hoch	"	I, II

Grundsätzlich erfüllen die Isolationsvorrichtungen das **Einzelfehlerkriterium**. Bestimmte Einzelfehler in folgenden Durchführungen können trotzdem zu unzulässigen Situationen führen:

- Zu- oder Abluft des Containments während Spülbetrieb (nur beim An- oder Abfahren) mit gleichzeitigem Kühlmittelverluststörfall (LOCA) innerhalb des Drywell
- Entwässerung des Scramablassbehälters (keine redundante Absperrung)

Bei einem LOCA im Drywell könnte der ausströmende Dampf bei einem gewissen Einzelfehler im Zu- oder Abluftsystem die Wasservorlage des Torus umgehen, weil das Torusisolationsventil nicht für den LOCA-Differenzdruck in Gegenstromrichtung ausgelegt ist. Der Dampf würde dann direkt in den Gasraum des Torus gelangen, und dieser würde wegen Ueberdruck versagen. Die entsprechenden Ventile sind während des Betriebs normalerweise geschlossen und werden regelmässig getestet. Das Schliessversagen eines Ventils kann daher nur im Containment-Spülbetrieb auftreten. Zusätzlich ist die Wahrscheinlichkeit klein, dass während der begrenzten Zeit des An- und Abfahrens ein grosser LOCA stattfindet. Die Kombination dieser beiden Ereignisse ist so unwahrscheinlich, dass sie bei der Auslegung nicht berücksichtigt werden muss.

Das fehlerhafte Nichtschliessen des Entwässerungsventils des Scramablassbehälters nach einer Reaktorschnellabschaltung führt zu einem ständigen Wasserverlust ins Apparate-Entwässerungssystem des Reaktorgebäudes. Die Leckagemenge ist abhängig von der Dichtheit der inneren Steuerstangleitdichtungen. Nach der SCRAM-Rückstellung wird der Wasserverlust durch Schliessen der SCRAM-Ventile unterbunden. Aus Erfahrungen in ausländischen Anlagen und aus Ueberlegungen über die Folgen eines fehlerhaft offen gebliebenen Entwässerungsventils bei einem nicht rücksetzbaren SCRAM verlangte die HSK den Einbau eines zweiten, redundanten Entwässerungsventils. Dieses wird bis zum Ende der Revisionsarbeiten 1992 nachgerüstet.

Um auch im Notstandfall die **Isolation des Reaktorkühnkreislaufs** zu gewährleisten, sind die folgenden Ventile von den redundanten Notstromquellen der Stränge III und IV im SUSAN-Gebäude angespeist:

- Frischdampfisolationsventile (es wurden zusätzliche Steuerventile installiert)
- Isolationsventile der Frischdampfentwässerung
- Isolationsventile der Reaktorwasserreinigung
- Isolationsventile des RCIC-Systems

Bei einer **äusseren Einwirkung**, z. B. bei einem Sicherheitserdbeben, werden gemäss Auslegung alle vom SUSAN angesteuerten Armaturen der Reaktorkühnkreislauf-Isolation schliessen. Die Rückschlagarmaturen schliessen bei Rückströmung selbsttätig. Die folgenden Containment-Isolationsarmaturen sind nicht von den SUSAN-Strängen angespeist oder gesteuert:

- Aeussere Zu- und Abluftisolationsventile des Primärcontainments
- Innere Zu- und Abluftisolationsventile des Primärcontainments
- Rekombinator-Isolationsventile
- Isolationsventile der Reaktordruckbehälterdeckel-Sprühleitung
- Isolationsventile der Abfahrkühlung

Alle diese Ventile sind normalerweise geschlossen. Ein Fehlöfnen solcher Armaturen ist sehr unwahrscheinlich; einzig bei äusseren Einwirkungen besteht dafür eine geringe Gefahr durch Fehlsignale. Um auch diese Möglichkeit auszuschalten, werden die elektrischen Antriebseinschübe der Isolationsventile des Abfahrkühlsystems und der Reaktordruckbehälterdeckel-Sprühleitung während des Leistungsbetriebs in der ausgefahrenen Position belassen. Damit ist ein Fehlöfnen dieser Isolationsventile durch Fehlsignale deterministisch ausgeschlossen. Dies ist deshalb wichtig, da deren Versagen gleichzeitig auch ein Versagen des Primärkreisabschlusses bedeuten würde. Ein Versagen der Primärcontainment-Lüftungsisolation hat demgegenüber weniger gravierende Konsequenzen, so dass nach Ansicht der HSK keine zusätzliche Massnahmen zur Verhinderung von Fehlöfnen dieser Armaturen notwendig sind.

6.6.5.2 Vakuumbrechsysteme

Vom Torus zum Drywell

Zum Schutz des Drywells, der Ueberströmröhre und des Ringverteilers gegen Unterdruck nach einem Kühlmittelverluststörfall sind im Torus am Ende von 4 der 6 Ueberströmröhre (Abb. 3-3) Rückschlagklappen vorhanden, die bei einem Ueberdruck des Torus von 0,034 bar gegenüber dem Drywell selbsttätig öffnen. Sie wurden so dimensioniert, dass eine geöffnete Klappe allein den Drywellunterdruck unterhalb des Auslegungsgrenzwerts von 0,34 bar halten kann. Beim Festigkeitsnachweis der Klappen, der sich auf ein durch Experimente qualifiziertes Rechenmodell stützt, wurden die bei Kühlmittelverluststörfällen auftretenden Druckdifferenzen und Wasserauswurfslasten (Kap. 6.5.3) berücksichtigt. Die Funktionstüchtigkeit jeder Klappe wird regelmässig während der jährlichen Revisionsstillstände geprüft. Während des Betriebs bleiben die Klappen durch ihr Eigengewicht geschlossen. Die Klappenstellung wird im Kommandoraum angezeigt.

Vom Reaktorgebäude zum Torus

Je eine Rückschlagklappe und ein druckluftgesteuertes Ventil in Serie in zwei separaten Leitungen zwischen Torus und Reaktorgebäude dienen dem Schutz des Torus gegen Unterdruck während eines Kühlmittelverluststörfalls. Im Rahmen der Auslegung ist das System sowohl als Isolationssystem als

auch als Vakuumbrechsystem einzelfehlersicher ausgeführt. Die Ventile und Leitungen befinden sich ausserhalb des Torus und sind deshalb vor den bei einem Kühlmittelverluststörfall auftretenden dynamischen Lasten geschützt.

Ein kurzzeitiger Unterdruck im Torus und Drywell entsteht infolge Ueberdruck beim Bruch einer FD-Leitung im Reaktorgebäude. Diese Druckdifferenz von ca. 0,3 bar wird aber durch die Vakuumbrecher nur unwesentlich beeinflusst.

Ein Unterdruck im Torus bei Atmosphärendruck im Reaktorgebäude kann nur entstehen, wenn Gas aus dem Primärcontainment ins Sekundärcontainment ausströmt. Da das Primärcontainment isoliert ist und die zulässige Leckrate des Primärcontainments klein ist (kleiner als 1 Vol.-%/Tag), muss kein grösserer Gasverlust erwartet werden. Aufgrund dieser Ueberlegungen ist dieses Vakuumbrechsystem im Rahmen der Auslegungsbasis nicht nötig, doch kann die HSK die Tendenz von KKM akzeptieren, nicht vom Konzept des Reaktorlieferanten abzuweichen.

Vom Drywell zu den Abblaseleitungen

Wie in Kap. 6.5.3.2 beschrieben, sind die Abblaseleitungen zur Verhinderung eines Unterdrucks mit Hochsaugen von Wasser nach dem Wiederschliessen der Sicherheits-/Abblaseventile mit Vakuumbrechklappen ausgestattet. Ein fehlerhaftes Offenbleiben einer Klappe führt allenfalls zu einem Kühlmittelverlust im Drywell aber nicht zu einer Umgehung der Torus-Wasservorlage.

6.6.5.3 Rekombinatortestsystem

Nach einem Auslegungsstörfall mit Kühlmittelverlust im Primärcontainment wird Wasserstoff (H_2) und Sauerstoff (O_2) infolge von Radiolyse von Wasser freigesetzt. In geringem Masse kann Wasserstoff auch durch die Zirkonium-Wasser-Reaktion erzeugt werden. Aufgabe des Rekombinatortestsystems ist es, langfristig den im Containment anfallenden Wasserstoff zu verbrennen und damit eine Explosion zu verhindern. Seine Kapazität ist so bemessen, dass die H_2/O_2 -Konzentration die Zündgrenze nicht erreicht.

Das System besteht aus 2 Rekombinatoren, von welchen einer im Reaktorgebäude fest installiert ist. Der zweite befindet sich im KKW Leibstadt und kann bei Bedarf ins KKM transportiert werden, wo entsprechende Anschlüsse im Aufbereitungsgebäude vorhanden sind. Diese Lösung ist zulässig und wird auch im Ausland praktiziert, da die H_2/O_2 -Konzentration im Primärcontainment nach einem Kühlmittelverluststörfall nur langsam ansteigt. Die Funktion beider Einheiten beruht auf thermischer Rekombination und ist unabhängig von Katalysatoren. Die Steuerung erfolgt manuell von der Steuertafel im Aufbereitungsgebäude.

Die Wasserstoff- und Sauerstoffkonzentrationen im Containment werden kontinuierlich mit einer im Reaktorgebäude platzierten Analyseeinheit überwacht. Die Probenahme erfolgt an vier verschiedenen Orten im Drywell sowie im oberen Torusbereich. Die gemessenen Werte werden im Kommandoraum und an der Rekombinator-Steuerungstafel angezeigt. Eine Ueberschreitung der zulässigen Grenzen sowie Störungen im System werden alarmiert. Seit der Inbetriebnahme des Inertierungssystems dient dieses Messsystem auch der Kontrolle der O_2 -Konzentration im inertierten Containment.

Sowohl das Rekombinatortestsystem wie auch das H_2/O_2 -Messsystem sind als Sicherheitssysteme SK 3 und EK 1 ausgelegt.

6.6.5.4 Containmentinertierung

Bei einem auslegungsüberschreitenden Störfall kann durch die Zirkonium-Wasser-Reaktion Wasserstoff ins Primärcontainment freigesetzt werden. Um in einem solchen Fall eine unkontrollierte Wasserstoffverbrennung zu vermeiden, sind Drywell und Torus im Leistungsbetrieb mit Stickstoff (N_2) inertiert. Um Druckluftleckagen ins Containment auszuschliessen, wurden auch alle pneumatisch betätigten Einrichtungen wie Armaturen, Schleusendichtungen usw. auf N_2 -Speisung umgestellt.

Das Containmentinertierungssystem hat somit folgende Aufgaben:

- die Luft im Primärcontainment beim Anfahren gegen Stickstoff auszutauschen, bis eine O_2 -Konzentration ≤ 3 Vol.-% erreicht ist
- diesen Zustand nach erfolgter Inertierung aufrechtzuerhalten
- die pneumatisch betätigten Ausrüstungen zu versorgen

Das System besteht aus einer stationären N_2 -Versorgungseinheit (Flüssigstickstoff-Behälter ausserhalb des Reaktorgebäudes), einem Versorgungsstrang für die Vorinertierung (Ersetzen der Luft durch N_2 nach dem Anfahren der Anlage) und einem Strang für die betriebliche Nachinertierung (Nachfüllen bzw. Ersetzen allfälliger N_2 -Verluste während des Anlagebetriebes).

Bei der Vorinertierung wird der flüssige Stickstoff dem Vorratstank entnommen, auf Umgebungstemperatur vorgewärmt und über den Spülluftkanal (Reaktorgebäude-Zuluft) zum Drywell und Torus eingespeist. Um eine Kalteinspeisung zu vermeiden, wird die Temperatur in der Einspeiseleitung überwacht und die N_2 -Zufuhr beim Unterschreiten des minimalen Temperaturgrenzwertes automatisch unterbrochen.

Zur Verhinderung eventueller Containment-Ueberdruckbelastungen sind vorhanden:

- eine kontinuierliche Drucküberwachung, welche beim Ueberschreiten des Grenzwertes einen Alarm im Kommandoraum auslöst und automatisch die N_2 -Einspeisung unterbricht

- ein Sicherheitsventil in der Einspeiseleitung, welches den Druck auf max. 4,3 bar (rel), d. h. unterhalb des Containment-Auslegungsdruckes, beschränkt

Die Nachinertierung erfolgt zum Drywell über eine eigene Leitung und zum Torus über die STCS-Sprühleitung. Sowohl die Vor- als auch die Nachinertierung werden vom Hauptkommandoraum aus manuell gesteuert. Neben der N₂-Nachfüllung werden vom Nachinertierungsstrang auch die pneumatisch angetriebenen Ausrüstungen und die Schleusendichtungen im Drywell versorgt. Zu diesem Zwecke sind im System zwei parallel geschaltete redundante Druckreduzierstationen eingebaut, welche den Systemdruck auf Steuerluftdruck reduzieren. Die Einspeiseventile des Inertierungs- und des Steuerluftsystems sind gegenseitig verriegelt. Die Temperatur des Gases wird kontinuierlich überwacht und mit Hilfe eines elektrischen Luffthitzers auf ca. 20 °C gehalten. Bei zu niedriger Temperatur infolge Ausfalls der Vorwärmung wird zum Schutze der Verbraucher vor Unterkühlung die N₂-Zufuhr automatisch unterbrochen und ein Alarm im Kommandoraum ausgelöst. Die Ventile in den N₂-Nachfülleitungen sind normalerweise geschlossen. Sie werden vom Kommandoraum aus manuell geöffnet, wenn eine Nachinertierung erforderlich ist, d. h. die laufend überwachte O₂-Konzentration den Grenzwert erreicht.

Damit die pneumatisch betätigten Ausrüstungen auch bei einem gleichzeitigen Ausfall der Nachinertierung und der Steuerluft weiter betätigt werden können, steht im Reaktorgebäude als weitere Einspeisemöglichkeit eine Stickstoffflaschen-Batterie zur Verfügung.

Das Inertierungssystem ist mit Ausnahme der Containmentdurchführungen und ihrer Isolationsarmaturen entsprechend SK 4, EK II ausgelegt, d. h. nicht als Sicherheitssystem eingestuft. Dies ist zulässig, da das Containment im Normalbetrieb der Anlage bereits inertiert ist und das System somit bei einem Störfall nicht benötigt wird.

6.6.5.5 Zusammenfassende Bewertung

Die Isolationssysteme des Primärcontainments und des Reaktorkühlkreislafs erfüllen grundsätzlich die notwendigen Isolationfunktionen auch bei Anwendung des Einzelfehlerkriteriums. Die HSK verlangt die Nachrüstung eines zweiten Entwässerungsventils für den Scramablassbehälter. Die Isolationsventile des Abfahrkühlsystems, welche gleichzeitig der Isolation des Primärkreislafs dienen, werden gegen fehlerhaftes Öffnen bei externen Einwirkungen geschützt.

Die Rückschlagklappen zwischen Torus und Drywell sind bezüglich Öffnen gegen Einzelfehler sicher ausgeführt und für ihre Aufgabe als Vakuumbrecher überdimensioniert. Das Risiko, dass ausströmender Dampf die Toruswasservorlage über diese Klappen umgehen kann, ist vernachlässigbar (Kap. 6.5.1). Das Vakuumbrechsystem zwischen Reaktorgebäude und Torus ist ebenfalls gegen Einzelfehler sicher ausgeführt und erfüllt seine Funktion sowohl als Vakuumbrecher als auch als Containment-Isolationssystem.

Das Rekombinatorensystem, das System zur Überwachung der Wasserstoff- und Sauerstoffkonzentrationen im Primärcontainment und das Containment-Inertierungssystem erfüllen die an sie gestellten Anforderungen.

Mit Ausnahme der beschriebenen Abweichung sind die Anforderungen gemäss Kap. 5.2.3.2 und 5.6, soweit sie das Primärcontainment betreffen, erfüllt.

6.6.6 Systeme des Sekundärcontainments

Im folgenden wird auf jene Systeme eingegangen, welche für die Sicherheitsfunktion des Sekundärcontainments notwendig sind. Es handelt sich dabei um folgende Systeme:

- Isolationssystem des Sekundärcontainments
- Vakuumbrechsystem des Sekundärcontainments
- Notabluftsystem

6.6.6.1 Isolationseinrichtungen des Sekundärcontainments

Das Sekundärcontainment muss bei internen Ereignissen lüftungstechnisch isoliert werden, damit es zur Unterdruckhaltung und zur Kontrolle der Abgabe der Abluft herangezogen werden kann. Die Zu- und Abluftleitungen des betrieblichen Lüftungssystems werden bei Störfällen durch redundante Isolationsklappen geschlossen. Die inneren Klappen sind mit pneumatischem Antrieb und die äusseren mit Motorantrieb ausgerüstet. Die Auslösesignale sind "Reaktorniveau tief", "Drywelldruck hoch" oder "hohe Strahlung im Reaktorgebäude" (Tab. 6-4). Die Isolationsklappen werden über zwei redundante Leittechnikstränge angesteuert und erfüllen das Einzelfehlerkriterium.

Andere Durchführungen sind entweder Kleinleitungen, die durch redundante Isolationseinrichtungen auch automatisch isoliert werden, oder geschlossene Systeme, die keinen Isolationsabschluss benötigen oder mit einer Isolationsarmatur ausgerüstet sind, die im Normalbetrieb stets geschlossen ist. Drei Leitungen werden durch mit Wasser gefüllte Siphons abgedichtet.

Die äusseren Isolationsarmaturen sind dem elektrischen Strang I, die inneren dem Strang II zugeordnet. Die Magnetventile der pneumatischen Klappen und die motorangetriebenen Ventile sind notstromversorgt, die Magnetventile über unterbrechungslose, batteriegestützte Schienen. Bei Ausfall von Strom oder Steuerluft schliessen die über Magnetventile gesteuerten Armaturen nach dem "fail-safe"-Prinzip.

Die Entwässerungsleitungen, die zum Aufbereitungsgebäude führen, sind im Sekundärcontainment jeweils mit einer Armatur mit Pneumatikantrieb ausgerüstet. Diese Armaturen schliessen automatisch

nach dem Auslösesignal "Aktivität in den Entwässerungsleitungen hoch" (HSK-Anforderung nach dem TMI-Störfall). Im Notstromfall schliessen sie "fail-safe" mittels Federkraft.

Ebenfalls eine Isolationfunktion hat die Vakuumbrecharmatur zwischen dem äusseren Torus und dem Sekundärcontainment (Kap. 6.6.6.2).

6.6.6.2 Vakuumbrecharmatur

Eine einzelne, motorangetriebene Vakuumbrecharmatur vom Luftraum des äusseren Torus zum Sekundärcontainment schützt dieses gegen einen zu grossen Unterdruck nach einem Rohrbruch im Sekundärcontainment. Bei diesem Unfall steigt der Druck im Sekundärcontainment, bis die Isolationsvorrichtung der gebrochenen Leitung schliesst und den Kühlmittelverlust unterbindet. Während des Druckanstiegs und auch noch nach der Isolation strömt das Dampf-Luftgemisch durch die Tauchrohre in den äusseren Torus und von dort über den Abluftkamin in die Umgebung, bis der Druck im Reaktorgebäude auf ca. 1,06 bar (abs) gefallen ist. Durch die anschliessende Dampfkondensation sinkt der Druck im Reaktorgebäude weiter auf weniger als 1 bar (abs) ab. Der entstehende Unterdruck gegenüber der Aussenatmosphäre wird durch das automatische Öffnen der Vakuumbrecharmatur ausgeglichen. Für die Auslegung der Vakuumbrecharmatur ist ein Frischdampfleitungsbruch im Reaktorgebäude der massgebende Störfall, wobei ein maximaler Ueberdruck von 0,3 bar (Auslegungsüberdruck des Reaktorgebäudes: 0,34 bar) und ein maximaler Unterdruck von -7,6 mbar (Auslegungsunterdruck: -100 mbar) entstehen könnten.

Die Vakuumbrecharmatur erfüllt nicht das Einzelfehlerkriterium. Falls bei einem Unterdruck im Reaktorgebäude die Armatur nicht öffnet, führt dies zu einer Wasserrückströmung vom äusseren Torus ins Reaktorgebäude. Bei dieser Rückströmung besteht für die Sicherheitssysteme keine Ueberflutungsgefahr. Es ist aber noch nachzuweisen, dass ein Versagen der Vakuumbrecharmatur nicht zu einem Gebäudeunterdruck führt, welcher die Integrität des Reaktorgebäudes in Frage stellt.

6.6.6.3 Notablufsystem

Die Aufgabe des Notablufsystems SGTS (Standby Gas Treatment System), das hauptsächlich bei Störfällen zum Einsatz gelangt, besteht in der Aufrechterhaltung eines kontrollierten Unterdrucks im Sekundärcontainment zur gezielten Absaugung von Leckagen, in der Filterung von Jod und Aerosolen und in der kontrollierten Abgabe von radioaktiven Stoffen über den Abluftkamin an die Atmosphäre. Der Unterdruck verhindert eine unkontrollierte Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Sekundärcontainment in die Umgebung. Die Leckagen können über Undichtheiten aus dem Primärcontainment, aus Leitungen im Sekundärcontainment oder von anderen Aktivitätsfreisetzungen (z. B. bei einem Brennelement-Handhabungsstörfall) stammen. Zusätzlich kann das Notablufsystem zur Spülung des

Primärcontainments oder spezieller Bereiche im Reaktorgebäude im Falle von Kontamination herangezogen werden.

Zur Erfüllung dieser Aufgabe verfügt das Notablufsystem über zwei räumlich getrennte Einzelsysteme (2 x 100 %), die im Aufbereitungsgebäude auf zwei Stockwerke verteilt untergebracht sind. Die jeweilige Systemkapazität beträgt gemäss Auslegung 1500 m³/h. Damit kann der geforderte Unterdruck des Reaktorgebäudes von 2,5 mbar erreicht werden, und das Gebäudevolumen wird in 1,5 Tagen einmal ausgetauscht. Die Ventilatoren werden über die Schienen H21 und M21 notstromversorgt.

Bei Isolation des Sekundärcontainments startet das Notablufsystem automatisch und saugt aus dem Hauptkanal des betrieblichen Reaktorgebäudablufsystems Luft an. Beide Notablufstränge verfügen über Aktivkohlefilter (Kap. 6.14.5.2). Durch eine Querverbindung der Stränge besteht die Möglichkeit des Filterbetriebs und des Filterkühlens mit dem Ventilator des anderen Stranges. Eine mit einer Aktivitätsüberwachung ausgerüstete Rohrleitung führt die Notabluf dem Abluftkamin zu. Bei Ausfall der Regelungs- und Steuerungspneumatik gehen die betroffenen Lüftungsklappen in Offenstellung. Die notstromversorgten, motorgetriebenen Regelklappen können dann noch manuell verstellt werden.

Im Rahmen der laufenden Erdbebenrequalifikation von mechanischen Komponenten (Kap. 6.10.1) wurde auch die Erdbebenfestigkeit des Notablufsystems analysiert und überprüft, insbesondere der Notablufleitung vom Drywell über die Reaktorgebäudewand zum Kamin. Noch nicht analysiert sind die Notablufleitung in den Filterräumen A und B des Aufbereitungsgebäudes und die Abstützung der Aktivkohlefilter. Das Notablufsystem ist nicht Teil des SUSAN. Deshalb wird es bei der Analyse der Folgen von Erdbeben (Kap. 8.2.7.2) nicht berücksichtigt. Die festigkeitsmässige Ertüchtigung hat somit nur vorsorglichen Charakter.

Die durchgeführten Funktionsprüfungen haben gezeigt, dass das System einen genügenden Unterdruck im Reaktorgebäude problemlos aufrechterhalten kann.

6.6.6.4 Zusammenfassende Bewertung

Im Sekundärcontainment erfüllen die Isolationseinrichtungen des Lüftungs- und Notablufsystems das Einzelfehlerkriterium. Die einzelne Vakuumbrecharmatur zwischen dem äusseren Torus und dem Sekundärcontainment erfüllt das Einzelfehlerkriterium weder als Vakuumbrech- noch als Isolationsarmatur. Weil die Armatur während des Betriebs nie geöffnet wird, ist der Einzelfehler des Ventils für die Isolationsanforderung akzeptabel. Es ist noch nachzuweisen, dass ein Versagen der Vakuumbrechfunktion nicht zu einem unzulässigen Unterdruck im Sekundärcontainment führt.

Das Notablufsystem kann seine Aufgabe der Aufrechterhaltung eines kontrollierten Unterdrucks im Sekundärcontainment erfüllen, was durch die bisher durchgeführten Funktionsprüfungen bestätigt

wird. Die Erdbebenrequalifikation des Notabluftsystems ist noch in Bearbeitung. Sie ist aber keine notwendige Voraussetzung zur Beherrschung des Erdbebens.

Mit Ausnahme der hier beschriebenen Abweichungen sind die Anforderungen gemäss Kap. 5.2.3.2 und 5.6, soweit sie das Sekundärcontainment betreffen, erfüllt.

6.6.7 Vergiftungssystem

Das Vergiftungssystem SLCS (Standby Liquid Control System) hat die Aufgabe, den Reaktor durch Borierung des Kühlmittels in den kalt unterkritischen Zustand zu bringen und in diesem zu halten, wenn mehrere - oder im Extremfall alle - Steuerstäbe nicht eingefahren werden können. Ein solches Teil- oder Totalversagen der Stabfahrfunktion bzw. der Reaktorschnellabschaltung wurde bei der Auslegung der Anlage infolge seiner sehr geringen Wahrscheinlichkeit als isoliertes Einzelereignis, d. h. nicht in Kombination mit einem Störfall, behandelt.

Bei der Auslegung wird davon ausgegangen, dass sich der Reaktor im System-Anforderungsfall im stationären Leistungsbetrieb befindet und die Borierung nicht unter Zeitdruck erfolgen muss. Daraus folgten eine relativ niedrige Pumpenkapazität und eine manuelle Funktionsauslösung. Diese Auslegungsbasis trifft dann nicht mehr zu, wenn angenommen wird, dass bei Transienten die Reaktorschnellabschaltung versagt (sog. ATWS-Transienten: Anticipated Transients without SCRAM). Auf die zur Beherrschung dieser Fälle getroffenen Massnahmen und die dabei dem SLCS zukommende Aufgabe wird in Kap. 8.2.1.8 eingegangen.

Das System befindet sich im Reaktorgebäude auf +21,5 m. Jeder der beiden Systemstränge enthält ein Saugventil, eine Kolbenpumpe und ein Explosionsventil. Der Vorrattank sowie die Saug- und die Einspeiseleitung sind passive Komponenten und beiden Strängen gemeinsam zugehörig. Die Einspeisung erfolgt über eigene Leitungen direkt in den unteren Kernbereich. Der Start des Vergiftungssystems bewirkt automatisch die Isolation der Reaktorwasserreinigungsanlage, welche das Bor wieder aus dem Reaktorwasser entfernen würde. Um unerwünschte Borleckagen zum Reaktor zu vermeiden, sind als Absperrorgane absolut dichte Explosionsventile eingebaut worden.

Da die Fördermenge der Kolbenpumpen praktisch unabhängig vom Gegendruck und die gemeinsame Einspeiseleitung nur für den Betrieb einer Pumpe dimensioniert ist, sind die Pumpen gegenseitig verriegelt, d. h. sie können nicht gleichzeitig gestartet werden. Hingegen werden beim Systemstart beide Explosionsventile gezündet. Durch eine Verbindung der Systemstränge vor diesen Armaturen wird ermöglicht, dass auch beim Ausfall eines Explosionsventils jede Pumpe zum Reaktor einspeisen kann.

Die Einspeisung der Nennfördermenge ist durch die Systemauslegung bis zu einem Gegendruck im Reaktordruckbehälter von 94,1 bar (abs) gewährleistet (Einstellung der Ueberdrucksicherung des

Vergiftungssystems). Dieser Druck liegt damit über dem höchsten Ansprechdruck der Sicherheits-/Abblaseventile von 86,5 bar (abs). Die Entleerung des Vorrattanks (8,5 m³) mit einer Pumpe dauert ca. zwei Stunden. Der heisse, unterkritische Zustand wird aus Vollastbedingungen bereits nach etwa 20 Minuten erreicht. Um den Reaktor in den kalten, unterkritischen Zustand zu bringen, ist das Einspeisen des gesamten Tankinhalts erforderlich.

Zur Verhinderung einer unzulässigen Abkühlung der Borlösung (Natriumpentaborat Na₂B₁₀O₁₆), was zur Auskristallisierung der Borverbindung führen würde, ist der Behälter mit einer Stillstandsheizung versehen. Auch bei Ausfall dieser Heizung ist keine unzulässige Auskristallisation möglich, da die Raumtemperatur während des Reaktorbetriebs oberhalb von 15 °C liegt, womit die minimal notwendige Borkonzentration gewährleistet bleibt.

Die Pumpen werden monatlich einer Funktionsprüfung unterzogen. Zu diesem Zwecke verfügt das System über einen Testbehälter, aus welchem Deionat über eine Testleitung mit Drosselarmatur (Simulation des Gegendrucks) in einem geschlossenen Kreislauf gefördert wird. Einmal pro Jahr werden die Explosionsventile gezündet und die Sprengladungen ersetzt.

Beim Vergiftungssystem handelt es sich um ein Standardsystem, das einfach konzipiert ist. Bisher sind alle Siedewasseranlagen des KKM-Reaktorlieferanten mit diesem Vergiftungssystem ausgerüstet worden. Bis heute war noch in keiner Anlage ein Einsatz des Systems erforderlich. Aufgrund der Ergebnisse der periodischen Funktionsprüfungen, die bisher im KKM ohne Probleme verliefen, kann auf eine hohe Zuverlässigkeit des Systems geschlossen werden.

6.6.8 Sicherheitsleittechnik

6.6.8.1 Uebersicht und Aufgaben

Die leittechnischen Einrichtungen bestehen aus einem Messteil, der dem Erfassen der zu überwachenden Prozessgrössen oder Positionen dient, aus dem Logikteil, der die aus dem Messteil kommenden Informationen verarbeitet (im Anforderungsfall zum Auslösebefehl) und aus dem Auslöseteil, der die Antriebe oder Ventile des maschinentechnischen Teils steuert. Für alle diese leittechnischen Aufgaben werden, weitgehend unabhängig von der Art der Sicherheitsfunktion, serienmässig hergestellte, vorwiegend elektronische Geräte verwendet.

Im SUSAN gliedert sich die Leittechnik der Sicherheitssysteme in die Sicherheitsleittechnik und die betriebliche Leittechnik. Bei den nicht dem SUSAN zugeordneten Sicherheitssystemen lässt sich diese Unterscheidung nicht vornehmen. Um die elektrischen und mechanischen Komponenten gegen Beschädigungen abzusichern, sind interne Schutzkreise, Aggregatschutz genannt, vorhanden. Eine

wichtige Funktion der Leittechnik ist auch die optische und akustische Signalisation von Störungen mittels der Störungsmeldeanlage.

Im SUSAN werden im Anforderungsfall die zur Störfallbeherrschung erforderlichen Aggregate von Sicherheitssystemen über die **Sicherheitsleittechnik** zugeschaltet. Die **betriebl. Leittechnik** dient dazu, die Sicherheitssysteme betriebsbereit zu halten, durch Anzeigen und Alarime zu überwachen und, falls erforderlich, manuell zu steuern. Sie verfügt über die dazu notwendigen Instrumentierungs-, Überwachungs- und Bedienungseinrichtungen. Mit Hilfe der betrieblichen Leittechnik wird z. B. der Probelauf der Notstromdiesel durchgeführt.

Die Signale des **Aggregatschutzes** besitzen zwei verschiedene Prioritäten:

- Signale mit erster Priorität schalten das Aggregat (oder das System) auch bei anstehender Anforderung aus der Sicherheitsleittechnik ab (z. B. Ueberdrehzahl erreicht oder fehlender Oeldruck bei einem Diesel). Diese Signale sollen verhindern, dass die Komponente beschädigt und damit funktionsunfähig wird.
- Signale zweiter Priorität schalten die Komponente bei anstehender Anforderung aus der Sicherheitsleittechnik nicht ab, haben aber Vorrang gegenüber anderen Befehlen der Leittechnik.

Ein besonderer Aggregatschutz erster Priorität ist der Ueberstromschutz der Elektromotoren. Die Antriebsmotoren besitzen einerseits normalerweise grosse Kraftreserven, andererseits ist ihr Ueberstromschutz relativ hoch eingestellt. Aus diesen beiden Gründen ist es sehr unwahrscheinlich, dass dieser Aggregatschutz unnötig ausgelöst wird. Dadurch ist aber auch seine Schutzwirkung beschränkt.

Durch die **Störungsmeldeanlage** und die Anzeigeeinrichtungen in den Kommandoräumen soll die Bedienungsmannschaft in die Lage versetzt werden,

- Störungen in den Prozesskreisläufen oder in den elektrischen und leittechnischen Einrichtungen zu erkennen und zu identifizieren
- durch gezielte Eingriffe eine Ausbreitung der Störungen abzuwenden bzw. Gegenmassnahmen einzuleiten
- bei Versagen einzelner Teilfunktionen einzugreifen, um Ersatzfunktionen zu aktivieren
- die Ursache von Einzelstörungen festzustellen und Reparaturen zu veranlassen.

Dadurch können die Verfügbarkeit der Kraftwerksanlage erhöht sowie Schäden an Anlageteilen vermieden werden. Die Störungsmeldeanlage besteht aus einer konventionellen Meldeanlage (KMA) und aus einer Rechneanlage (RMA). Alle Störungssignale werden sowohl von der KMA als auch

von der RMA verarbeitet. Die KMA ist so ausgelegt, dass mit ihr der Anlagenbetrieb sicher durchgeführt werden kann. Die RMA dient primär der nachträglichen Störungsaufklärung.

Störungsmeldungen werden den jeweiligen Systemen zugeordnet und als Sammelmeldung über die KMA auf dem Leitstand angezeigt. Die Sammelmeldungen sind dynamisiert, d. h. eine weitere Störung wird durch eine erneute Anregung der bereits anstehenden quittierten Sammelmeldung erkannt. Über die RMA wird eine weitergehende Auflösung der Störungsmeldungen, insbesondere zur nachträglichen Störungsaufklärung, ermöglicht.

Der Aufbau der Leittechnik im KKM teilt sich in zwei Hauptgruppen auf, nämlich:

- Leittechnik der Sicherheitssysteme, welche dem Notstandsystem SUSAN zugeordnet sind (Stränge III und IV)
- Leittechnik der nicht dem SUSAN zugeordneten Sicherheitssysteme (Stränge I und II)

Diese beiden Gruppen sind nahezu vollständig unabhängig voneinander. Es bestehen lediglich folgende über Lichtleiter galvanisch entkoppelte Signalverbindungen:

- Eine SCRAM-Auslösung durch das SUSAN ARSI-System (Alternate Reactor Shutdown and Isolation) bewirkt auch eine SCRAM-Auslösung durch den ursprünglichen Reaktorschutz (Reactor Protection System, RPS).
- Die ursprüngliche Leittechnik des Isolationssystems erteilt auch einen Isolationsbefehl an das ARSI-System.

Die Reaktorabschaltfunktion resp. die MSIV-Isolation können elektrisch vollständig unabhängig sowohl vom ARSI-System als auch vom RPS resp. von der ursprünglichen Leittechnik des Isolationssystems aktiviert werden. Als Besonderheit ist zu erwähnen, dass die Isolationsarmaturen der Frischdampfentwässerung und der Reaktorwasserreinigung (RWCU) zwar von allen vier Strängen angeregt (Tab. 6-4) aber nur über die SUSAN-Stränge III und IV mit Energie versorgt werden können.

6.6.8.2 SUSAN-Sicherheitssysteme

In diesem Abschnitt wird vor allem auf die Sicherheitsleittechnik der zum SUSAN gehörenden Sicherheitssysteme (Stränge III und IV) eingegangen, währenddem die betriebliche Leittechnik des SUSAN nur beiläufig erwähnt wird. Zur SUSAN-Sicherheitsleittechnik gehören die folgenden automatisch ausgelösten Sicherheitsfunktionen:

- Reaktorabschaltung (Alternate Reactor Shutdown)
- Reaktorkühlkreislaufisolation (Tab. 6-4)

- Druckbegrenzung und -entlastung des Reaktors (ADS/SRV, PRV)
- Kernnotkühlung und Nachwärmeabfuhr (RCIC, ALPS, TCS, CWS und ICWS)
- Start Notstromversorgung (Notstanddieselegeneratoren)

Zudem kann die Rückförderung von Leckagewasser zum Torus (CRS) von Hand ausgelöst werden.

Die Leittechnik dieser Systeme, welche entweder dem 1989 in Betrieb genommenen Notstandssystem SUSAN zugeteilt wurden oder ganz neu sind, ist in moderner elektronischer Technik ausgeführt. Die SUSAN-Leittechnik wird durch die batteriegestützten elektrischen Schienen 1T0 resp. 2T0 mit ± 24 V-Gleichspannung versorgt. Die Logik- und Auslöseeinrichtungen der gesamten dem SUSAN zugeordneten Leittechnik sind im SUSAN-Gebäude untergebracht.

Merkmale der zweisträngigen SUSAN-Sicherheitsleittechnik (Stränge III und IV) sind:

- Die Prozessgrößen werden pro Strang mehrfach mit Messwertumformern erfasst. Die analogen Messwertsignale werden mittels Vergleicherbaugruppen überwacht. Die Stellungserfassung von Stellantrieben und Ventilen erfolgt über Endschalter. Für die Messwertaufbereitung und -verarbeitung sowie die Stromversorgung der Messwertumformer gelangt, sowohl für die Sicherheitsleittechnik als auch für die betriebliche Leittechnik, das System CONTRONIC-3 zum Einsatz.
- Die Logik der Sicherheitsleittechnik ist in der elektronischen EDM-Technik (Erweitertes Dynamisches Magnetkernsystem) aufgebaut. Die Logik ist wie beim RPS eine "1 von 2, zweimal"-Logik. Die weitere Signalverarbeitung erfolgt über das elektronische Steuerungssystem ISKAMATIK-B. Die Logik und die Ansteuerung der betrieblichen Leittechnik besteht vollständig aus ISKAMATIK-B Bausteinen.
- Die sicherheitstechnisch wichtigen Antriebe, welche über die Sicherheitsleittechnik angesteuert werden, besitzen eine Vorrangsteuerung. Dabei haben die Signale für die automatische Anregung während der ersten vierzig Sekunden nach der Anregung die höchste Priorität. Danach können sie durch Handeingriffe aus dem SUSAN-Kommandoraum übersteuert werden. Die tiefste Priorität besitzen die Steuersignale aus dem Hauptkommandoraum.
- Signalverbindungen zwischen SUSAN-Gebäude und Betriebsgebäude sowie zwischen den beiden SUSAN-Strängen sind aus Gründen der galvanischen Entkopplung mittels Lichtwellenleitertechnik ausgeführt.
- Zwei Leitstände (einer pro Strang) befinden sich im SUSAN-Kommandoraum, und ein Doppelleitstand ist im Hauptkommandoraum vorhanden. Diese Leitstände sind ähnlich wie die bisherige KKM-Wartentechnik aufgebaut.
- Gerätestörungen in den leittechnischen Einrichtungen werden sowohl in den Leitständen als Sammelmeldung als auch im betroffenen Steuerschrank angezeigt.

- Die wichtigsten Prozessgrößen im Störfall (Reaktordruck und -niveau, Torustemperatur und -niveau sowie Drywelldruck) werden im SUSAN-Kommandoraum für beide Stränge getrennt angezeigt. Somit stehen diese Werte auch beim Ausfall eines Stranges zur Verfügung.
- Das ARSI-System kann von Hand mittels eingebauter Prüfhilfen ohne Eingriffe in die Verdrahtung wiederkehrend geprüft werden. Diese Prüfungen sind ohne Störung des Anlagenbetriebes möglich.
- Während des Leistungsbetriebs werden alle drei Monate die Referenzspannungen der Grenzwertgeber überprüft.
- Grundsätzlich werden jährlich im Stillstand geprüft: Messwertumformer, Analogsignalaufbereitung, Einstellung der Grenzwertgeber und Vergleicher, Zeitglieder, Abschussglieder des EDM, Meldeverknüpfungen sowie die statischen Systemsteuerungen.

6.6.8.3 Nicht-SUSAN Sicherheitssysteme

Von der Leittechnik der nicht dem SUSAN zugeordneten Sicherheitssysteme (Stränge I und II) werden folgende Funktionen automatisch angeregt:

- Reaktorschnellabschaltung (SCRAM)
- Isolation des Reaktorkühlkreislaufts sowie des Primär- und Sekundärcontainments (Tab. 6-4)
- Niederdruckeinspeisung (CS)
- Start Notabluftanlage (SGTS)
- Start 1800-kVA-Notstromdiesel

Von Hand können bei Bedarf noch die folgenden Sicherheitssysteme zugeschaltet werden:

- Vergiftungssystem (SLCS)
- Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS)

Der **Reaktorschutz (Leittechnik des Reaktorschnellabschaltsystems, RPS)** und die **Leittechnik des Isolationssystems** umfassen alle elektro- und leittechnischen Geräte und Einrichtungen, die erforderlich sind, um bei Bedarf einen SCRAM bzw. eine Isolation zu signalisieren und auszulösen (Kap. 6.6.2.2). Diese beiden leittechnischen Systeme sind ähnlich aufgebaut. Jeder der beiden Stränge besitzt eine eigene Spannungsversorgung (115-V-Wechselspannung ab den beiden Motor-Generatorgruppen des Reaktorschutzes). Die Steuerschränke befinden sich neben dem Hauptkommandoraum auf +8 m im Betriebsgebäude.

Bei der Erfassung und Verarbeitung des Drucks bzw. des Differenzdrucks werden Druckschalter oder Kontakte in Direktmesswertanzeige verwendet. Zur Temperaturerfassung werden Temperaturfühler

mit elektronischen Grenzwertkarten eingesetzt. Bei der Neutronenflussverarbeitung werden die Grenzwerte direkt als Relaiskontakte übernommen. Die Stellungserfassung von Stellantrieben und Ventilen geschieht mittels Endschalter.

Die Auslösung des SCRAM und der MSIV-Isolation erfolgt über vierkanalige Relais-Auslöselogiken. Je zwei Auslösekanäle sind in einem Auslösesystem zusammengefasst. Die Auslöselogik entspricht einer "1 von 2, zweimal"-Logik und erfüllt das Einzelfehlerkriterium.

Die verschiedenen Isolationfunktionen sind in mehrere Gruppen unterteilt. Diese Gruppen unterscheiden sich durch verschiedene Auslösekriterien und durch unterschiedliche Rückstellungsbedingungen.

Der Reaktorschutz und die Leittechnik des Isolationssystems sind so ausgelegt, dass sie während des Betriebs ohne Einschränkung der Sicherheit vollständig (vom Messwertaufnehmer bis zum Auslöseschutz) prüfbar sind. Ihre Logik wird dreimonatlich während des Leistungsbetriebs geprüft. Die Druckgeber und die Direktmesswertanzeigen sowie die Signale aus der Kerninstrumentierung werden ebenfalls alle drei Monate überprüft.

Die Leittechnik der Sicherheitssysteme CS, SGTS, SLCS und STCS sowie der Notstromversorgung besitzen eine dem Reaktorschutz und der Isolationsleittechnik vergleichbare Messwertfassung. Zusätzlich werden Logikverknüpfungen mittels DECONTIC-Logikbausteinen verwendet. Die DECONTIC-Leittechnik verwendet als Speisespannung ± 24 V Gleichspannung. Die Schränke für die DECONTIC-Ausrüstungen sind auf +4 m im Betriebsgebäude in zwei durch eine Wand getrennten Räumen untergebracht.

Die Leittechnik der Systeme CS, SGTS, SLCS und STCS ist entsprechend den Zuverlässigkeitsanforderungen analog zu den zugehörigen Systemen zweisträngig aufgebaut. Pro Strang besteht eine einkanalige Leittechnik. Die räumliche und galvanische Separation der beiden Leittechnikstränge dieser Sicherheitssysteme entspricht teilweise nicht dem heutigen Stand der Technik; z. B. befinden sich die Steuerungen beider Stränge des STCS-Systems im gleichen Schrank. Diese Mängel sind entweder tolerierbar oder werden durch SUSAN ausgeglichen.

Diese Leittechnik dient auch dazu, die Sicherheitssysteme durch Anzeigen und Alarmer bei Normalbetrieb und in Störfällen zu überwachen und, falls erforderlich, manuell zu bedienen. Zur Überwachung des Anlagezustandes durch die Schichtmannschaft dient auch die Instrumentierung im Hauptkommandoraum. Die wichtigsten Prozessgrößen, z. B. Reaktordruck und -niveau, sind im Hauptkommandoraum mindestens zweifach (als Anzeige bzw. auf Schreiber) vorhanden, wobei die Messwertgeber von verschiedenen elektrischen Strängen versorgt werden. Damit wird sichergestellt, dass bei einem Strangausfall die wichtigsten Messgrößen weiterhin vorhanden sind.

Diese Leittechnik wird während der periodischen Systemtests mitgeprüft. Spezielle Prüfungen wie beim Reaktorschutz werden während des Leistungsbetriebs nicht durchgeführt. Für die Störungsmeldeanlage werden lediglich die Spannungsversorgungen der Schränke sowie die Sicherungsabgänge für die einzelnen Karten überwacht. Die HSK verlangt eine Überwachung der elektrischen Steuerspannungen der Schalter des Kernsprühsystems und des Notstromdiesels.

Beim Kernsprühsystem (CS) erfüllte die ursprüngliche Sicherheitsleittechnik das Einzelfehlerkriterium für die Auslösung der Kernsprühpumpen nach dem Bruch einer Messleitung nicht. Ein solcher Messleitungsbruch könnte durch Rohrausschlagen als direkte Folge eines Kühlmittelverluststörfalles entstehen. Da pro CS-Strang nur zwei Messwertgeber vorhanden waren, wurde ein zusätzlicher Einzelfehler in der Leittechnik nicht beherrscht. Im Rahmen der geplanten Änderungen an der Sicherheitsleittechnik (siehe unten) wird auch die Zahl der Messwertgeber pro CS-Strang auf bis zu 4 erhöht, wodurch diese Schwachstelle behoben wird.

Zur Zeit werden Änderungen an der Leittechnik der nicht zum SUSAN gehörenden Sicherheitssysteme vorgenommen. So werden der Reaktorschutz (RPS) und die Leittechnik des Isolationssystems in den Stillständen 1991 und 1992 durch eine EDM-Leittechnik (analog SUSAN-Leittechnik) ersetzt. Für diese Änderung ist ein Freigabeverfahren der HSK im Gang. Grundsätzlich wird die bisherige Sicherheitsleittechnik durch eine funktionell äquivalente elektronische Lösung ersetzt. Zur Erfüllung der Forderungen neuerer Regelwerke sind jedoch zusätzliche Änderungen notwendig. Die wichtigste ist eine geänderte räumliche Zuordnung der Logikkanäle, d. h. die Kanäle eines Auslösesystems werden räumlich getrennt installiert. Dadurch reduziert sich das Risiko des Ausfalls eines Auslösesystems durch eine gemeinsame Ursache (z. B. durch Brand).

Zusätzlich werden für die Logik des RPS zwei neue, batteriegestützte 24-V-Spannungsversorgungen (Kanalzuordnung entsprechend der Wechselspannungsversorgung) installiert. Damit kann die RPS-Leittechnik bei einem Wechselspannungsausfall für 3 Stunden autonom versorgt werden. Die Verknüpfung der vier Auslösekanäle zu einer "1 von 2, zweimal"-Logik erfolgt im Auslöseteil. Ebenfalls im Auslöseteil wird über Koppelschütze die Pegelumsetzung von der 24-V-Leittechnik auf die wie bisher für die Betätigung der Pilot-SCRAM-Ventile benötigte 110-V-Wechselspannung durchgeführt. Die 110-V-Wechselspannung wird von den bisherigen RPS-Motor-Generatorgruppen erzeugt.

Ausserdem wird die Verdrahtung der Pilot-SCRAM-Ventile geändert. Bisher wurden die Pilot-SCRAM-Ventile mittels Gruppenkontakten (die 57 Steuerstäbe sind in vier Gruppen zu je 13 bis 16 Steuerstäben eingeteilt) angeregt. Neu werden die einzelnen Pilot-SCRAM-Ventile einzeln abgesichert und einzeln geschaltet, d. h. pro Steuerstab ist ein separater Kontakt vorhanden.

Wegen den selbstüberwachenden Eigenschaften erfolgt die Prüfung des Reaktorschutzes in Zukunft nur noch einmal jährlich im Stillstand. Grundsätzlich ist das Vorgehen bei Prüfungen das gleiche wie bei der SUSAN-Sicherheitsleittechnik.

Nach dem Einbau des neuen Reaktorschutzes werden die Anregesignale für folgende Funktionen vollständig in den neuen Reaktorschutzschränken erzeugt:

- Kernsprühpumpen einschalten
- Kernsprüh-Einspeiseventile öffnen
- Speisewasserpumpen auf Minimaldrehzahl schalten
- Speisewasserpumpen abschalten
- Start Notstromdiesel

Ausserdem werden folgende Alarmmeldungen erzeugt:

- Kriterien RABE-WARNUNG erfüllt (Kap. 11.2.1)
- Kriterien RABE-ALARMIERUNG erfüllt (Kap. 11.2.1)

Diese Funktionen, welche mittels ISKAMATIK-Bausteinen realisiert werden, benützen ebenfalls die dem Reaktorschutz zugeordneten Messsignale. Dasselbe gilt für die Funktionen Teilschram, Turbinenschnellschluss und Rezirkulationspumpen-Abschaltung.

Zur analogen Erfassung von Prozessgrössen werden neu generell 4-Leiter-Messwertumformer eingesetzt. Die Aufarbeitung der Analogsignale erfolgt mittels CONTRONIC 3-Bausteinen. Muss ausnahmsweise ein analoges Signal in einen anderen Strang übertragen werden, so erfolgt dies über rückwirkungsfreie Trennverstärker. Analogsignale werden innerhalb des gleichen Stranges mittels EDM-Vergleicherbaugruppen überwacht. Digitale Eingangssignale (Endschalter, Ausgangsrelais aus der Nuklearinstrumentierung) werden mittels ISKAMATIK Bausteinen weiter verarbeitet.

6.6.8.4 Zusammenfassende Bewertung

Der Aufbau und die Ausführung der SUSAN-Leittechnik entsprechen den heutigen Regelwerken (z. B. KTA 3501). Alle SUSAN-Sicherheitsfunktionen erfüllen damit u. a. das Einzelfehlerkriterium und die Anforderungen bezüglich Prioritäten und Unabhängigkeit gegenüber den nicht dem SUSAN zugeordneten Systemen.

Die Leittechnik der nicht dem SUSAN zugeordneten Sicherheitssysteme der Stränge I und II stammt teilweise noch aus der Errichtungszeit des Kraftwerkes. In der bisherigen Betriebszeit zeigte sich diese Leittechnik als störungsarm. Bessere Prüf- und Überwachungsmöglichkeiten und der absehbare Mangel an Ersatzteilen verlangen in naher Zukunft bei einigen Sicherheitssystemen einen Austausch der Leittechnik. Als wichtigstes Beispiel sei hier der Reaktorschutz erwähnt, dessen Ersatz in Angriff genommen wurde. Bei einem solchen Austausch müssen für die Ausführung der Leittechnik die heutigen Regeln soweit wie möglich eingehalten werden. Dies betrifft insbesondere die räumliche

Trennung redundanter Stränge und von Auslösekanälen. Die HSK ist der Meinung, dass mit dem Ersatz des Reaktorschutzes und der Leittechnik der Isolationssysteme sowie den weiteren geplanten Änderungen an der Sicherheitsleittechnik eine weitere Verbesserung der Zuverlässigkeit bei der Auslösung der Sicherheitssysteme erzielt wird. Durch die erfolgte Nachrüstung mit SUSAN sind die heute noch bestehenden Mängel in ihrer Bedeutung reduziert und tolerabel.

6.6.9 Zusammenfassende Bewertung der Sicherheitssysteme

Die Sicherheitssysteme sollen bei einem Störfall die Reaktorschnellabschaltung, die Kühlung der Brennelemente, die Druckbegrenzung und den Druckabbau im Reaktorkühkreislauf, die Containmentkühlung (Nachwärmeabfuhr) und den Einschluss der radioaktiven Stoffe im Containment gewährleisten. Die im KKM zur Erfüllung dieser Funktionen seit der Betriebsaufnahme vorhandenen Systeme entsprechen weitgehend dem BWR/4-Standardkonzept des Reaktorieleranten. Wegen erweiterter Anforderungen an neue Kernkraftwerke wurden die ursprünglichen Systeme durch die zwei redundanten Stränge des SUSAN ergänzt, denen sowohl die neu eingebauten als auch bisherige, nachgerüstete und requalifizierte Sicherheitssysteme zugeordnet worden sind.

Das Reaktorschnellabschaltssystem bestehend aus den Steuerstäben, den hydraulischen Steuereinheiten und dem leittechnischen Teil (Reaktorschutz) hat sich im KKM und in anderen Siedewasserreaktoren bewährt. Ausserdem besteht ein unabhängiges und diversitäres betriebliches Fahrssystem für Einzelstabsfahren. Für den sehr unwahrscheinlichen Fall des Versagens der Reaktorschnellabschaltung besteht ein weiteres Abschaltssystem, das Vergiftungssystem, welches auf der Einspeisung von Bor beruht. Der im KKM zusätzlich eingebaute SUSAN-Reaktorschutz deckt weitergehende, zu späterer Zeit gestellte Sicherheitsanforderungen wie z. B. erhöhte seismische Belastungen ab.

Wie im KKM funktioniert auch in den Siedewasserreaktoren der deutschen und schwedischen Lieferanten die Schnellabschaltung auf einem hydraulischen Prinzip. Mit dem mit einem elektrischen Antrieb ausgerüsteten und damit ebenfalls auf einem diversitären Prinzip beruhenden betrieblichen Fahrssystem dieser Reaktoren können alle Steuerstäbe gleichzeitig langsam eingefahren werden. Wegen der Zuverlässigkeit der Schnellabschaltung erhöht dieses System aber die Abschaltsicherheit nicht wesentlich.

Die Analysen der Auslegungsfälle zeigen, dass die Systeme zur Kernkühlung, Containmentkühlung und Druckentlastung die geforderten Sicherheitsfunktionen unter Berücksichtigung des Einzelfehlerkonzepts erfüllen. Die Resultate der probabilistischen Sicherheitsanalyse haben keine Schwachstellen dieser Systeme erkennen lassen.

Zusätzlich zu den aus der Richtlinie R-101 abgeleiteten Anforderungen an das KKM (Kap. 5.2.3.2) wird für die Sicherheitsfunktionen Reaktordruckentlastung, Kernkühlung und Containmentkühlung auch das Instandhaltungskriterium erfüllt (Tab. 6-2). Dies gilt selbst dann, wenn die Stränge I und II

wegen Vermaschung und teilweise ungenügender Separation der elektrischen Versorgung nur als Einzelstrang bewertet werden. Einzig für die Kernkühlung bei grossen Lecks am Reaktorsystem und bei einem Leitungsbruch des Kernsprühsystems ist für die Kernsprühpumpen (CS) das Instandhaltungskriterium nicht erfüllt. Dementsprechend wird die Nichtverfügbarkeit dieser Pumpen eng begrenzt.

Das Kriterium 2.3 "Funktionelle Unabhängigkeit von redundanten Strängen" ist für die drei Bereiche Strang (I + II), Strang III und Strang IV vollständig erfüllt. Das Kriterium 2.4 "Separation von redundanten Strängen" ist ebenfalls in gleicher Weise erfüllt mit Ausnahme der Komponenten im Reaktorgebäude auf Kote -11 m. Auf diese Abweichung von der R-101 wird an verschiedenen Stellen dieses Gutachtens eingegangen, z. B. beim Brandschutz (Kap. 6.12.1), bei Rohrbruch im Reaktorgebäude (Kap. 8.2.5) und bei der probabilistischen Risikoanalyse (Kap. 9.3.2.3).

Das Containmentrückpumpensystem vom Sekundärcontainment zum Torus ist geeignet, bei allfälligen Leckagen im Reaktorgebäude die Ueberflutung der Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrpumpen zu verhindern oder zu verzögern.

Die Isolationssysteme des Reaktorkühlkreislafs und des Primärcontainments erfüllen grundsätzlich die notwendigen Funktionen auch unter Anwendung des Einzelfehlerkriteriums. Zur Verbesserung der Zuverlässigkeit der Reaktorkühlkreislauf-Isolation verlangt die HSK die Nachrüstung eines redundanten Entwässerungsventils des Scramablassbehälters.

Im Sekundärcontainment erfüllen die Isolationsvorrichtungen des Lüftungssystems die geforderten Funktionen auch beim Auftreten eines Einzelfehlers. Die einzelne Vakuumbrecharmatur zwischen dem Sekundärcontainment und dem äusseren Torus ist während des Betriebs nie geöffnet, so dass die Nichteinhaltung des Einzelfehlerkriteriums für die Isolationsfunktion akzeptabel ist. Es ist noch nachzuweisen, dass ein Versagen der Vakuumbrechfunktion nicht zu einem unzulässigen Unterdruck im Sekundärcontainment führt.

Das Notabluftsystem erfüllt die geforderte Funktion auch beim Auftreten eines Einzelfehlers. Seine Erdbebenrequalifikation ist noch in Bearbeitung. Sie ist aber für die Beherrschung des Erdbebensfalls nicht von Bedeutung.

Die Leittechnik der nicht dem SUSAN zugeordneten Sicherheitssysteme ist in DECONTIC- und Relaistechnik realisiert und hat sich während des bisherigen Reaktorbetriebs bewährt. Trotzdem werden in naher Zukunft der Reaktorschutz und die Leittechnik weiterer Sicherheitssysteme unter Berücksichtigung der technischen Möglichkeiten und unter Einhaltung heutiger Vorschriften ersetzt. Dadurch werden die Beschaffung von Ersatzteilen und die regelmässige Prüfung erleichtert sowie bisherige Schwachstellen (Separierung) behoben. Der Aufbau der SUSAN-Leittechnik entspricht dem heutigen technischen Stand.

Gesamthaft kommt die HSK aufgrund ihrer Ueberprüfung von Auslegung und Ausführung der Sicherheitssysteme sowie ihres bisherigen Betriebsverhaltens zum Ergebnis, dass diese Systeme geeignet sind, die gestellten Aufgaben zuverlässig zu erfüllen. Abgesehen von den hier erwähnten Ausnahmen werden die Anforderungen von Kap. 5 erfüllt.

6.7 VERSORGUNGS- UND HILFSSYSTEME

Die Versorgungssysteme, u. a. die nuklearen Kühlwassersysteme, die Stromversorgung und das Steuerluftsystem, stellen die von den Sicherheits- und Betriebssystemen benötigte Energie bereit und führen die Verlustwärme der Komponenten sowie die Nachwärme aus den Kernkühlsystemen ab. Die Hilfssysteme, z. B. die Lüftungsanlagen oder die Leckagenüberwachung, sorgen für die vorgeschriebenen Umgebungsbedingungen oder überwachen den Zustand der Ausrüstungen. Falls Sicherheitsfunktionen von diesen Systemen direkt abhängen, werden an ihre Zuverlässigkeit hohe Anforderungen gestellt und sie sind dementsprechend in Sicherheitsklassen eingestuft.

6.7.1 Nukleare Kühlwassersysteme

6.7.1.1 Systemaufgaben und -übersicht

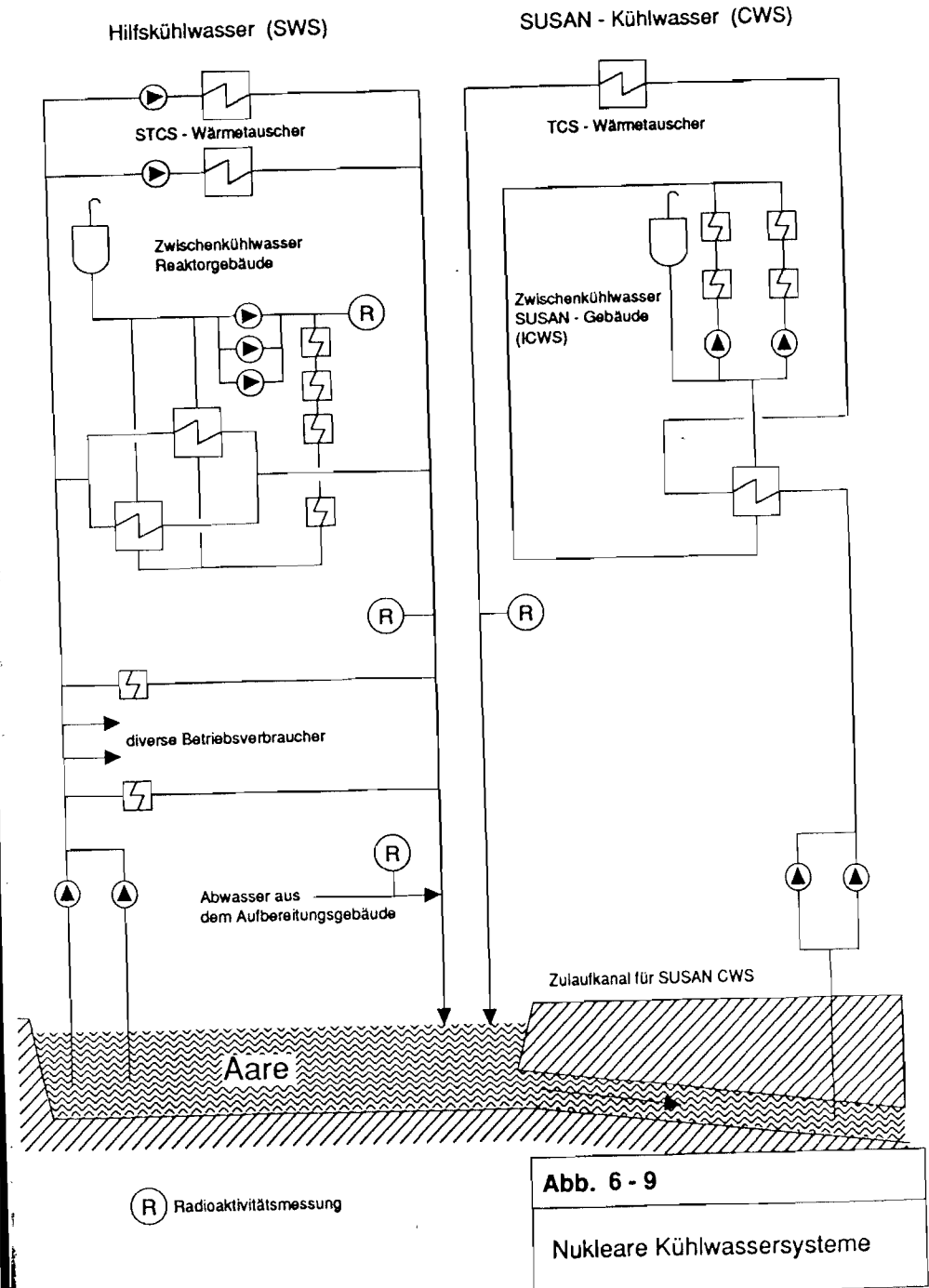
Die nuklearen Kühlwassersysteme haben die Wärmeabfuhr aus den Sicherheitssystemen an eine äussere Wärmesenke sicherzustellen. Dabei handelt es sich um

- die Verlustwärme von Komponenten der Sicherheitssysteme
- die Nachwärme aus bestrahlten Brennelementen
- die im Torus gespeicherte Wärme als Folge eines Ansprechens der Sicherheits-/Abblaseventile oder eines Kühlmittelverluststörfalls

Zu den nuklearen Kühlwassersystemen gehören (Abb. 6-9):

- 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 als Sicherheitssysteme klassiert.
- Die Zwischenkühlwassersysteme im Reaktor Gebäude und Maschinenhaus; sie bilden eine zweite Barriere gegen den Austritt radioaktiver Stoffe und sind nicht als Sicherheitssysteme klassiert.

Das Hilfskühlwassersystem 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 das neue Kühlwassersystem des SUSAN-Nachrüstprogramms (CWS, ICWS) aufgehoben. Dadurch wurde eine Erhöhung der Verfügbarkeit der Kühlwasserversorgung beim Verlust der externen Stromversorgung und beim Sicherheitserdbeben sowie bei Einwirkungen Dritter, externer Ueberflutung, Flugzeugabsturz und Blitzschlag erreicht.



6.7.1.2 Hilfskühlwassersystem

Als wichtigste 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 Wärmetauscher der Zwischenkühlwassersysteme im Reaktorgebäude und Maschinenhaus sowie verschiedene andere Betriebssysteme mit Kühlwasser.

Die Entnahme des aus der Aare stammenden Kühlwassers erfolgt nach der Wasserreinigungsanlage für das Hauptkühlwasser. Die zwei redundanten Hilfskühlwasserpumpen (2 x 100 %) sind zusammen mit den Hauptkühlwasserpumpen im Pumpenhaus am Aareufer aufgestellt. In Betrieb befindet sich jeweils nur eine Pumpe. Im Falle ihres Versagens läuft die andere Pumpe automatisch an. Das angesaugte Hilfskühlwasser wird über eine gemeinsame Leitung zum Maschinenhaus gefördert. Von dort wird es durch ein verzweigtes Rohrnetz an die verschiedenen Verbraucher verteilt. Wegen der Höhendifferenzen und Entfernungen der einzelnen Verbraucher müssen an einigen Stellen die Förderhöhen durch Druckerhöhungspumpen vergrößert werden. Um die optimalen Kühlwassermengen und Druckverhältnisse zu erreichen, wird bei gewissen Verbrauchern der Abfluss gedrosselt. Das Kühlwasser wird über eine mit einer Aktivitätsüberwachung versehene Sammelleitung in eine der beiden Hauptkühlwasserauslaufkammern geführt und dort an die Aare abgegeben.

Beim Ausfall der Hilfskühlwasserpumpen können die STCS-Kühler über eine nach den Druckerhöhungspumpen angeschlossene Rohrverbindung vom Trinkwasser-Hochreservoir mit Kühlwasser weiter versorgt werden. Als weitere Möglichkeit kann an diese Leitung eine mobile Feuerweerpumpe mit Ansaugung aus der Aare oder anderen Wasserquellen angeschlossen werden.

Wegen Erosionsschäden wurden in den Stillständen 1988 und 1989 die Kühlwasserleitungen der STCS-Kühler zwischen den Druckerhöhungspumpen und dem Auslauf aus dem Reaktorgebäude ersetzt. Die neuen Leitungen inkl. Armaturen sind in die Sicherheitsklasse 3 eingestuft und somit auch für das Sicherheitserdbeben (SSE) ausgelegt. Dadurch ist die Integrität dieser Leitungen bei einem Erdbeben gewährleistet. Diese Massnahme vermindert auch das Ueberflutungsrisiko für die Sicherheitsausrüstungen im Reaktorgebäude auf -11 m und verbessert die Zuverlässigkeit der STCS-Kühlwasserversorgung aus den erwähnten alternativen Wasserquellen. Insgesamt ergibt die qualifizierte Ausführung der neuen Hilfskühlwasserleitungen eine Erhöhung der Verfügbarkeit des Abfahr- und Toruskühlsystems.

Als Barriere gegen Aktivitätsaustritt sorgen die zwei redundanten Druckerhöhungspumpen bei den STCS-Wärmetauschern in Verbindung mit einer druckgesteuerten Drosselarmatur in der Abflussleitung dafür, dass der Druck im Hilfskühlwasserkreislauf stets höher ist als im STCS-Kreislauf. Bei den Wärmetauschern des Zwischenkühlwasserkreislaufes wird durch eine automatische und druckgesteuerte Drosselung ein höherer Druck im Hilfskühlwasserkreislauf aufrechterhalten.

Diese Aktivitätsbarrieren werden durch Gamma-Aktivitätsmonitore am Rücklauf mit Anzeige, Registrierung und Alarmierung im Kommandoraum überwacht (Abb. 6-9). Die Monitore sind durch Gleichstrom von 24-V-Batterien versorgt.

Mit Ausnahme der automatischen Umschaltung bei den Hilfskühlwasser- und Druckerhöhungspumpen und den lokalen Druckregelungen wird das Hilfskühlwassersystem manuell vom Hauptkommandoraum aus bedient. Die Verbindungen zu den alternativen Kühlwasserquellen können nur manuell vor Ort hergestellt werden. Die Stromversorgung der Hilfskühlwasser- und Druckerhöhungspumpen für die STCS-Wärmetauscher erfolgt von den 380-V-Turbinenhauptverteilungen H1 und M1. Bei Netzausfall werden diese Pumpen automatisch auf die notstromversorgten Reaktorhauptverteilungen H21 und M21 umgeschaltet.

Das Hilfskühlwassersystem befindet sich permanent in Betrieb, wobei periodisch zwischen den einzelnen Kühlwasser- und Druckerhöhungspumpen umgeschaltet wird. Damit werden die Pumpen auch periodisch auf ihre Funktion geprüft. Die Handarmaturen des Hilfskühlwassersystems werden gemäss administrativen Vorschriften in der korrekten Position vor Ort verriegelt.

Bei einem Leck im Hilfskühlwassersystem oder im Wärmetauscher des Zwischenkühlwassersystems besteht die Gefahr einer Ueberflutung des Reaktorgebäudes. Die Folgen eines Lecks im Hilfskühlwassersystem sind in Kap. 8.2.5 beschrieben.

6.7.1.3 Zwischenkühlwassersystem im Reaktorgebäude und Maschinenhaus

Durch die Zwischenkühlwasserkreisläufe wird eine doppelte Barriere zwischen den aktivitätsführenden Systemen und dem Aarewasser hergestellt. Die Wärme wird durch das Hilfskühlwassersystem aus den Zwischenkühlwasserkreisläufen abgeführt.

Das Zwischenkühlwassersystem im Reaktorgebäude dient zur Kühlung von Systemen, die ständig oder häufig radioaktive Stoffe enthalten. Es ist kein Sicherheitssystem, da es mit Ausnahme des Brennelementbeckens nur Betriebssysteme des Reaktors (z. B. die Umwälzpumpen, die Reaktorwasserreinigungsanlage und die Ventilationskühler) versorgt. Beim Ausfall des Zwischenkühlwassersystems wird die Kühlung der gelagerten Brennelemente durch das Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS) übernommen. Durch einen Gamma-Aktivitätsmonitor wird die Integrität des Zwischenkühlwassersystems im Reaktorgebäude überwacht (Abb. 6-9).

Bei einem allfälligen Integritätsverlust des Zwischenkühlwasserkreislaufes besteht für die Sicherheitsausrüstungen auf -11 m keine Ueberflutungsgefahr, da das System insgesamt weniger als 10 m³ Wasser enthält, was weniger als 2 % der kritischen Leckagemenge von ca. 550 m³ entspricht, bei der Funktionsbeeinträchtigungen einzelner sicherheitswichtiger Komponenten erwartet werden müssen.

Das Zwischenkühlsystem im Maschinenhaus dient als sauberer Kühlkreislauf für die Komponenten-kühlung und hat die Funktion einer Barriere gegen Aktivitätsaustritt. Es versorgt ausschliesslich Betriebssysteme und wird periodisch mittels Probenahmen bezüglich Aktivität überwacht. Eine ständige Ueberwachung der Aktivitätskonzentration des Zwischenkühlwassers ist hier, im Gegensatz zum Zwischenkühlwassersystem im Reaktorgebäude, nicht notwendig, da die zu kühlenden Kreisläufe nur eine geringe Aktivität aufweisen.

6.7.1.4 SUSAN-Kühlwassersysteme (CWS, ICWS)

Das SUSAN-Kühlwassersystem CWS (Cooling Water System) übernimmt die Wärmeabfuhr aus dem TCS- und dem SUSAN-ICWS-Wärmetauscher. Entsprechend den Anforderungen sind das CWS und das ICWS der Sicherheitsklasse 3 zugeordnet und notstromversorgt. Beim ungestörten Reaktorbetrieb ist das CWS-System nicht in Betrieb.

Das System besitzt einen gemeinsamen Saugstrang von der Aare, einen gemeinsamen Druckstrang, in dem der ICWS- und der TCS-Wärmetauscher in Serie angeordnet sind, und zwei parallel geschaltete Umwälzpumpen mit ihren zugehörigen Armaturen. Die Pumpen und der ICWS-Wärmetauscher sind im SUSAN-Gebäude und der TCS-Wärmetauscher ist im Reaktorgebäude aufgestellt. Die Fördermenge einer Pumpe reicht aus, um die gesamte Nachwärme und Komponentenwärme bei der maximalen Aarewassertemperatur von 21 °C abzuführen.

Das Kühlwasser wird in einer der beiden bestehenden Hauptkühlwasserauslaufkammern gefasst und über einen unterirdischen Kanal den Pumpenkammern im SUSAN-Gebäude zugeführt. Eine Ansaugung des erwärmten Hauptkühlwassers ist jedoch ausgeschlossen, da die SUSAN-Kühlfunktion erst nach erfolgter Reaktorabschaltung, d. h. auch nach einer Abschaltung beider Turbinen, erforderlich ist. Durch eine der beiden Hauptkühlwasserauslaufkammern wird auch das warme Abwasser des Hilfskühlwassersystems an die Aare abgegeben, dessen gleichzeitiger Betrieb mit dem SUSAN nicht auszuschliessen ist. Zur Verhinderung einer zu starken Erwärmung des SUSAN-Kühlwassers erfolgt die CWS-Wasserentnahme aus der anderen Auslaufkammer.

Die SUSAN-Kühlwassermenge beträgt weniger als ein Hundertstel der normalerweise abgegebenen Hauptkühlwassermenge, für welche die bestehenden Hauptkühlwasserauslaufrohre ausgelegt sind. Aus diesem Grunde wird die Wasserentnahme für das SUSAN auch beim starken Geschwemm-selantfall nach einem Wehrbruch des Wohlenseedammes als nicht gefährdet angesehen, da dafür praktisch alle vier Oeffnungen im Auslaufrohr, das in diesem Falle der Wasserentnahme dient, verstopft werden müssten, was sehr unwahrscheinlich ist. Auch bei einer minimalen Aarewassermenge und ohne Berücksichtigung des Rückstaus des Niederried-Wehrs bleibt das Aareniveau noch ca. 1 m über der Unterkante der Auslaufrohre des Hauptkühlwassersystems, so dass die Kühlwasserentnahme für das CWS gewährleistet bleibt.

Die Wasserabgabe an die Aare erfolgt über ein Kraftschlussbecken und das SUSAN-Auslaufbauwerk.

Damit auch bei undichtem TCS-Wärmetauscher eine Barriere gegen Aktivitätsaustritt bestehen bleibt, wird im CWS-System durch Drosselung nach dem Wärmetauscher ein Ueberdruck aufrecht erhalten. Bei Kühlmittelverluststörfällen, bei denen der Torus über kürzere oder mittlere Zeitintervalle unter höherem Druck steht, können die CWS-Pumpen das Druckgefälle nicht aufrechterhalten, so dass bei eventuellen Leckagen im Rohrbündel des TCS-Wärmetauschers eine Aktivitätsabgabe an die Aare erfolgen würde. Um die Wahrscheinlichkeit eines Aktivitätsaustrittes auf ein Minimum zu reduzieren, wird das Wärmetauscher-Rohrbündel im Rahmen der Wiederholungsprüfungen gemäss der SVDB-Festlegung NE-14 periodisch auf Dichtheit geprüft. Die Aktivität wird im Kühlwasserrücklauf mit einem Monitor überwacht. Ein Anstieg löst im Kommandoraum einen Alarm aus. Vor der Aktivitätsmessstelle wird das Probewasser zusätzlich gekühlt, damit auch bei erhöhter Temperatur des Rücklaufs die Spezifikation der Messstelle eingehalten wird. Eine Kühlwasser-seitige Absperrung des TCS-Wärmetauschers ist möglich.

Die elektrische Versorgung und die leittechnische Ansteuerung der beiden CWS-Pumpen erfolgen aus den entsprechenden SUSAN-Strängen. Die Bedienung ist sowohl im SUSAN-Kommandoraum als auch im Hauptkommandoraum möglich. Das CWS und das ICWS werden automatisch durch folgende Signale gestartet:

- Reaktorniveau "tief" (Niveau 2)
- Torustemperatur "hoch" (≥ 32 °C)
- Unterspannung an einer SUSAN-380-V-Schiene (zwecks Dieselkühlung)

Dank der ausreichenden Durchflusskapazität der gemeinsamen ICWS- und TCS-Wärmetauscher sowie der gemeinsamen Leitungen können beide Stränge im Anforderungsfall parallel in Betrieb sein. Um Reparaturen, Unterhalt und Reinigung der CWS-Pumpen zu ermöglichen, lassen sich die zugehörigen Pumpenkammern mit überwachten Handschiebern einzeln trockenlegen.

Da die Ueberlaufkote des SUSAN-Kraftschlussbeckens sich am höchsten Punkt des CWS-Systems befindet, ist das System im Bereitschaftszustand immer mit Wasser gefüllt. Um Lufterinschlüsse und damit Wasserschläge zu vermeiden, sind an zwei kritischen Stellen permanente Entlüftungen vorhanden. Die Zulauthöhe der Pumpen liegt auch bei minimalem Wasserstand in der Aare noch oberhalb der Kavitationsgrenze. Im Rahmen der SUSAN-Inbetriebsetzungsversuche wurde das Systemverhalten auf Druckstösse und Kavitation bei kurzen Stromunterbrüchen (bis 2 s) und bei Umschaltung auf Notstromdieseleinspeisung (Stromunterbruch 27 s) untersucht. In beiden Fällen mussten die Pumpen im Gegensatz zum normalen Anfahrvorgang gegen offene Druckschieber anlaufen. Es wurden dabei keine unzulässigen Belastungen festgestellt.

Aufgabe des SUSAN-Zwischenkühlwassersystems ICWS (Intermediate Cooling Water System) ist die Kühlung der SUSAN-Notstromdiesel und der Verbraucher in den SUSAN-Lüftungssystemen sowie die Übertragung der Wärme an das CWS. Das System dient als sauberer Kühlkreislauf für die Komponenten Kühlung und hat nicht die Funktion einer Barriere gegen Aktivitätsaustritt. Das System enthält zwei redundante Pumpen und befindet sich vollständig im SUSAN-Gebäude. Die Wärme wird über einen gemeinsamen Wärmetauscher an das CWS abgegeben. Im Anforderungsfall laufen beide Pumpen parallel. Die Systemklassierung, Stromversorgung und automatische Inbetriebnahme sind gleich wie beim CWS.

Alle Handarmaturen in den CWS/ICWS-Hauptleitungen unterstehen dem administrativen Freischaltverfahren und sind auch mit Positionsanzeigen in beiden SUSAN-Kommandoräumen versehen. Auf eine falsche Position wird zusätzlich durch die Gefahrenmeldung "System nicht betriebsbereit" aufmerksam gemacht.

Die CWS/ICWS-Funktionen werden periodisch im Rahmen der SUSAN-Probelaufe überprüft. Damit während des Vollastbetriebes auch bei hoher Rücklauftemperatur des Hauptkühlwassers das CWS getestet werden kann, wird zusätzlich kaltes Wasser der Druckleitung der Hauptkühlwasserpumpe entnommen und dem SUSAN-Einlaufbauwerk zugeführt.

6.7.1.5 Zusammenfassende Bewertung

Nach der Realisierung des SUSAN-Kühlwassersystems besteht bezüglich aktiver Komponenten eine vierfache Redundanz für die Nachwärmeabfuhr aus der Anlage bei internen Auslegungsfällen. Für diese Auslegungsfälle ist somit auch das Instandhaltungskriterium 2.2 der Richtlinie R-101 erfüllt. Bezüglich Separation auf der -11 m Kote im Reaktorgebäude bestehen Einschränkungen wie für die Sicherheitssysteme (Kap. 6.6.3.9). Das Kriterium 3.3.6 (Zwischenkühlkreislauf) der R-101 ist erfüllt, indem das Hilfskühlwasser gegenüber den radioaktiven Kreisläufen einen ständigen Überdruck aufweist und das SUSAN-Kühlwasser nur in seltenen, zeitlich begrenzten Fällen nicht den nötigen Überdruck aufweist. Die übrigen Anforderungen der R-101 gemäss Kap. 5.2.3.2 sind erfüllt.

Zur Erkennung einer Freisetzung radioaktiver Stoffe über die nuklearen Kühlwassersysteme sind in den Kreisläufen, insbesondere im Ablauf zur Aare, Aktivitätsmessstellen eingebaut.

6.7.2 Stromversorgung

6.7.2.1 Aufgaben und Anforderungen

Die Aufgabe der elektrischen Eigenbedarfsversorgung eines Kernkraftwerks besteht in der sicheren und zuverlässigen Energieversorgung der im Normalbetrieb und bei Störfällen benötigten Kraft-

werksausrüstungen. Die Stromversorgung wird für die Betriebs- und Sicherheitssysteme des Kernkraftwerks durch verschiedene Stromquellen wie eigene Turbogruppen und externe Netze sichergestellt. Die Sicherheitssysteme sind zusätzlich mit unabhängigen Notstromversorgungen ausgerüstet. Neben der normalen Eigenbedarfsanspeisung ab Generator bzw. ab Netz wird eine weitere, möglichst unabhängige und ausreichend leistungsstarke Netzfremdanspeisung gefordert. Einzelne Ereignisse sollen nicht beide Netzeinspeisungen gleichzeitig zerstören können. In unwahrscheinlichen Fällen (FLA oder SSE) muss innerhalb weniger Tage die Wiederinbetriebnahme einer externen Versorgung möglich sein. Diese internen und externen Stromversorgungen sollen eine hohe Verfügbarkeit aufweisen und bei Bedarf die Sicherheitssysteme uneingeschränkt, rasch und zuverlässig versorgen können.

6.7.2.2 Dreiphasige Eigenbedarfsanlage

a) Ausführung (Abb. 6-10)

Charakteristisch für KKM sind im Aufbau seiner elektrischen Versorgung die zwei Kraftwerksturbogruppen und die damit verbundene Einteilung in zwei Eigenbedarfsblöcke mit einer zusätzlichen unabhängigen Netzeinspeisung, welche sich auf beide Blockeigenbedarfschienen aufschalten lässt. Dadurch sind für einen Ausfall des Eigenbedarfs gleichzeitig mehrere Fehler notwendig.

Im wesentlichen besteht die Eigenbedarfsversorgung aus den drei 6-kV-Eigenbedarfschienen D, F, und E mit ihren 380-V-Hauptverteilungen H, M und K sowie aus fünf den Sicherheitssystemen zugeordneten Notstromquellen (2 Einspeisungen vom Hydrowerk Mühleberg, 1 Notstromdieselanlage und 2 Notstandsdieselanlagen).

Externe Verbindungen bestehen zu den 220-kV-, 50-kV- und 16-kV-Hochspannungsnetzen. Die zwei 220 kV-Netzanschlüsse erfolgen über die den beiden Turbogeneratoren zugeordneten Blockeigenbedarfschienen D und F, über 10-MVA-Blockeigenbedarfs- und 205-MVA-Blocktransformatoren und über je eine Kabelverbindung zur 220-kV-Schaltanlage Mühleberg West (Nr. 15 in Abb. 3-4), wo sich auch die zugehörigen 220-kV-Leistungsschalter befinden. Beide 220-kV-Kabel werden mit den 50-kV- und 16-kV-Netzzuführungen unterirdisch in einem gemeinsamen Kabelkanal, auf einer eigenen Kabeltragkonstruktion, von der 220-kV-Schaltanlage bis zu den 205-MVA-Blocktransformatoren geführt.

Der 50-kV-Netzanschluss besteht aus einer Kabelzuführung vom 50-kV-Netz über den 15-MVA-Transformator zur allgemeinen Schiene E. Das 50-kV-Kabel wird ebenfalls auf einer eigenen Kabeltragkonstruktion im unterirdischen Kabelkanal von der 50-kV-Schaltanlage in der Umgebung des Hydrowerks bis in das KKW-Gelände zur 15-MVA-Trafoanlage geführt.

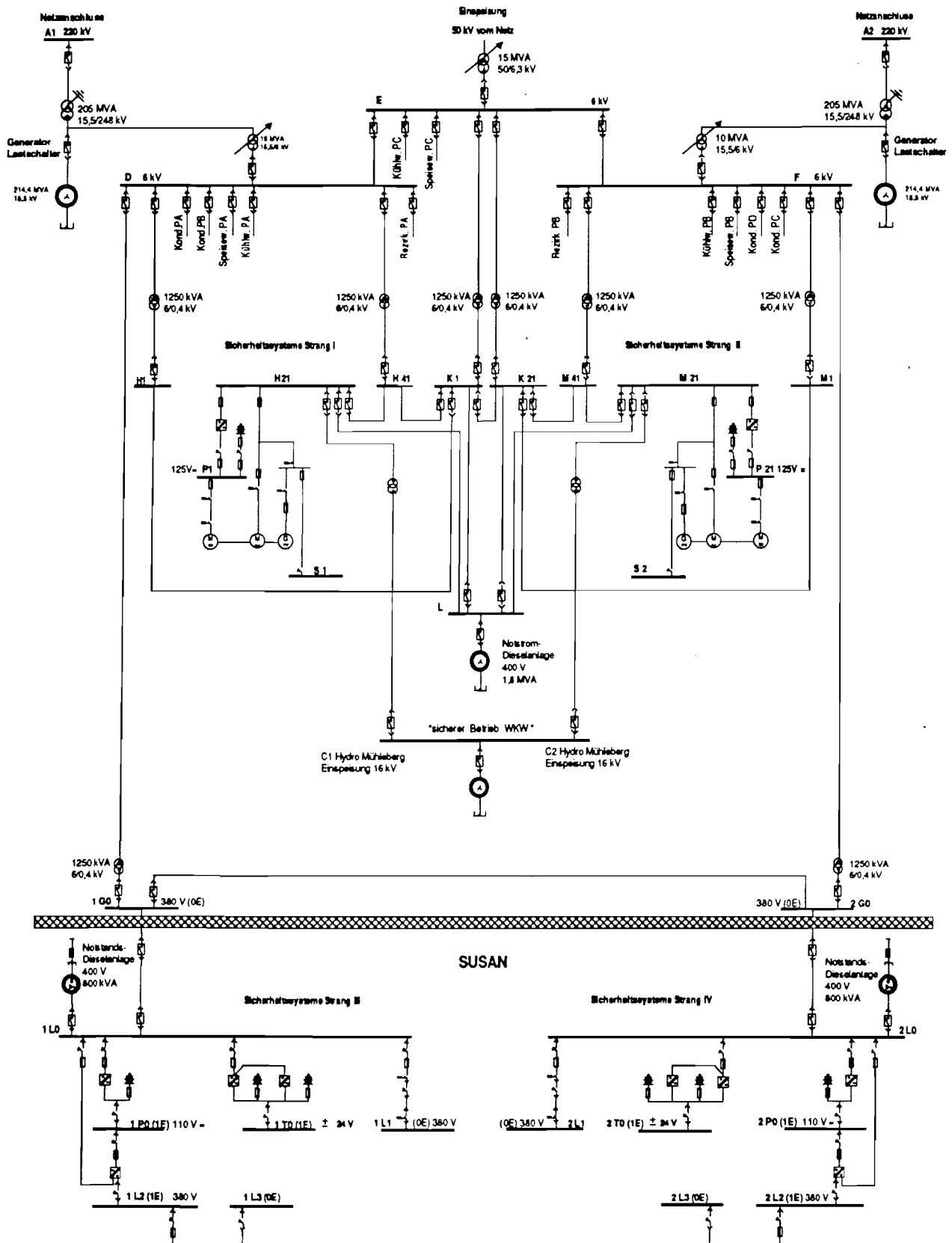


Abb. 6 - 10

Eigenbedarfsversorgung

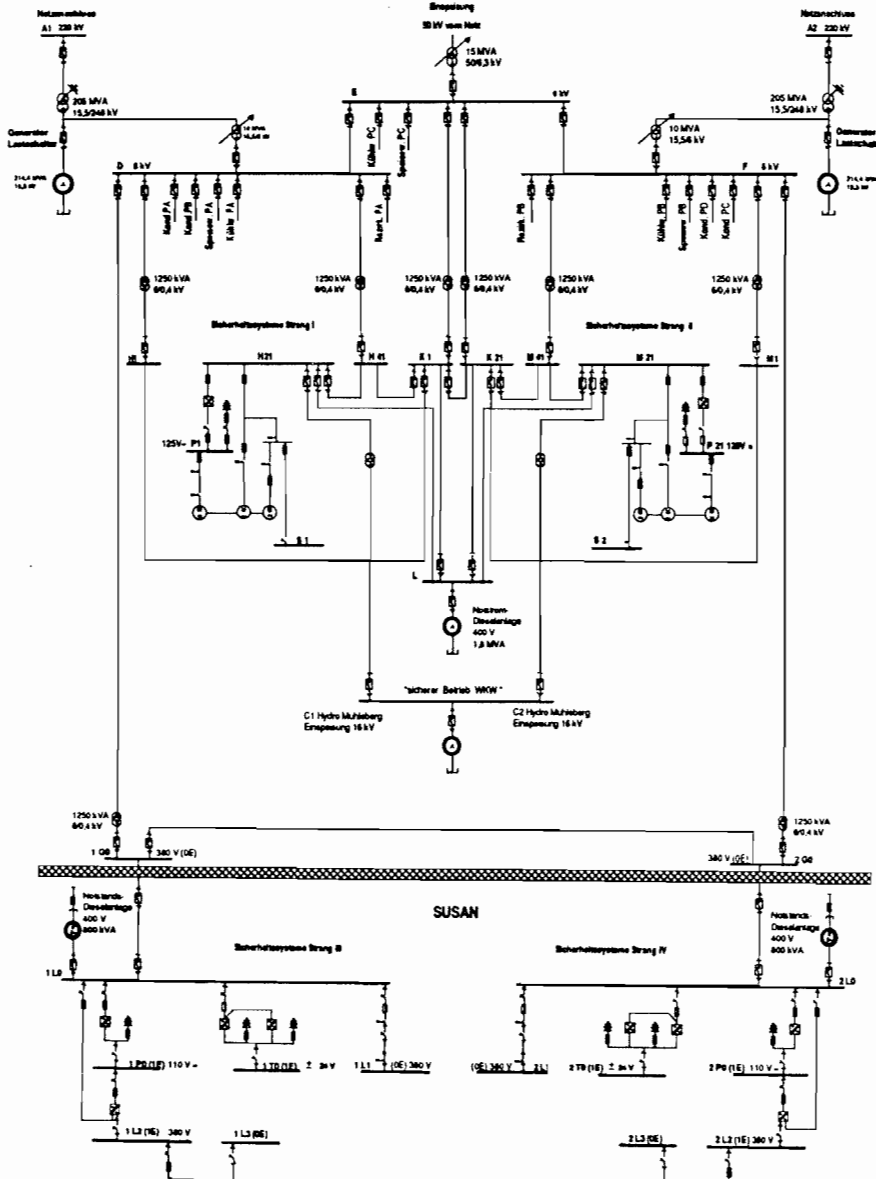


Abb. 6 - 10

Eigenbedarfsversorgung

Die zwei 16-kV-Netzanschlüsse stammen direkt von einer gemeinsamen Generatorsammelschiene des Hydrowerks. Die zugehörigen 16-kV-Leistungsschalter werden vom Hydrowerk gesteuert und sind dauernd eingeschaltet. Die Kabel der beiden 16-kV-Anschlüsse werden im oben erwähnten unterirdischen Kabelkanal, voneinander getrennt, in mit Sand gefüllten Kabelsteinen von der 16-kV-Schaltanlage, die sich ebenfalls in der Nähe des Hydrowerkes befindet, bis ins Kraftwerksgelände zu den entsprechenden Transformatoranlagen geführt.

Zwischen den Turbogeneratoren beider Blöcke und den entsprechenden Blocktransformatoren befindet sich je ein Generatorlastschalter. Die Eigenbedarfs- und Generator-Erregerleistung wird auf der Netzseite des Generator-Lastschalters abgenommen. Auf diese Weise können die Eigenbedarfschienen D und F beim An- und Abfahren sowie bei Störungen sowohl von den zugehörigen 220-kV-Netzeinspeisungen als auch von der 50-kV-Netzeinspeisung angespeist werden.

Die 6-kV-Schaltanlagen befinden sich in einem Raum des Betriebsgebäudes (0 m) und sind in zwei getrennten, geschotteten Reihen aufgebaut. Die Allgemeinschiene E und die Blockschiene D sind in der gleichen Reihe angeordnet. Die den Reihen zugehörigen Leistungskabel liegen voneinander durch Brandmauern getrennt in einem Kabelraum (-4 m). Die 380-V-Hauptverteilungen befinden sich in einem eigenen Raum des Betriebsgebäudes (8 m). Die zwei Stränge H1/H21/H41/K1 und M1/M21/M41/K21 sind ebenfalls in zwei getrennten, geschotteten Reihen aufgebaut. Die Steuer- und Leistungskabel liegen in je zwei durch Brandmauern getrennten Kabelwegen (4 m).

Im SUSAN-Gebäude befinden sich, räumlich getrennt, die beiden 380-V-Hauptverteilungen der Notstandsversorgung 1L0 und 2L0.

b) Normalbetrieb

Während des normalen Leistungsbetriebs der Anlage erfolgt die Eigenbedarfsversorgung der Betriebsschienen D und F vom zugehörigen Turbogenerator. Pro Schiene werden folgende Verbraucher mit Energie versorgt: Je zwei Kondensatpumpen, je eine Speisewasserpumpe, je eine Umwälzpumpe und je eine Hauptkühlwasserpumpe. Weiter werden die 380-V-Turbinenhauptverteilungen H1 und M1, die keine sicherheitsrelevanten Verbraucher versorgen, von der Schiene D bzw. F über die 1250-kVA-Transformatoren gespeist. Ebenfalls von der D- resp. F- Schiene werden die Reaktorhauptverteilungen H41 resp. M41 und von hier über je eine Längskupplung die notstromversorgten Reaktorhauptverteilungen H21 resp. M21 angespeist. Als nennenswerte Verbraucher dieser Notstromschienen sind unter anderem aufzuführen: 125-V/24-V-Batterieadegeräte, Notbeleuchtung, je eine Steuerstabantriebspumpe, je eine Kernsprühpumpe, je eine Hilfskühlwasserpumpe, je eine Druckerhöhungspumpe für das Hilfskühlwassersystem, je ein Kompressor der Druckluftanlage, je eine STCS-Pumpe, je ein MG-Set (Dreimaschinen-Umformergruppe) zur Speisung der zugehörigen sicheren Schiene S1 bzw. S2. Ein Abgang der Schiene M21 versorgt den MG-Set zur Anspeisung der VAX-Computeranlage und

Zeitfolgemelderanlage. Den 380-V-Hauptverteilungen H und M werden noch Unterverteilungen zugeordnet, welche bei Bedarf auch von der anderen Hauptverteilung angespeist werden können. Diese Unterverteilungen befinden sich im Maschinenhaus.

Die allgemeine 6-kV-Schiene E und die allgemeinen 380-V-Verteilungen K1 und K21 dienen beiden Betriebssträngen gemeinsam. Als nennenswerte Verbraucher der Allgemeinschiene E sind die Reserve-Speisewasserpumpe und die Reserve-Hauptkühlwasserpumpe zu erwähnen. Die allgemeinen 380-V-Verteilungen K1 und K21 versorgen nicht sicherheitsrelevante Hilfsbetriebe mit elektrischer Energie wie z. B. Hilfskessel, Wäscherei oder allgemeine Versorgung für Licht und Kraftsteckdosen. Ein Abgang an der K1-Schiene dient der Anspeisung einer USV-Anlage (unterbrechsbare Stromversorgung), welche im Normalfall das Datenerfassungssystem B und den Transientenrecorder speist. Bei Bedarf kann sie zusätzlich das Datenerfassungssystem A, die VAX-Computeranlage und die Zeitfolgemelderanlage anspeisen. Die Dieselschiene L dient nur als Kuppelschiene. Im Normalbetrieb ist die L-Schiene spannungslos, währenddem die Längskupplungen H21/H41 (M21/M41), 1G0/1L0 (2G0/2L0) und 1L2/1L3 (2L2/2L3) eingeschaltet sind.

c) Umschaltungen

Durch den Verlust von Einspeisequellen oder durch Defekte an Ausrüstungen kann die Funktion der Schaltanlagen beeinträchtigt werden. Auswirkungen von solchen Störungen werden durch schnelle Umschaltungen und selektive Schutzauslösungen begrenzt. Dabei werden Ausrüstungen entweder automatisch auf noch vorhandene Speisequellen umgeschaltet oder mittels Schutzeinrichtungen abgeschaltet. Alle Einspeisungen und Kupplungen werden durch ein Kurzschlussrelais überwacht. Die Motorabgänge der 6-kV-Schienen werden auf Kurzschluss, Ueberstrom und Ueberlast, jene der 380-V-Hauptverteilungen auf Kurzschluss und Ueberstrom kontrolliert. Die 6-kV-Schienen und die 380-V-Hauptverteilungen werden 3-phasig überwacht, wobei die Minimalspannungsrelais bei Spannungen kleiner als 70 % der Nennspannung auslösen. Die Antriebe an den 6-kV-Schienen werden 2 Sekunden nach Minimalspannungsauslösung abgeworfen. Damit wird ein vollständiges Hochlaufen nach Spannungsrückkehr vermieden, welches einen vollen Anlaufstrom und damit einen unzulässigen Spannungsabfall verursachen würde. Die Antriebe an den 380-V-Hauptverteilungen werden 5 Sekunden nach Minimalspannungsauslösung abgeworfen, um die maximale Dauer eines Spannungsunterbruchs beim Umschalten auf der 6-kV-Ebene von ca. 4 Sekunden zu überbrücken. Beim Ansprechen des Blockschutzes oder der Minimalspannungsrelais der 6-kV-Schienen wird von der jeweiligen Blockschiene auf die allgemeine 6-kV-Schiene E umgeschaltet. Umgekehrt wird beim Ansprechen des 50-kV-Blockschutzes oder des Minimalspannungsrelais der E-Schiene auf eine der Blockschienen D oder F umgeschaltet.

Auf der 380-V-Ebene sind automatische Umschaltungen beim Ansprechen der Minimalspannungsüberwachung (70 % der Nennspannung) der Reaktorhauptverteilungen H21/H41 bzw. M21/M41 vorgesehen.

6.7.2.3 Dreiphasige Notstromversorgung

Nach einem gleichzeitigen Ausfall der Turbogeneratoren und der externen Stromversorgungen soll die interne Notstromversorgung die bei Störfällen unbedingt notwendigen Verbraucher sicher mit elektrischer Energie beliefern können. Die Notstromversorgung der Sicherheitssysteme der Stränge I und II setzt sich zusammen aus der 1,8-MVA-Dieselanlage und der 16-kV-Einspeisung aus dem Hydrowerk Mühleberg und diejenige der Sicherheitssysteme der Stränge III und IV aus den beiden 800-kVA-Notstandsdieselanlagen.

Wichtige an die Notstromversorgung der Stränge I und II angeschlossene Verbraucher sind die Pumpen der Systeme CS, SLCS und STCS, eine Hilfskühlwasserpumpe sowie die Ventilatoren des SGTS, des Dieselraums, der Abluftüberwachung im Kamin und der Abgasüberwachung. Diese Notstromversorgung ist charakterisiert durch zahlreiche Umschaltmöglichkeiten, welche damit eine optimale Ausnutzung der Notstromquellen erlaubt. Dafür weist sie aber eine komplexe Verriegelungslogik auf. Während der Umschaltungen werden die Reaktorhauptverteilungen mindestens während 6 Sekunden spannungslos. Die meisten Motorschütze und Schalter an allen Verteilungen fallen dabei ab oder werden durch Minimalspannungsauslösung ausgeschaltet. Nach Rückkehr der Spannung wird die Einschaltfreigabe für die einzuschaltenden Antriebsgruppen sequentiell erteilt.

Grundsätzlich sind die Leistungs- und Messkabel der Sicherheitssysteme der Stränge I und II getrennt geführt. An einzelnen Stellen im Torusbereich des Reaktorgebäudes besteht die Trennung allerdings nur in einer dünnwandigen Brandschottung. Dieser nicht als gravierend beurteilte Mangel wird durch die beiden SUSAN-Stränge kompensiert, welche die heutigen Separierungskriterien sowohl untereinander als auch gegenüber den Strängen I und II erfüllen. Brandaspekte werden im Kap. 6.12.1 behandelt.

Die Verbraucher der Stränge III und IV werden bei Unterspannung durch die Sicherheitsleittechnik abgeschaltet und erhalten bei Anforderung mit der zugehörigen Dieselbelastungsstufe wieder einen Einschaltbefehl. Verbraucher, welche nicht benötigt werden, bleiben während des Notstandbetriebs abgeschaltet.

a) Hydroeinspeisung

Im Hydrowerk Mühleberg wird auf der 16-kV-Spannungsebene eine der drei vorhandenen Sammelschienen für den "sicheren Betrieb", d. h. für die Eigenbedarfsversorgung des Hydrowerks und die Notstromversorgung des Kernkraftwerks, benutzt. Eine der sechs Hydrogruppen wird speziell nur für die Speisung dieser Sammelschiene eingesetzt. Sie ist über einen Transformator mit dem 50-kV-Netz gekuppelt. Bei Netzzusammenbrüchen wird die Sammelschiene des "sicheren Betriebs" durch unter- und überspannungsseitige Abschaltung des Transformators vom Netz getrennt und in den Inselbetrieb übergeführt. Die Netztrennung erfolgt durch Spannungs- und Frequenzüberwachung der 16-kV-Sammelschiene des Wasserkraftwerks Mühleberg.

Direkt von der 16-kV-Generatorschiene können die Sicherheitssysteme der Stränge I und II über eines der beiden 16-kV-Kabel und die entsprechenden 2-MVA-Transformatoren mit Notstrom versorgt werden. Bei Unterspannung an der Reaktorhauptverteilung, z. B. H21/H41, wird die Hydroeinspeisung C1 zugeschaltet, sofern diese unter Spannung steht. Fehlt diese Einspeisemöglichkeit, so wird die Hauptverteilung H21 über die Dieselschiene L auf die Hauptverteilung M21 durchgeschaltet. In letztem Fall wird aus Belastungsgründen die Hauptverteilung H41 abgeworfen. Die Hauptverteilung M21 kann in diesem Moment von der Blockschiene F oder von der zweiten Hydroanspeisung C2 angespeist sein. Sollte die Schiene M21 von der Hydroanspeisung unter Spannung stehen, so wird im Moment der Durchschaltung auch die Schiene M41 abgeworfen. Mit dem Wegschalten der Schienen H41 und M41 sind die in diesem Anlagenzustand weniger relevanten Abluftventilatoren des Reaktor- und Aufbereitungsgebäudes sowie die Zu- und Abluftventilatoren des Maschinenhauses nicht mehr verfügbar. Falls die erwähnte Durchschaltung aus irgend einem Grunde nicht erfolgreich zustande kommt, wird der 1,8-MVA-Diesel zugeschaltet. Die Diesel- und 16-kV-Einspeisungen sind gegeneinander verriegelt, um fehlerhafte Netzzusammenschaltungen zu verhindern.

b) Notstromdiesel

Ein automatischer Dieselstart erfolgt, falls eines der folgenden Kriterien erfüllt ist:

- Drywelldruck hoch (0,14 bar (rel))
- Reaktorniveau $\leq -2,77$ m
- Spannung an einer Notstromschiene H21/H41 oder M21/M41 ≤ 70 % der Nennspannung
- Beide Hydroeinspeisungen fehlen

Bei Unterspannung an einer Notstromschiene H21/H41 oder M21/M41 wird nach einer Verzögerungszeit von 6 Sekunden die 1,8-MVA-Notstromdieselanlage der Sicherheitsstränge I und II mit Druckluft gestartet, wobei dieser Start bei auftretenden Störungen während der Startphase insgesamt dreimal wiederholt wird. Nach normalerweise total 18 Sekunden können die Notstromschienen H21 und M21

über die Dieselschiene L mit Notstrom versorgt werden. Im Falle eines Notstrombetriebs mit Versagen der Hydroeinspeisung kann bei einem Kühlmittelverluststörfall wegen der beschränkten Leistung der Notstromdieselanlage nur noch eine der beiden Kernsprühpumpen betrieben werden. Sollte der zugehörige Notkühlstrang versagen, so würde die Notstromdieselanlage automatisch den anderen Strang versorgen.

Der Kraftstoffvorrat der Notstromanlage reicht aus, um die für die Abfahr- und Nachkühlung der Kernanlage benötigten Systeme während 24 Stunden zu betreiben. Sollte dieser Kraftstoffvorrat nicht genügen, besteht auch noch die Möglichkeit, Kraftstoff aus dem 55 m³-Heizöltank zur Dieselanlage zu transferieren. Die Dieselschutzauslösungen Kühlwassermangel, Ueberdrehzahl, Schmieröldruck tief oder Kurzschluss der Notstromanlage sind während des Störfallbetriebes wirksam. Es existieren weitere nicht-vorrangige Schutzkriterien, die zur Zeit zu einer Abschaltung im Anforderungsfall führen. Nach dem vorgesehenen Ersatz der Notstromdiesel-Leittechnik dürfen bei Anforderung nicht-vorrangige Schutzkriterien nicht zur Abschaltung führen.

Ein eigener Startluftkompressor versorgt zwei Startluftbehälter mit der erforderlichen Druckluft. Die Wärmeabfuhr des Dieselmotors geschieht über einen Dieselkühlwasserkreislauf und einen Wasserrückkühler, welcher von zwei Ventilatoren mit Luft gekühlt wird. Die Luftzufuhr für die Verbrennungsluft und die Kühlluft geschieht über zwei motorgetriebene Jakousieklappen.

c) Notstandstromversorgung (SUSAN)

Die redundanten Notstandsversorgungen Stränge III und IV sind unabhängig von den Strängen I und II räumlich separiert im erdbeben- und überflutungssicheren Notstandsgebäude aufgebaut. Im Normalbetrieb werden die redundanten 380-V-Notstandsschienen 1L0 und 2L0 über Kabel, 1250-kVA-Transformatoren und betriebliche Sammelschienen 1G0 und 2G0 von der D- bzw. F-Schiene versorgt. Die zwei Schienen 1G0 und 2G0 können für Revisionszwecke (z. B. Revision der 1250-kVA-Transformatoren) durch eine Querkupplung verbunden werden. Die Notstandsschienen 1L0 und 2L0 versorgen alle sicherheitstechnisch relevanten Verbraucher der SUSAN-Systeme, wie z. B. ALPS-, CWS-, TCS- und CRS-Pumpen, die 110-V- und 24-V-Gleichrichter sowie die Schienen 1L1 und 2L1.

Für die Stränge III und IV ist je eine Drehstrom-Wechselrichteranlage zur unterbrechungslosen Versorgung der sicheren Notstandsschienen 1L2 und 2L2 aufgebaut. Die Einspeisung der Drehstromwechselrichter erfolgt von den zugeordneten 110-V-Gleichstromschaltanlagen 1P0 bzw. 2P0. Bei Störungen am Wechselrichter selbst erfolgt im Wechselrichterausgang eine automatische Umschaltung direkt auf die Notstandsschienen 1L0 und 2L0. An den Schienen 1L2 und 2L2 sind als Verbraucher angeschlossen: Die Antriebe und Stellantriebe des RCIC-Systems, die Druckentlastungsventile (PRV) sowie die Schienen 1L3 und 2L3. Als Verbraucher der Schienen 1L3 und 2L3 sind zu erwähnen: Die Notbeleuchtung, die Datenerfassung für den Prozessrechner und die Zeitfolgemelderanlage.

Ein automatischer Dieselstart erfolgt, falls eines der folgenden Kriterien erfüllt ist:

- Torustemperatur $\geq 42^\circ\text{C}$
- Reaktorniveau $\leq -1,07\text{ m}$
- Spannung an den Schienen 1L0 bzw. 2L0 $\leq 86\%$ der Nennspannung

Nach einer Zeitverzögerung von 2 Sekunden werden die Notstanddiesel mit Druckluft gestartet. Die Dieseldieselschaltung erfolgt jedoch ausschliesslich bei Minimalspannung an den Schienen 1L0 bzw. 2L0. Ist das Minimalspannungskriterium erfüllt, so wird die Notstandsversorgung über den entsprechenden Kuppelschalter 1G0/1L0 (2G0/2L0) vom Eigenbedarfsnetz getrennt und der Kuppelschalter 1L0/1L1 (2L0/2L1) geöffnet. Der entsprechende Dieselgeneratorschalter wird geschlossen, und die Speisung der Schiene 1L0 (2L0) erfolgt vom zugehörigen Dieselgenerator aus. Jeder Notstandsdieselmotor besitzt einen eigenen Startluftkompressor und einen Druckluftbehälter zur Speicherung der erforderlichen Startluft. Die vorhandene Kapazität der Druckluftbehälter reicht für fünf aufeinanderfolgende Dieselstarts.

Die benötigte Verbrennungsluft wird über einen Frischluftkanal angesaugt. Beide Dieselgruppen sind mit einem Betriebskraftstoffbehälter und einer Kraftstofftransferpumpe ausgerüstet. Für beide Notstromanlagen ist ein gemeinsamer Vorratsbehälter vorhanden. Die Kraftstofftransferpumpe fördert den Kraftstoff aus dem Vorratsbehälter in den Betriebsbehälter und hält diesen ständig gefüllt. Die Dieseldieselskraftstoffreserve im Vorratsbehälter reicht aus, um beide Notstandstromanlagen während ca. sechs Tagen bei 82 % der Nennleistung zu betreiben. Die Wärmeabfuhr der Dieselmotoren geschieht über den Zwischenkühlwasserkreislauf (ICWS), der seinerseits vom CWS-System gekühlt wird.

6.7.2.4 Gleichstromversorgung

Die Gleichstromversorgung besteht aus mehreren Gleichstromsystemen, welche jeweils aus Batterien, Gleichrichtern (Ladegerät) und Verteilanlagen aufgebaut sind. Die Gleichstromversorgungen sind von grosser Bedeutung, da sie bei Ausfall der Wechselstromversorgung eine unterbrochene Versorgung der Gleichstromverbraucher und der von Wechselrichtern angespeisten Wechselstromverbraucher über mehrere Stunden garantieren müssen. Die Stränge I und II verfügen über je eine 125-V-Gleichstromversorgung mit Batterien, Gleichrichter und Hauptverteiler P1 und P21. Diese Gleichstromversorgungen sind in separaten Räumen im Betriebsgebäude (+4 m) aufgebaut. Unterverteilungen werden über Dioden von beiden Hauptverteilungen angespeist. Als nennenswerte Verbraucher dieser Gleichstromversorgungen können die Dichtölpumpen der Turbogeneratoren und die Notölpumpen der Turbinen, die MG-Sets zur Anspeisung der sicheren Wechselstromversorgungen S1 und S2, die Notbeleuchtung der relevanten Räume (z. B. Hauptkommandoraum und Fluchtwege) sowie die Steuerspannung für Schaltanlagen und Dieselhilfssysteme genannt werden.

Ebenfalls für die Stränge I und II bestehen je vier unabhängige 24-V-Verteilungen für die Versorgung der Leittechnik-Decontic-Steuern, von Messeinrichtungen und Instrumentierungen, der Leittechnik des SUSAN-Leitstandes im Hauptkommandoraum sowie der Nuklear-Instrumentierung. Die 24-V-Versorgungen der Stränge I und II, sind räumlich und elektrisch voneinander getrennt, in separaten Batterie- und Gleichrichter/Schaltanlagen-Räumen im Betriebsgebäude (+8 m) aufgebaut. Die Verbraucher der entsprechenden 24-V-Schienen werden durch Dioden entkoppelt von beiden Strängen angespeist.

Die 110-V-Schienen 1P0 bzw. 2P0 der Stränge III und IV versorgen die Drehstromwechselrichter der sicheren Notstandsschienen 1L2 und 2L2, Magnetventile sowie die Fluchtwegbeleuchtung und liefern die Steuerspannung für die Schaltanlagen. Je zwei 24-V-Schienen versorgen die Verbraucher der Stränge III und IV. Die 24-V-Schienen 1T0 bzw. 2T0 versorgen die Leittechnikschränke, Hilfsbetriebe der Notstandsdiesel und liefern die Melde- und Hilfsspannung der Schaltanlagen und Geräte.

Im Normalbetrieb werden die Gleichstromverbraucher über zugeordnete Ladegeräte von den 380-V-Wechselstromverteilungen H21 und M21 (Strang I und II) bzw. 1L0 und 2L0 (Strang III und IV) angespeist.

Bei Ausfall der Anspeisung (H21 und M21) der Ladegleichrichter der Stränge I und II übernehmen die entsprechenden 125-V- resp. 24-V-Batterien die Speisung der Gleichstromverteilungen. Jede Batterie vermag den gesamten Gleichstrombedarf der entsprechenden Anlagen beider Stränge I und II während 4 Stunden zu decken.

Bei Ausfall der Anspeisung der Ladegleichrichter der Stränge III und IV (L01 und L02) übernehmen die entsprechenden 110-V- resp. 24-V-Batterien die Speisung der 110-V- resp. 24-V-Gleichstromverteilungen. Die Batterien der Stränge III und IV sind in der Lage, den zugehörigen Bedarf während mindestens 3 Stunden ohne Nachladung zu decken.

6.7.2.5 Sondernetze

Für die unterbrochene Anspeisung von ausgewählten Wechselstromverbrauchern sind für die Stränge I und II je eine Dreimaschinen-Umformergruppe (MG-Set) vorhanden. Die Dreimaschinen-Umformergruppe besteht aus einem Synchronantriebsmotor, einem Synchrongenerator und einem Gleichstrommotor, der normalerweise leer mitläuft und bei Spannungsausfall der 380-V-Schienen H21 und M21 den Antrieb der Umformergruppe unterbrechungslos übernimmt. Der Synchrongenerator erzeugt die Spannung für die zugeordnete sichere Schiene S1 (S2). Die sicheren Schienen ihrerseits versorgen unterbrochungslos die sicherheitsrelevanten Wechselstromverbraucher wie z. B. Mess- und Regeleinrichtungen. Bei Minimalspannung oder Unterfrequenz der Netzanspeisung wird die Zuschaltung der Gleichstrommaschine auf die Batterie eingeleitet. Bei Spannungsrückkehr wird vom Gleichstrom wieder auf Wechselstrombetrieb zurückgeschaltet. Diese Umformergruppen mit den da-

zugehörigen Schienen S1 und S2 befinden sich in denselben Räumen wie die Gleichrichter und Schaltanlagen der 125-V-Gleichstromverteilungen.

Für das zweisträngige Reaktorschutzsystem und das zweisträngige Containment-Isolationssystem steht eine besondere Stromversorgung zur Verfügung. Jeder Strang wird von einer rotierenden Umformergruppe gespeist. Die Umformergruppe besteht aus einem Asynchronmotor und einem 115-V-Wechselstromgenerator. Die Antriebsmotoren werden von den Schienen H21 bzw. M21 gespeist. Die Umformergruppen sind, zur Überbrückung kurzer Spannungsunterbrechungen, mit Schwungrädern ausgerüstet. Sollten Störungen bei den Umformergruppen auftreten, besteht die Möglichkeit, die zwei Auslösesysteme des Reaktorschutzsystems von Hand im Hauptkommandoraum über einen Transformator mit der betrieblichen Sammelschiene für die Turbinen zu kuppeln. Ein Spannungsverlust in beiden Reaktorschutz-Stromversorgungen führt zu einer Reaktorschneellabschaltung.

6.7.2.6 Not- und Fluchtwegbeleuchtung

Die **Notbeleuchtung** stellt sicher, dass bei einem Ausfall der normalen Beleuchtungsanlage die Anlage weiterhin vom Personal überwacht und gesteuert werden kann. Zu diesem Zweck sind in den Räumen, in welchen sich Personal zur Bedienung oder zur Wartung der Anlage aufhalten muss, einzelne oder alle Leuchten der Notbeleuchtung zugeordnet.

Im ursprünglichen Teil der Anlage ist eine Notbeleuchtung im Reaktorgebäude, im Maschinenhaus, im Betriebsgebäude und im Aufbereitungsgebäude installiert. Die Notbeleuchtung wird aus den notstromversorgten Reaktorhauptverteilungen H21 oder M21 gespeist. Die Anspeiseschiene ist in den Verteiltableaus durch einen Handschalter wählbar. Die Notbeleuchtung wird zusammen mit der Normalbeleuchtung, welche von der Schiene K21 gespeist wird, eingeschaltet.

Der Hauptkommandoraum besitzt keine Normalbeleuchtung. Seine Beleuchtung ist als Notbeleuchtung ausgeführt und dauernd eingeschaltet. Zusätzlich sind im Hauptkommandoraum Spotlampen vorhanden, die von der Spannungsversorgung der Fluchtwegbeleuchtung (125-V-Gleichspannungsschienen P1 und P21) gespeist werden. Dadurch ist ein Arbeiten im Hauptkommandoraum auch bei ausgefallener Notbeleuchtung sichergestellt.

Die Notbeleuchtung des SUSAN-Gebäudes besteht aus separat angespessenen Lampen. Sie wird mit den gleichen Tastern wie die Normalbeleuchtung eingeschaltet, wird aber im Gegensatz zur normalen Beleuchtung, welche ab den 0E-Schienen 1G0/2G0 gespeist wird, über Wechselrichter von den 110-V-Gleichspannungsschienen 1L3/2L3 mit Spannung versorgt.

Die **Fluchtwegbeleuchtung** stellt sicher, dass das Personal bei einem Ausfall der normalen Beleuchtungsanlage ohne Unfallgefahr den Weg ins Freie oder in einen geschützten Bereich findet. Die Fluchtwegbeleuchtung ist nach zwei verschiedenen Konzepten (ursprüngliche Anlage und

SUSAN-Gebäude) ausgeführt. Die Fluchtwegbeleuchtung wird in den ursprünglichen Anlageräumen nur bei Ausfall der Normalbeleuchtung (Spannungsverlust an der Schiene K21) oder der Notbeleuchtung (Spannungsverlust der angewählten Schiene H21 oder M21) aktiviert. Sie besteht aus von den 125-V-Gleichspannungsschienen P1 und P21 versorgten Leuchten, welche sich vorzugsweise bei Türen sowie in Korridoren und Treppenhäusern befinden. Im SUSAN-Gebäude ist die Fluchtwegbeleuchtung (gespeist ab den 110-V-Gleichspannungsschienen 1P0/2P0) dauernd in Betrieb.

Zusätzlich sind in verschiedenen Räumen noch transportable Lampen in Ladestationen angebracht. Diese Lampen schalten sich bei einem Ausfall der Anspeisung automatisch ein.

6.7.2.7 Zusammenfassende Bewertung

Gemäss den bisherigen Erfahrungen weist die externe Stromversorgung, bestehend aus den 220-kV-, 50-kV-, 16-kV-Netzanschlüssen, eine sehr hohe Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit auf. Sie ist zweckentsprechend aufgebaut und kann im Falle von Störungen die Stromversorgung durch automatische Umschaltungen gewährleisten.

Die Auslegung und die Ausführung der elektrischen Ausrüstungen des Notstandsystems SUSAN beruhen auf der Richtlinie R-101 und auf KTA-Vorschriften. Diese Regelwerke stellen Anforderungen an die Qualität, Redundanz und Separation der sicherheitsrelevanten elektrischen Ausrüstungen. Die Kontrollen der HSK während der Planungs- und Errichtungsphasen bezogen sich vor allem auf die Auslegung und die Qualität der elektrischen Ausrüstungen sowie auf ein selektives Schutzkonzept der elektrischen Anlagen. Von grosser Bedeutung war die genügende Qualifizierung der Notstrom- und Batterieanlagen, welche Abnahme- und Dauerbetriebstests zu bestehen hatten. Die HSK hat anlässlich der Inbetriebnahmeversuche für das SUSAN die auslegungsgemässe Funktionsweise der Notstandstromversorgung festgestellt.

Die Notstromversorgung der Sicherheitsstränge I und II bestehend aus den beiden 16-kV-Netzanschlüssen zum Hydrowerk und dem Notstromdiesel ist nicht für das SSE ausgelegt. Im Lastfall Erdbeben, bei dem der Ausfall aller externen Anspeisungen inklusive Ausfall der Turbogeneratoren unterstellt wird, genügt einer der beiden SUSAN-Notstanddiesel, um die Versorgung der für das sichere Abfahren und die Nachkühlung benötigten Verbraucher sicherzustellen. Dabei wird postuliert, dass nicht gleichzeitig ein Kühlmittelverluststörfall stattfindet. Diese Auslegung entspricht den Anforderungen gemäss Kap. 5.2.3.2.

Die Notstromversorgung der Sicherheitsstränge I und II ist im Gegensatz zur Richtlinie R-101 vermascht ausgeführt, indem durch komplexe automatische Umschaltungen bezweckt wird, den erforderlichen Leistungsbedarf im Notstromfall zu sichern. Mit der Hydroeinspeisung und dem Notstromdiesel verfügt sie über diversitäre Energiequellen. Bei Verlust beider Hydroeinspeisungen bzw.

des einen Hydrogenerators wird die Stromversorgung für die Stränge I und II durch den Notstromdieselgenerator aufrechterhalten. Die in diesem Fall zur Verfügung stehende Leistung ist beschränkt. Sollte dieser Fall kombiniert mit einem Kühlmittelverluststörfall eintreten, können alle zur Beherrschung des Störfalles benötigten Systeme, jedoch nur eine der Kernsprühpumpen, betrieben werden. Das Einzelfehlerkriterium wird dabei erfüllt. Für ein seltenes Ereignis, wie z. B. ein schweres Erdbeben, kann davon ausgegangen werden, dass die Forderung der R-101, innerhalb weniger Tage eine provisorische Anspeisung der Notstromschienen ab einer externen Quelle zu gewährleisten, gegebenenfalls mit mobilen Energieerzeugungsanlagen, erfüllt werden kann.

Im weiteren sind die 380-V-Haupt- und Unterverteilungen der Stränge I und II nicht derart gut separiert, dass ein Brandübertritt von einem Strang zum anderen deterministisch ausgeschlossen werden könnte. Falls aus diesem Grund und wegen der beschriebenen Vermaschung die 2 Stränge nur als Einzelstrang bewertet würden, so blieben dennoch 3 Stränge für die Notstromversorgung. Da die Koinzidenz eines grossen Kühlmittelverlustes mit einem Brand in den Strängen I und II ausgeschlossen werden kann, ist auch die Kernnotkühlung unter Berücksichtigung eines Einzelfehlers gewährleistet.

Die Ausführung der Notbeleuchtungsanlagen im KKM stellt sicher, dass auch bei Verlust der normalen Spannungsversorgung eine reduzierte Beleuchtung der wichtigsten Räume gewährleistet ist. Die Ausrüstung der Not- und Fluchtwegbeleuchtung entspricht der Hausinstallationsverordnung des SEV (SEV 1000-2, 1985) und ist nach Ansicht der HSK ausreichend.

Die HSK ist der Auffassung, dass das KKM über eine Stromversorgung verfügt, welche die Anlage auch in besonderen Situationen zuverlässig, sicher und ausreichend mit Energie versorgen kann. Die Anforderungen der R-101 mit den Modifikationen gemäss Kap. 5.2.3.2 sind erfüllt.

6.7.3 Leckagenüberwachung

6.7.3.1 Aufgabenstellung und Uebersicht

Die Aufgabe der Leckagenüberwachungssysteme ist die Früherkennung, Ortung und gegebenenfalls Absperrung einer Leckagestelle, die bei Nichtbeachtung zur Freisetzung einer grösseren Menge radioaktiver Stoffe oder einer Beeinträchtigung der Anlagensicherheit führen könnte. Die Ueberwachung erstreckt sich vor allem auf den Drywell, das Reaktorgebäude und das SUSAN-Gebäude, wo sich das Reaktorkühlsystem mit Hilfssystemen, die Sicherheitssysteme und das Brennelementlagerbecken befinden.

Die normalen, technisch bedingten Komponentenleckagen, z. B. von Stopfbüchsen, werden in ein Apparat-Entwässerungssystem geführt. Die übrigen Leckagen, z. B. als Folge von defekten Dichtungen

oder von Rissen und Brüchen in Rohrleitungen, werden durch Bodenentwässerungen gesammelt und den Gebäudesümpfen zugeführt.

Zur Leckagenenerfassung werden folgende Messungen durchgeführt:

- Ständige Niveaumanzeige in den Entwässerungsbehältern und Sümpfen
- Betriebsintervallmessung der Entwässerungspumpen
- Erfassung von Druckdifferenzen in Systemen
- Druck- und Temperaturmessung in Rohrleitungen
- Raumtemperaturmessung
- Messung von Kühlwasser-Temperaturdifferenzen über Raumluftkühler
- Aerosolaktivitätsmessung im Drywell, Reaktorgebäude und Maschinenhaus

Auf die Ueberwachung von Leckagen innerhalb von Wärmetauschern wird in den entsprechenden Systemkapiteln eingegangen.

6.7.3.2 Ueberwachung von Apparat-Entwässerungsbehältern und Bodensümpfen

Im Normalbetrieb kontrolliert das Betriebspersonal nach einer Checkliste den Wasseranfall in den Apparat-Entwässerungsbehältern (AEB) und den Bodensümpfen. Das Niveau wird kontinuierlich mit Schreibern registriert. Nach Erreichen des oberen AEB- oder Sumpfniveaus wird die jeweilige Entwässerungspumpe automatisch eingeschaltet (akustischer Alarm im Kommandoraum) und das Abwasser zur Abwasserreinigungsanlage im Aufbereitungsgebäude abgepumpt. Die abgepumpte Menge wird mit Hilfe der eingebauten Wasserruhr ermittelt.

Bei grösseren Leckagen, welche die Leistung einer Entwässerungspumpe übersteigen, wird die zweite Pumpe zugeschaltet (ebenfalls akustischer Alarm im Kommandoraum). Sollte das Niveau trotzdem weiter ansteigen, wird auf diesen Zustand durch einen Alarm "Niveau hoch" aufmerksam gemacht.

Aus diesen Indikationen können Rückschlüsse über Leckagen in den betroffenen Gebäude- oder Systemteilen gezogen werden.

6.7.3.3 Leckagenüberwachung im Drywell

Die Entwässerungen der Umwälzpumpendichtungen, der Ventilspindeln usw. werden zum Drywell-Apparat-Entwässerungsbehälter (AEB) geführt. Die Dichtung des Druckbehälterdeckels verfügt über eine eigene Leckage-Ueberwachung. Sie besteht aus einer an die Entleerleitung angeschlossenen

Auffangkammer mit Schwimmer und Druckmessung. Sowohl Niveau- als auch Druckanstieg werden im Kommandoraum signalisiert. Die Entwässerung erfolgt zum AEB. Allfällige Leckagen der Abblaseventile (SRV, PRV) werden durch Druck- und Temperaturüberwachung in den Abblaseleitungen zum Torus erfasst. Beim Ueberschreiten der Grenzwerte wird ein Alarm im Kommandoraum ausgelöst.

Bei Dampf- oder Heisswasserleckagen im Drywell sprechen zuerst die Raumtemperatur- und die Aerosolaktivitätsüberwachung an. Beide Messungen zeichnen sich durch eine gute Empfindlichkeit für die Leckagenerkennung aus. Eine quantitative Erfassung ist dadurch jedoch nicht möglich. Eine gewisse Lokalisierung der Leckage erlaubt die Temperaturmessung, da die Werte der 30 im Drywellbereich verteilten Messstellen laufend mit einem Schreiber im Kommandoraum registriert werden. Bei Dampfleckagen wird der Dampf durch die Ventilatoren in die Drywellkühler gefördert, wo er kondensiert. Weiter erfolgt eine Kondensation an den Drywellstrukturen. Das Wasser fliesst wie die anderen Leckagen zum Drywell-Bodensumpf. Akustische Alarme im Kommandoraum erfolgen bei:

- Einschalten der Sumpfpumpe nach Anfall von 400 l Wasser
- Einschalten der zweiten Sumpfpumpe bei weiterem Niveauanstieg trotz Betrieb der ersten Pumpe
- Hochniveaularm bei weiterem Niveauanstieg um 120 l trotz Betrieb beider Sumpfpumpen

Die im AEB und im Sumpf des Drywells vorhandene Niveauüberwachung erlaubt das Erkennen von Leckagen ab 30 l/h. Damit ist die Forderung des NRC Reg. Guide 1.45³ erfüllt, der eine Erkennung von Leckagen ab ca. 100 l/h vorschreibt. In bezug auf die in dieser Vorschrift geforderten Leckageindikationsmethoden wird einzig ein allfälliger Wasserabfluss aus den Drywellumluftkühlern nicht erfasst, da diese im KKM auf dem Drywellboden angeordnet sind und ein Wasserabfluss deshalb nicht messbar ist. Die HSK betrachtet die vorhandenen Leckageindikationsmethoden als ausreichend und genügend diversifiziert.

Die Leckagestelle kann nur durch eine Begehung ermittelt werden. Eine solche kann nur nach einer Leistungsreduktion und nach einer Deinertierung durchgeführt werden. Sollte eine nicht identifizierbare Leckage von 10 m³/Tag erreicht werden, muss die Anlage abgefahren werden.

Als weiteres werden noch die Temperatur entlang der Dampfleitungen (Frischdampf- und RCIC-Leitungen) und die Temperaturdifferenz des Kühlwassers über den vier Drywellumluftkühlern überwacht. Bei einer Isolation der Drywellentwässerung (Kap. 6.7.3.7) läuft das allfällig überschüssige Wasser in den Torus über.

6.7.3.4 Leckagenüberwachung im Reaktorgebäude

Im Reaktorgebäude werden überwacht:

- Wasserniveau in einem Apparate-Entwässerungsbehälter und zwei Bodensümpfen
- Aerosolaktivität im Gebäude
- Temperatur (Dampftunnel, RWCU-Räume, RCIC-Leitungen)
- Frischdampfdurchfluss

In den Bodensümpfen auf -11 m ist auch das zum SUSAN gehörende Rückpumpsystem CRS installiert. Jedem CRS-Strang ist eine Niveau-Messsonde zugeteilt, welche ebenfalls bei hohem Sumpfniveau einen Alarm im Haupt- und SUSAN-Kommandoraum auslöst. Bei allfälliger Ueberflutung ermöglichen diese Sonden eine kontinuierliche Erfassung des Niveauanstieges bis zur Fluthöhe von 2,5 m. Zusätzlich unterstützen drei in diesem Bereich installierte TV-Kameras die Ortung der Leckagestelle.

Bei dem auf +29 m liegenden Brennelementlagerbecken ist die Stahlauskleidung der Wände und des Bodens in 34 Leckagenüberwachungabschnitte aufgeteilt, zu welchen je eine Entwässerungsleitung und ein Entwässerungstrichter gehören. Die Trichterausläufe münden in den gemeinsamen Sammeltopf mit Niveauüberwachung. Beim Niveauanstieg wird ein Alarm im Kommandoraum ausgelöst. Die Leckstelle kann dann durch Inspizieren der Entwässerungstrichter ermittelt werden. Der Sammeltopf wird zum AEB entleert. Ueber eine weitere Leckagenüberwachung verfügt der Dammverschluss, welcher das BE-Lagerbecken von der im Normalbetrieb leeren Reaktorgrube isoliert. Das Leckwasser wird unterhalb der Dammplatte gesammelt und zu einem Topf mit Niveauüberwachung geführt. Ein Niveauanstieg löst einen Alarm im Kommandoraum aus. Die Entwässerung erfolgt ebenfalls zum AEB.

6.7.3.5 Leckagenüberwachung im SUSAN-Gebäude

Im Bereich des SUSAN-Gebäudes befinden sich weder dampf- noch heisswasserführende Leitungen noch Ausrüstungen mit Aktivitätsinhalt. Das anfallende Leckagenwasser wird in zwei Bodensümpfen im dritten Untergeschoss gesammelt und da es nicht kontaminiert ist, dem Fäkalienwassersystem zugeführt. Die Niveauüberwachung erfolgt mit Anzeigen und Alarmen in beiden Kommandoräumen.

Die sich ebenfalls im dritten Untergeschoss (ca. 8 m unterhalb des Aareniveaus) befindenden CWS-Pumpenräume sind zum Schutze des Gebäudes gegen Ueberflutung durch wasserhemmende Türen verschlossen. Die darin installierte Leckagenüberwachung dient der rechtzeitigen Erkennung einer allfälligen Ueberflutung. Die Entwässerungsleitungen dieser Räume zu den Sümpfen verfügen über Absperrventile, welche normalerweise geschlossen sind. Damit wird verhindert, dass im Falle einer Ueberflutung eines der Pumpenräume das Wasser auf diesem Wege in die anderen Bereiche im SUSAN-Gebäude eindringen kann.

³ NRC Regulatory Guide 1.45: Reactor Coolant Pressure Boundary Detection Systems (May 1973)

6.7.3.6 Leckagenüberwachung im Maschinenhaus

Vereinfacht sei nur erwähnt, dass auch im Maschinenhaus eine Leckagenüberwachung vorhanden ist. Leckagen aus Maschinenkomponenten werden in das Apparate-Entwässerungssystem geführt. Leckagen in die Räume gelangen via Bodenentwässerung in den Gebäudesumpf. Die Ueberwachung erfolgt über Niveauekontrollen der Sumpfe sowie Temperatur- und Aktivitätsmessungen der Raumluft an verschiedenen Stellen im Maschinenhaus.

6.7.3.7 Automatische Isolationsauslösungen

Um bei aufgetretenen Leckagen grössere Kühlmittelverluste im Drywell und im Reaktorgebäude zu verhindern, lösen hohe Grenzwerte von Temperatur, Durchfluss und Druckdifferenz folgende Isolationen automatisch aus:

- Isolation der Frischdampfleitungen durch
 - . Dampftunnetemperatur
 - . Dampfdurchfluss
- Isolation der RCIC-Dampfleitungen durch
 - . Umgebungstemperatur
 - . Δp am Krümmer der Dampfleitung im Drywell
- Schliessen der RWCU-Isolationsventile durch
 - . Temperatur RWCU-Räume
 - . Temperatur vor RWCU-Filter

6.7.3.8 Zusammenfassende Bewertung

Die vorhandenen Leckagenüberwachungen sind in der Lage, sowohl eine rechtzeitige Leckagenerkennung als auch eine ausreichende quantitative Erfassung sicherzustellen. Die Ueberwachungsmassnahmen im Drywellbereich, welche zur Ueberwachung des Reaktorkühlkreislaufs von besonderer Wichtigkeit sind, wurden auch anhand des NRC Regulatory Guide 1.45 beurteilt und entsprechen mit einer tolerierbaren Ausnahme den Anforderungen dieser Vorschrift.

6.7.4 Lüftungsanlagen

6.7.4.1 Aufgabenstellung und Konzept

Die Lüftungsanlagen dienen zur Aufrechterhaltung geeigneter Raumluftzustände und zur Führung bzw. Rückhaltung von eventuell freigesetzten radioaktiven Stoffen. Einerseits wird die Funktionstüchtigkeit der Ausrüstungen entweder durch Klimatisierung der Räume oder nur durch Abfuhr der anfallenden Verlustwärme sichergestellt. Andererseits soll zum Schutz des Personals eine gute Luftqualität und eine möglichst geringe Luftkontamination erreicht werden. 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. Im einzelnen werden folgende Aufgaben erfüllt:

- Frischluft- bzw. Mischluftbetrieb für die bei Leistungsbetrieb begehbaren Bereiche
- Umluftkühlbetrieb für Räume mit hohem Wärmeeinfall
- Einhaltung eines Unterdrucks gegenüber der Umgebung in allen kontrollierten Zonen
- Abstufung des Unterdrucks innerhalb der kontrollierten Zonen, um eine gerichtete Luftströmung von Räumen mit niedriger zu Räumen mit höherer potentieller Kontaminationsgefahr zu gewährleisten
- Reinigung der Abluft aus kontrollierten Zonen mit Schwebstofffiltern und Kontrolle der Abgaben über den Kamin an die Umgebung
- Spülen des Primärcontainments zur Entfernung der Stickstoff-Inertierung bzw. eventuell vorhandener Radioaktivität vor dessen Begehung
- Bei Störfällen: Automatischer Lüftungsabschluss des Sekundärcontainments, Unterdruck-Haltung im Sekundärcontainment mit Reinigung der Abluft über Jod- und Schwebstofffilter und Kontrolle der Kaminabgaben

Die Lüftungsanlagen bestehen aus:

- den Zuluftanlagen mit Filterung und Kühlung/Heizung der Aussenluft für das Reaktorgebäude, das Aufbereitungsgebäude, das SUSAN-Gebäude, das Maschinenhaus und das Betriebsgebäude
- den Abluftanlagen für Reaktor-, Aufbereitungs- und Betriebsgebäude über Filter sowie für das SUSAN-Gebäude und das Maschinenhaus ohne Filter
- den Umluftkühlanlagen/Klimaanlagen für das Primärcontainment und spezielle Räume
- dem Notabluftsystem für Störfälle (Kap. 6.6.6.3)
- der Zu- und Abluftanlage für das Zwischenlager

Im Normalbetrieb werden die Aufgaben der Lüftung durch die betrieblichen Lüftungssysteme, die den Hauptteil der KKM-Lüftung darstellen, erfüllt. Diese sind überwiegend als Zu- und als Abluftsysteme ausgeführt, die im Betriebsgebäude auch im Mischluftbetrieb (Zuluft/Umluft) eingesetzt werden können. Zur Erhaltung der gerichteten Luftströmung sowie des Druck- und Wärmegefälles werden diese Systeme vereinzelt lokal durch zusätzliche Ventilatoren unterstützt. Im Primärcontainment und in Räumen mit grösserem Wärmeanfall, zum Beispiel im Dampftunnel, sorgen Umluftkühleinheiten für die Wärmeabfuhr. Im Betriebsgebäude werden die Räume, in denen sich Personen aufhalten, und die Elektroräume durch mehrere Systeme klimatisiert. Die betrieblichen Lüftungssysteme sind nicht in Sicherheitsklassen eingestuft. Für Störfälle wurden als Sicherheitssysteme lediglich das Notabluftsystem und die Lüftung im SUSAN-Gebäude konzipiert und entsprechend klassiert.

Die Lüftungssysteme des SUSAN-Gebäudes bleiben beim Anforderungsfall des Notstandsystems im Betrieb. Sie versehen Kühlfunktionen für Räume, welche Sicherheitsausrüstungen zur Kernnotkühlung und Nachwärmeabfuhr enthalten. Ebenfalls eine Sicherheitsfunktion wird durch die Lüftungsabschlüsse des Reaktorgebäudes und des Primärcontainments erfüllt. Die sicherheitsrelevanten Lüftungseinrichtungen sind als Sicherheitssysteme SK 2 oder 3 und EK I klassiert. Soweit nötig, sind sie mit einer gesicherten Kühlwasserversorgung ausgestattet. Ihre elektrischen Ausrüstungen sind 1E-qualifiziert und notstromversorgt. Die Ansteuerung und Regelung der Lüftungsanlagen erfolgt mit pneumatischen Einrichtungen, ausser beim SUSAN, bei dem die Lüftungsanlagen ausschliesslich elektrisch betrieben werden.

In den folgenden Abschnitten werden die Lüftungsanlagen der Bereiche mit sicherheitstechnischer Bedeutung kurz behandelt. Diese Bereiche sind

- Primärcontainment
- Reaktorgebäude, Aufbereitungsgebäude
- Notstandsgebäude (SUSAN)
- Maschinenhaus
- Betriebsgebäude

Die Abluftfilteranlagen werden in Kap. 6.14.5 behandelt.

6.7.4.2 Primärcontainment

Für das Primärcontainment sind Lüftungssysteme zur Kühlung und zur Freispülung der bei Leistungsbetrieb vorhandenen Stickstoffatmosphäre (Inertierungssystem, Kap. 6.6.5.4) eingebaut. Der Kühlung des Drywells dienen vier Umluftkühleinheiten (4 x 33 %), welche die anfallende Wärme an das Zwischenkühlwassersystem des Reaktorgebäudes abführen. Das System erfüllt keine sicherheitstechnischen Aufgaben und ist daher ein Betriebssystem. Der Ausfall der Drywellumluftkühlung bei Leistungsbetrieb hat einen raschen Anstieg von Temperatur und Druck im Drywell zur Folge, was jedoch nur die Anlagenverfügbarkeit beeinflusst. Die sicherheitsrelevanten Ausrüstungen im Drywell sind nämlich für die bei Kühlmittelverluststörfällen auftretenden Bedingungen ausgelegt worden und ertragen somit wesentlich höhere Temperaturen als beim Abfahren ohne Drywellkühlung erreicht werden. Trotzdem ist aus betrieblichen Gründen der Ausfall der Drywellkühlung unerwünscht, und zur Erhöhung der Zuverlässigkeit sind die Umluftventilatoren und das Zwischenkühlwassersystem notstromversorgt, ausser bei Kühlmittelverluststörfällen.

Im Leistungsbetrieb ist der Drywell lüftungsmässig abgesperrt. Im Stillstand wird das Primärcontainment mit Hilfe der Zuluft-/Abluftanlage des Reaktorgebäudes mit Frischluft zur Beseitigung der Stickstoff-Inertierung gespült. Nach einem Störfall kann das Primärcontainment auch über das Notabluftsystem gespült werden.

6.7.4.3 Reaktorgebäude und Aufbereitungsgebäude

Das Reaktorgebäude versieht die Funktion des Sekundärcontainments und wird deshalb durch seine Lüftungsanlagen als Teil der kontrollierten Zone ständig auf einem Gebäudeunterdruck von 1,5 mbar gehalten. Durch eine Zuluftanlage (2 x 100 %) wird frische Luft zugeführt. Eine Regelung, welche die Regelklappen im Abluftsystem ansteuert, hält den Unterdruck im Gebäude aufrecht. Für spezielle Bereiche, beispielsweise die Reaktorgrube, wird die Einhaltung des Unterdruckgefälles bzw. der Wärmeabfuhr durch zusätzliche örtliche Ventilatoren unterstützt. Der Dampftunnel verfügt über ein separates Mischluft-/Umluftkühlsystem mit eigener Kälteanlage. Die Kapazität der Abluftventilatoren beträgt 3 x 50 %. Die Stromversorgung der Lüftungsaggregate erfolgt durch die 380 V-Reaktorhauptverteilungen.

Die Folgen eines Lüftungsausfalls im Reaktorgebäude wirken sich auf die im Torusbereich platzierten Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsysteme auch langfristig nicht funktionsbeeinträchtigend aus. Die Verlustwärme des Torus und der Elektromotoren wird durch Naturkonvektion im sehr grossen Reaktorgebäude verteilt und durch die Betonstrukturen aufgenommen. Das Lüftungssystem ist deshalb nicht in eine Sicherheitsklasse eingestuft.

Werden bei einem Kühlmittelverluststörfall die Isolationskriterien erreicht, gehen Schliessbefehle auf die Gebäudeabschlussklappen und auf die Spül- und Druckabbauklappen des Primärcontainments.

Die Zu- und die Abluftanlage des Reaktorgebäudes werden abgestellt. Das Notabluftsystem wird automatisch eingeschaltet und übernimmt die Haltung des Gebäudeunterdrucks und die Filtrierung der Abluft. Die Umluftkühlanlage des Dampftunnels bleibt im Betrieb. Würde diese ebenfalls ausfallen, so würde der Temperaturanstieg im Dampftunnel bei 70 °C einen Alarm auslösen, worauf der Betreiber die beim jeweiligen Anlagezustand erforderlichen Massnahmen trifft.

Das Zuluftsystem des Aufbereitungsgebäudes enthält 2 Ventilatoren von je 100 % Kapazität. Sein Abluftsystem ist mit demjenigen des Reaktorgebäudes kombiniert. Die Unterdruckregelung geschieht separat für das Gebäude. In den Räumen für die Konditionierung verbrauchter Filterharze wird die Abluft über zusätzliche Luftfilter und Ventilatoren ins Abluftnetz geführt. Der Unterdruck im Aufbereitungsgebäude ist doppelt so gross wie im Maschinenhaus, da das Gebäude Räume mit grösseren Kontaminationsrisiken aufweist, so z. B. die Räume mit Dekontaminationseinrichtungen und der Abfallbehandlung. Im Aufbereitungsgebäude befindet sich auch die Steuerstelle der Lüftungsanlagen des Reaktorgebäudes, des Aufbereitungsgebäudes und des Maschinenhauses.

6.7.4.4 Notstandsgebäude

Im SUSAN-Notstandsgebäude ist jeder der beiden Gebäudeteile mit einer eigenen unabhängigen Lüftungsanlage ausgestattet. Lediglich die für beide Stränge gemeinsamen Räume, wie Kommandoraum, ICWS-Anlagenraum und Vorraum, können von beiden Lüftungsanlagen versorgt werden.

Jeder Lüftungsstrang besteht aus:

- Zuluft-/Umluftanlage des Gebäudes
- Abluftanlage des Gebäudes
- Abluftanlage der Diesel- und Kraftstoffräume
- Abluftanlage Batterieraum
- Abluftanlage Traforaum
- Entqualmungsanlage

Diese Systeme sind während des Leistungsbetriebs in Funktion und unterstützen die Einsatzbereitschaft des SUSAN. Im Notstandsfall bleiben sie in Betrieb. Zusätzlich starten automatisch Umluftkühlsysteme jeweils für die Diesel- und die Schaltanlagenräume, da hier die grösste Verlustwärme anfällt. Damit kann auch beim Ausfall von Zu- und Abluft das Ueberschreiten der maximal zulässigen Raumtemperatur für die sicherheitsrelevanten Ausrüstungen vermieden werden. Die SUSAN-Lüftung wird leittechnisch über elektrische 1E-Ausrüstungen angesteuert. Das SUSAN-Zwischenkühlwassersystem ICWS führt die Wärme aus den Umluftkühlsystemen ab. Ausser den Brandschutzklappen der Lüftungsanlagen, den Entqualmungseinrichtungen und der Abluftanlage des Traforaums sind die Lüf-

tungsanlagen im SUSAN-Gebäude sicherheitsrelevant und entsprechend klassiert. Sie verfügen daher auch über eine sichere Notstromversorgung. Bei Aussenbrand wird die Lüftungsanlage automatisch isoliert. Damit wird ein Ansaugen von Brandgasen mit entsprechender Schädigung elektrischer Komponenten vermieden.

Zur langfristigen Sicherstellung geeigneter Aufenthaltsbedingungen bei Radioaktivität in der Aussenluft als Folge eines schweren Unfalls sind von der HSK Massnahmen zur gefilterten Frischluftzufuhr in den benötigten Steuerstellen verlangt worden. Im SUSAN-Kommandoraum ist eine Frischluftzufuhr mit Filtern vorgesehen, mit der ein Ueberdruck gegenüber der Umgebung geschaffen wird (Kap. 9.4.2).

6.7.4.5 Maschinenhaus

Die Belüftung des Maschinenhauses erfolgt über Zu- und Abluftsysteme. Da das Gebäude der kontrollierten Zone angehört, ist ein spezifizierter Gebäudeunterdruck aufrechtzuerhalten. Für das Maschinenhaus wird der Unterdruck über Drosselklappen in der Zuluft geregelt. Die Maschinenhaus-Abluft wird ungefiltert in den Abluftkamin geleitet. Zur besseren Belüftung bzw. Kühlung spezieller Bereiche im Maschinenhaus, wie Kabelkanäle und Abgasfilterraum, sind zusätzliche Umwälzaggregate installiert worden.

Die Zu- und Abluftanlagen mit je 3 Ventilatoren von je 50 % Kapazität sind im Hinblick auf die bessere Beherrschung von Dampfleckagen modifiziert worden. Dabei wird durch gezieltes Zuschalten des Abluftsystems und durch Abschalten der Zuluft die Dampfleckage bis zu einer bestimmten Bruchgrösse kontrolliert über den Abluftkamin abgeführt und die Integrität des Maschinenhauses aufrechterhalten (Kap. 8.3.6). Eine Unterdruckklappe zur Zuluftleitung verhindert einen zu grossen Unterdruck nach Dampfleckagen bzw. Steuerungsfehlern im Maschinenhaus.

Im Falle des Versagens der Maschinenhauslüftung infolge Ausfall der Eigenbedarfsversorgung ist keine redundante Kühlung und Belüftung vorhanden. Die jeweilige Raumtemperatur wird entsprechend der örtlich fortgesetzten Wärmeentwicklung ansteigen. Dabei könnten Bereiche mit hohem Wärmeanfall, z. B. Schaltschränke oder die 380-V-Reaktorunterverteilung, welche Sicherheitssysteme im Reaktorgebäude mit Strom versorgt, eventuell gefährdet werden. Diese Elektrobereiche enthalten jedoch keine temperaturempfindlichen Elektronikkomponenten. Gemäss Störfallanweisung wird bei Ausfall der Maschinenhauslüftung die gesamte Anlage abgestellt. Falls die Raumtemperatur dennoch stärker ansteigen sollte, kann durch Öffnen von Türen für Wärmeabzug gesorgt werden.

6.7.4.6 Betriebsgebäude

Mit Hilfe verschiedener einzelner Lüftungssysteme und kleiner Lüftungsaggregate wird im Betriebsgebäude für die Klimatisierung der Arbeitsräume des Personals und für Wärmeabfuhr aus den Elektroräumen gesorgt.

Beim Ausfall der Lüftung ist der Hauptkommandoraum unklimatisiert. Unter den Elektroräumen kann derzeit nur in den redundanten Räumen der Steuerelektronik (Decontic-Räume) mit Hilfe jeweils eines Entqualmungsventilators, der von einer notstromversorgten Schiene gespeist wird, durch Frischluftkühlung Wärme abgeführt werden. Sonst muss ein Temperatenausgleich durch Öffnen von Türen und Fenstern erreicht werden, sofern dies die Aussenatmosphäre erlaubt.

Die HSK verlangt, dass Massnahmen zur Verbesserung der Aufenthaltsbedingungen im Hauptkommandoraum bei Radioaktivität in der Aussenluft getroffen werden (Kap 9.4.2).

6.7.4.7 Zusammenfassende Bewertung

Bedingt durch die Anordnung der Gebäude und Räume im KKM sowie aufgrund der verschiedenen Betriebsarten sind zahlreiche Lüftungsanlagen zur Erfüllung der eingangs beschriebenen Aufgaben installiert. Die HSK konnte sich anhand der bisherigen Erfahrungen im KKM davon überzeugen, dass die Anlagen geeignet sind, die betrieblichen system- und strahlenschutztechnischen Anforderungen zu erfüllen. Die Lüftung des Maschinenhauses wurde entüchtigt und ist damit in der Lage, Dampfleckagen bis zu einer gewissen Leckgrösse zu bewältigen.

Beim generellen Notstromfall im KKM muss davon ausgegangen werden, dass die gesamte betriebliche Lüftung stromlos wird. Da aber die Anlage abgefahren wird, reduziert sich die von der Lüftung abzuführende Wärmemenge. Ausnahmen davon sind gewisse elektrische Versorgungsbereiche für Sicherheitssysteme und sicherheitsrelevante Hilfssysteme sowie die Leittechnikräume und Leitstellen. Für den Ausfall der Lüftung in diesen sicherheitstechnisch wichtigen Bereichen hält der Betreiber die zu treffenden Massnahmen in speziellen Störfallanweisungen fest.

Die HSK stellt fest, dass mit den vorhandenen Lüftungsanlagen eine ausreichende Frischluftversorgung und Raumkühlung möglich ist. Zur Sicherstellung geeigneter Aufenthaltsbedingungen im Haupt- und im SUSAN-Kommandoraum bei Radioaktivität in der Aussenluft sind zusätzliche Massnahmen vorzusehen.

6.7.5 Steuerluftsystem

Es ist Aufgabe des Steuerluftsystems, die Versorgung der druckluftbetätigten Komponenten mit ölfreier, trockener Druckluft zu gewährleisten. Das Steuerluftsystem ist nicht als Sicherheitssystem klas-

sifiziert. Da seine Verfügbarkeit bei Störfällen daher nicht nachgewiesen ist, verfügen alle sicherheitsrelevanten Druckluftverbraucher zur Sicherstellung ihrer Funktionen über eigene, entsprechend klassierte Druckluftspeicher oder weisen nach einem Druckluftausfall ein "fail-safe"-Verhalten auf.

Zusammen mit dem Werkluftsystem verfügt das Steuerluftsystem über drei im Maschinenhaus aufgestellte Kompressoren, die in einen Steuerluft- und einen Werkluftbehälter speisen und dort einen konstanten Druck halten. Je nach Luftbedarf werden die Kompressoren gestaffelt automatisch zu- oder abgeschaltet. Da das Werkluftsystem ausschliesslich Verbraucher ohne sicherheitstechnische Bedeutung (z. B. Werkzeuge, Spülung von Anschwemmfilter) versorgt, wird es hier nur als Reservesystem für das Steuerluftsystem behandelt. Die erforderliche Steuerluftqualität für einen störungsfreien Betrieb der Verbraucher wird durch Luftfiltration, Lufttrocknung und Verwendung ölfreier Kompressoren erreicht.

Die Steuerluft wird vor dem Steuerluftbehälter in einer redundanten Trocknungsanlage getrocknet (Taupunkt ca. -40°C), der Feuchtigkeitsgehalt laufend kontrolliert und eine Ueberschreitung der zulässigen Feuchtigkeitsgrenze im Kommandoraum alarmiert. Nach dem Steuerluftbehälter erfolgt die Verteilung über Haupt- und Stichleitungen an die Verbraucher.

Der Luftdruck wird durch eine Druckregelung an den Druckluftbehältern (Zu- oder Abschaltung der Kompressoren) im Bereich von 8 - 10 bar (abs) gehalten. Entsprechend eingestellte Sicherheitsventile sorgen dafür, dass auch beim Ausfall der Druckregelung kein unzulässiger Ueberdruck im System entsteht. Einige Verbraucher verfügen über eigene Reduzierstationen, um den Luftdruck auf den jeweiligen Arbeitsdruck zu erniedrigen. Sowohl zu tiefer als auch zu hoher Arbeitsdruck werden im Kommandoraum alarmiert. Die Druckluftanlage wird von einer örtlichen Steuertafel im Kompressorenraum gesteuert. Normalerweise läuft sie im automatischen Betrieb. Störungen werden durch einen Sammelalarm im Kommandoraum gemeldet.

Um die Steuerluftversorgung auch bei Nichtverfügbarkeit des Steuerluftbehälters, z. B. wegen Inspektion, Reparatur usw., aufrechtzuerhalten, besteht die Möglichkeit, das Steuerluftverteilnetz mit dem Werkluftbehälter zu verbinden. Nach der Isolierung des Steuerluftbehälters dient dann der Werkluftbehälter als Druckspeicher für beide Netze. Die Luftzufuhr zum Steuerluftnetz erfolgt auch bei Einspeisung vom Werkluftbehälter über die Trocknungsanlagen und die Feuchtigkeitsüberwachung. Die Umschaltung der entsprechenden Ventile muss manuell erfolgen.

Bei Ausfall der Kompressoren und/oder bei starker Luftentnahme, die sich durch Absinken des Druckes bemerkbar macht, wird das Werkluftnetz automatisch abgetrennt. Die Luft im Werkluftbehälter dient dann als Reserve für die Steuerluftversorgung.

Zwei der drei Kompressoren sowie ihre Kühlwasser- und Schmierölversorgung sind an die notstromversorgten Reaktorhauptverteilungen H21 und M21 angeschlossen. Der dritte Kompressor ist mit der

Verteilung M41 verbunden. Sollte nur der Notstromdiesel oder nur eine der beiden 16 kV-Versorgungen verfügbar sein, werden die Kompressoren für den Betrieb gesperrt. Bei Ausfall des Hilfskühlwassers besteht eine zusätzliche Kühlmöglichkeit durch die manuelle Umschaltung der Kühlwasserkreisläufe auf Feuerlöschwasser.

Seit der Inbetriebnahme des Containment-Inertierungssystems sind die Verbraucher im Drywell (MSIV und SRV) auf Stickstoffversorgung umgestellt. Die Steuerluft ist damit zur Reserveeinspeisung geworden. Da weder das Inertierungs- noch das Steuerluftsystem als Sicherheitssysteme gelten, verbleiben bei Steuerluft- bzw. Stickstoffausfall für die sicherheitstechnisch wichtigen Ausrüstungen nur die entsprechend qualifizierten Druckluft- bzw. Stickstoffspeicher zu ihrer Betätigung. Um diese Speicher beim Ausfall des Inertierungssystems nachfüllen bzw. die sicherheitsrelevanten Steuerluftverbraucher weiter betätigen zu können, wurde im Reaktorgebäude eine Stickstoffflaschen-Batterie aufgestellt, welche als Notversorgung die weitere längerfristige Einspeisung ermöglicht.

Das Steuerluftsystem hat seine Funktionen bis jetzt ohne nennenswerte Probleme erfüllt. Konzeptuell entspricht es anderen, auch in neueren Anlagen wie KKL, installierten Systemen. Die Kapazität der klassierten Speicher der sicherheitsrelevanten Verbraucher wurde von der HSK überprüft und als ausreichend beurteilt, was bei den SRV durch Versuche bestätigt wurde.

6.7.6 Interne Kommunikationsmittel

Interne Kommunikationsmittel (Kap. 6.9.2 und 11.2.1) werden sowohl für den normalen Leistungsbetrieb als auch bei Störfällen benötigt. Ihre Funktionen dürfen auch bei Störfällen nicht in unzulässiger Weise beeinträchtigt werden. Es sind folgende Systeme vorhanden:

- Interne Telefonanlage
- Gegensprechanlage im Betriebs-, Reaktor- und SUSAN-Gebäude sowie im Maschinenhaus
- Personensuchanlage
- Funkanlage für interne und externe Verbindungen
- Lautsprecheranlage im gesamten Areal für Durchsagen und Alarmsignale

Für die im Normalfall üblichen Anwendungen, wie z. B. Wartung und Prüfung von Systemen und Komponenten, sind die Kommunikationssysteme redundant vorhanden. Diese Redundanz besteht auch für die bei einem Störfall benötigten Kommunikationsmittel. Die Zentralen der verschiedenen Kommunikationssysteme sind an räumlich getrennten Orten im Betriebsgebäude untergebracht. Bei einem lokalen Ereignis wie Brand sollten somit nicht mehrere Systeme gleichzeitig ausfallen. Zudem werden diese Systeme von eigenen Batterien oder von sicheren (batteriegestützten) Wechselstrom-

schienen angespeist. Die Kommunikationsverbindungen zum SUSAN-Gebäude sind durch Lichtwellenleitertechnik von der übrigen Anlage galvanisch getrennt.

Zwei Störfälle sollen hier speziell erwähnt werden, da in diesen Fällen mit dem Verlust von nicht geschützten Anlagenteilen zu rechnen ist.:

- Bei einem Sicherheitserdbeben (SSE) bleibt die Kommunikation in und zwischen den dafür klassierten Gebäuden (Reaktor- und SUSAN-Gebäude) mindestens über die Gegensprechanlage gewährleistet. Hingegen muss mit dem Ausfall der übrigen Kommunikationssysteme gerechnet werden, da deren Zentralen sich im Betriebsgebäude befinden.
- Bei einer Ueberflutung bis auf +6 m (maximales Niveau) bleibt die Kommunikation in und zwischen dem Reaktor- und SUSAN-Gebäude gewährleistet. Die Kommunikationseinrichtungen im Betriebsgebäude werden nach einigen Stunden wegen Erschöpfung der Notstrombatterien ausfallen, es sei denn, es werden Accident Management-Massnahmen getroffen (z. B. Anspeisung der Kommunikationseinrichtungen über ein Notstromaggregat).

Die internen Kommunikationsmittel im KKM sind geeignet, sowohl im Normalbetrieb als auch im Störfall dem Personal Meldungen zu übermitteln und die notwendigen Verbindungen zwischen ausgewählten Stellen zu gewährleisten. Die verwendeten Geräte sind den vorkommenden Lärmpegeln angepasst.

Die Alarmanlage kann nur vom Kommandoraum her ausgelöst werden oder notfalls von einem Schichtelektriker direkt im Leittechnikschrank. Die HSK verlangt, dass in der Sicherungszentrale eine Möglichkeit zur zusätzlichen Auslösung des Arealalarms und die Möglichkeit von Lautsprecherdurchsagen eingerichtet werden.

6.7.7 Seismische Anlageninstrumentierung

Die seismische Instrumentierung soll gemäss HSK-Richtlinie R-16 "Seismische Anlageninstrumentierung" vom Februar 1980 folgender Zielsetzung genügen:

- Festhalten der Erdbebencharakteristik im Frequenz-, Amplituden- und Phasenwinkelbereich
- Vergleich eines aufgetretenen Erdbebens mit der Auslegung

Zur Erfüllung dieser Zielsetzung werden benötigt:

- Eine seismische Instrumentierung (Standort und Instrumentencharakteristik)
- Eine Kommandoraumanzeige, mit der in geeigneter Weise ein Ueberschreiten der OBE-Auslegungsbeschleunigung angezeigt wird

- Eine Vergleichsmöglichkeit zwischen gemessenem und vorausgesagtem Verhalten

Das KKM wurde Anfang der achtziger Jahre mit vier Instrumenten seismisch instrumentiert. Entsprechend der Richtlinie R-16 wurden folgende Standorte für die Starkbeben-Instrumente im Reaktorgebäude gewählt:

- Gebäudeinstrument G1

Dieses Instrument wird als zentrales Gebäudeinstrument betrachtet, das einen generellen Überblick über die Beanspruchung des Reaktorgebäudes im Erdbebenfall geben soll. Es liegt auf der Fundamentplatte (- 11,0 m) auf der 180 °-Achse zwischen Drywell und Torus.

- Gebäudeinstrument G2

Es ist an der Wand des Brennelementbeckens (+ 28,0 m) befestigt.

- Gebäudeinstrument G3

Dieses Instrument ist an der Oberkante des biologischen Schildes befestigt (+17,4 m). Ihm kommt eine grosse Bedeutung zu, da es einerseits einen Bauteil erfasst, der als Abstützung für Primärkomponenten dient und andererseits als einziges Instrument die Bauteile innerhalb des Containments erfasst.

- Seismometer U1

Dieses Instrument ist für ein unabhängiges Gebäude der Erdbebenklasse I vorgesehen und ist vorläufig auf die Fundamentplatte des Reaktorgebäudes montiert. Als definitiver Standort ist das SUSAN-Gebäude vorgesehen.

Mit der Starkbebeninstrumentierung wurde auch eine Kommandoramanzeige installiert.

Mit Hilfe der neu berechneten Etagenspektren des Reaktorgebäudes sollen 1991 die Auswertung der Starkbebenaufzeichnungen und die Betriebsvorschriften der seismischen Instrumentierung bereinigt werden.

Gemäss Richtlinie R-16 kann ein Freifeldinstrument weggelassen werden, falls die Boden-Gebäude-Interaktion vernachlässigbar ist. Dies wurde Anfang der 80er Jahre angenommen, und deshalb wurde auf die Aufstellung eines Freifeldinstrumentes verzichtet. Die neuen Berechnungen der Etagenspektren für das Reaktorgebäude (Kap. 6.2.3.1) unter Verwendung der gemessenen Baugrunderkennwerte (Kap. 2.2) haben aber gezeigt, dass eine Boden-Gebäude-Interaktion stattfindet. Die Messungen des Freifeldinstrumentes dienen der Charakterisierung des Erdbebens ohne Beeinflussung durch Gebäude, so dass das aufgetretene Erdbeben mit dem Auslegungserdbeben verglichen werden kann. Weiter dienen diese Messungen auch als Beurteilungsgrundlage für die Gebäude, die nicht instrumentiert sind. Aus diesen Gründen soll bis Ende 1992 ein seismisches Freifeldinstrument installiert werden (Auflage).

Bis auf die erwähnten Ausnahmen hat die HSK keine Einwände gegen die seismische Anlageninstrumentierung.

6.7.8 Zusammenfassende Bewertung der Versorgungs- und Hilssysteme

Nach Ansicht der HSK erfüllen die Versorgungs- und Hilssysteme die an sie gestellten Anforderungen mit folgenden Ausnahmen:

- Im Haupt- und im SUSAN-Kommandoraum sind noch Massnahmen durchzuführen, um geeignete Aufenthaltsbedingungen bei Radioaktivität in der Aussenatmosphäre sicherzustellen.
- Die Erfüllung der Anforderungen an die internen Kommunikationsmittel muss im Hinblick auf anlageinterne Accident Management-Massnahmen überprüft werden.
- Bei der seismischen Anlageninstrumentierung sind noch die Auswertung und die Betriebsvorschriften zu bereinigen, und ein Freifeldinstrument ist zu installieren.

6.8 LAGERUNG UND HANDHABUNG VON Brennelementen

6.8.1 Brennelementlager

Zur Lagerung der Brennelemente sind im Reaktorgebäude auf +29 m ein Trockenlager und ein Nasslager, auch Brennelementbecken (BEB) genannt, vorhanden.

Zur Lagerung von neuen Brennelementen vor ihrem Einsatz im Reaktorkern dient das Trockenlager. Es befindet sich an einer Aussenseite des Brennelementbeckens, besitzt ein Volumen von $2,5 \text{ m} \times 2 \text{ m} \times 4 \text{ m} = 20 \text{ m}^3$ und enthält 8 Lagergestelle. Jedes dieser Gestelle besteht aus drei an den Lagerwänden befestigten Trägern aus Aluminium und kann 10 Brennelemente aufnehmen. Somit können 80 Brennelemente, d. h. ein Drittel einer Kernladung, ins Trockenlager plziert werden.

Abgebrannte Brennelemente sowie verbrauchte Steuerstäbe und Brennelementkästen werden nach ihrer Entladung aus dem Reaktorkern zeitlich begrenzt im Brennelementbecken gelagert. Dieses ist zum Zweck der Abschirmung und der Kühlung mit Wasser gefüllt. Es ist durch eine Schleuse mit der Reaktorgrube verbunden, besitzt ein Volumen von $12 \text{ m} \times 6 \text{ m} \times 12 \text{ m} = 864 \text{ m}^3$ und enthält Platz für 672 abgebrannte Brennelemente. Diese Lagerkapazität entspricht der während ca. 8 Jahren benötigten Brennstoffmenge, wobei berücksichtigt ist, dass im Leistungsbetrieb zusätzlich 240 Plätze frei gehalten werden, um den gesamten Kern vollständig entladen zu können.

Das Nasslager enthält folgende Lagergestelle:

- 4 Kompaktlagergestelle für je 81 Brennelemente
- 4 Kompaktlagergestelle für je 72 Brennelemente
- 3 Aluminiumlagergestelle für je 20 Brennelemente
- 3 Steuerstablagergestelle mit je 10 zylindrischen Kästen

Die Aluminiumlagergestelle im Brennelementbecken besitzen einen ähnlichen Aufbau wie diejenigen des Trockenlagers. Sie unterscheiden sich von den Kompaktlagergestellen durch den grösseren Brennelementabstand zur Gewährleistung einer ausreichenden Unterkritikalität.

Die Kompaktlagergestelle sind aus rostfreiem Stahl hergestellt. Darin sind 4,3 m hohe und 5 mm dicke quadratische Kästen auf eine auf vier Füßen auf dem Lagerboden stehende Grundplatte aufgeschweisst. Jeder Kasten kann ein Brennelement aufnehmen, dessen Fuss in einer abgekanteten Öffnung auf der Grundplatte aufsteht und das seitlich von den Wänden des Lagergestells gestützt wird. Der Stahlkasten dient vor allem als Neutronenabsorber und sorgt damit für die Sicherheit gegen Kritikalität. Die Kompaktlagergestelle besitzen untereinander einen Minimalabstand von 80 mm und sind nicht im Beckenboden verankert. Durch den Einbau der Kompaktlagergestelle statt der ursprüng-

lich vorhandenen Aluminiumgestelle wurde die Kapazität des Brennelementbeckens in der Betriebsperiode 1979/80 von 300 auf 672 Plätze vergrößert.

Die Kästen der Steuerstabgestelle bestehen aus einer Aluminiumlegierung. Sie dienen zur Lagerung von abgebrannten Steuerstäben, von Hilfsführungen für Steuerstäbe und von defekten Brennelementen. Die defekten Brennelemente werden in einen zusätzlichen Behälter eingebracht, so dass ein Kasten eines Steuerstabgestells höchstens ein defektes Brennelement aufnehmen kann.

Wegen der Korrosionsfestigkeit der verwendeten Materialien benötigen die Lagergestelle keinen Unterhalt. Während der Reaktorlebensdauer sind keine besonderen Prüfungen vorgesehen.

Alle Lagergestelle im Trocken- und im Nasslager wurden sowohl für Betriebs- und Handhabungslasten als auch für das Sicherheitserdbeben ausgelegt. Die Kompaktlagergestelle wurden zusätzlich auf einen Brennelementabsturz während der Handhabung untersucht. Dabei ergaben sich keine für die Sicherheit gegen Kritikalität unzulässigen Deformationen.

Für die Festigkeitsberechnung der fest installierten Aluminiumlagergestelle und der gleitend gelagerten Kompaktlagergestelle können die Annahmen für das Sicherheitserdbeben auch gemäss den heutigen Kenntnissen als konservativ betrachtet werden. Der Nachweis des genügenden Abstandes der Kompaktlagergestelle von den Wänden des Brennelementbeckens und untereinander sowie ihrer Kippsicherheit ist unter Berücksichtigung des neuen Sicherheitserdbebens (Kap. 2.3) erbracht.

6.8.2 Sicherheit gegen Kritikalität

Die Unterkritikalität der Lagerbecken muss allein durch passive Einrichtungen gewährleistet sein, d. h. durch die sichere Abstandhaltung in den Gestellen und durch Neutronenabsorption in den Strukturmaterialien und im Wasser. Die amerikanischen Vorschriften⁴, auf die sich die HSK bei der Beurteilung der Kritikalitätsrechnungen stützt, legen als oberste Grenze für den effektiven Neutronen-Multiplikationsfaktor (k_{eff}) des Brennelementlagers einen Wert von 0,95 fest. Der Nachweis der genügenden Unterkritikalität wurde für jeden Lagergestelltyp rechnerisch mit zum Teil konservativen Annahmen erbracht. So wurden Brennelemente berücksichtigt, die einen grösseren unendlichen Multiplikationsfaktor (k_{∞}) besitzen als diejenigen, die zum Einsatz im Kern vorgesehen sind, und die Neutronenleckage in horizontaler Richtung wurde vernachlässigt. Die angewandten Rechenmethoden entsprechen denjenigen, die auch bei der Reaktorkernberechnung verwendet werden. Die HSK hat diese Rechenmethoden überprüft und sich vergewissert, dass sie zur Berechnung unterkritischer Systeme geeignet und genügend verifiziert sind.

⁴ NRC Regulatory Guide 1.13 (Dezember 1981) und NRC Standard Review Plan, Section 9.1.1 (November 1975)

Beim Trockenlager für die neuen Brennelemente liegt der k_{eff} -Wert im trockenen Zustand unterhalb von 0,5. Würde es fehlerhaft vollständig geflutet, so würde sich der k_{eff} -Wert auf 0,83 erhöhen. Bei diesen Rechnungen wurden Brennelemente mit einem k_{∞} -Wert von 1,31 verwendet. Bei optimaler Moderation, d. h. bei einer Wasserdichte um $0,2 \text{ g/cm}^3$, ist das vollständig mit Brennelementen gefüllte Trockenlager überkritisch. Vorsorglich ist das Trockenlager mit einem Deckel versehen, wodurch das Eindringen von Moderatormaterialien wie Wasser-Sprühregen verhindert wird. Zudem sind im Reaktorgebäude auf +29 m nur Hand-Feuerlöscher mit Kohlendioxid als Löschmittel aufgestellt. Am Lagerboden ist ein Abflussrohr angebracht, durch welches eingedrungenes Wasser abfließen könnte.

Im Nasslager wurde für die Kompaktlagergestelle ein maximal möglicher k_{eff} -Wert von 0,945 berechnet. Das dabei betrachtete Brennelement besitzt einen k_{∞} -Wert von 1,33. Bei den Rechnungen wurden die Rechenunsicherheit, eine erhöhte Beckenwassertemperatur, Toleranzen bei der Anfertigung der Lagergestelle und der Brennelemente sowie die mögliche exzentrische Stellung der Brennelemente in den Stahlkästen berücksichtigt. Betrachtete abnormale Lagerbedingungen betreffen ein Brennelement, das horizontal auf der Oberseite eines Lagergestells liegt, den Fall eines Brennelements auf das Kompaktlager sowie den Erdbeberfall mit darauffolgendem Aneinanderstoßen der Lagergestelle. Für die mit Brennelementen gefüllten Steuerstabgestelle wurde ein maximal möglicher k_{eff} -Wert von 0,88 ermittelt.

Für beide Lager ist somit die ausreichende Unterkritikalität nachgewiesen, falls der k_{∞} -Wert der eingesetzten Brennelemente unter allen möglichen Lagerbedingungen höchstens 1,31 beträgt. Der maximal mögliche k_{∞} -Wert wird jeweils vor dem erstmaligen Einsatz eines neuen Brennelemententyps berechnet. Bis heute wurden im KKM Brennelemente mit k_{∞} -Werten bis zu 1,26 eingesetzt. Eine Erhöhung des zulässigen k_{∞} -Maximalwerts bedarf einer Freigabe durch die HSK.

6.8.3 Kühlung des Brennelementbeckens

Das Kühlsystem des Brennelementbeckens muss die Nachwärme der Brennelemente an eine äußere Wärmesenke derart abführen, dass die Beckentemperatur in folgenden Fällen kleiner als die Auslegungstemperaturen von 52°C ist:

- Normalbetrieb mit - abgesehen von der Kernreserve - voll beladenem BEB (Kühlleistung maximal 1,1 MW)
- Ausladung des gesamten Kerns nach viermonatigem Vollastbetrieb (Kühlleistung maximal 2,9 MW)

Zur BEB-Kühlung stehen zwei Systeme zur Verfügung:

- Das Brennelementbecken-Kühl- und Reinigungssystem (Fuel Pool Cooling and Cleanup System, FPCCU; für die Reinigungsfunktion siehe Kap. 6.14.2.3)

- Eine Verbindung vom BEB zum Abfahr- und Toruskühlsystem (STCS)

Das zweisträngige FPCCU besteht aus 3 Umwälzpumpen (eine als Reserve für beide Stränge), 2 Wärmetauschern und 2 Filtern. Die Umwälzpumpen wälzen das BEB-Wasser in einem Kreislauf um, indem sie es aus den Ueberlaufbecken ansaugen, durch die Wärmetauscher und Filter fördern und es anschließend über Tauchrohre am BEB-Boden verteilen. Das erwärmte Wasser wird in Ueberlaufwannen im oberen Beckenrand eingesammelt und zum Ueberlaufbecken geleitet. Vom BEB gibt es ständig Wasserverluste durch Verdunstung. Aus diesem Grunde wird das Niveau sowohl im Lager- wie auch im Ueberlaufbecken laufend überwacht. Nach Erreichen der unteren Niveaulimite (Alarm im Kommandoraum) wird manuell über den Systemkreislauf Wasser vom Zusatzwassersystem (Deionatsystem) nachgespeist.

In den Kühlern wird die im BEB anfallende Nachwärme an das Zwischenkühlwasser abgegeben, das seinerseits vom Hilfskühlwasser (Flusswasser) gekühlt wird. Im Normalbetrieb genügt auch bei der Annahme hoher Kühlwassertemperaturen (Aarewasser 21°C , Zwischenkühlwasser $25,6^\circ\text{C}$) ein Strang, um die bei Normalbetrieb maximal zulässige Temperatur des Beckens von 52°C einzuhalten.

Die drei Umwälzpumpen werden von den Eigenbedarfsverteilungen H21 und M21 versorgt, welche auch das Hilfs- und das Zwischenkühlwassersystem versorgen. Wenn nur der Notstromdiesel oder nur eine der beiden 16 kV-Versorgungen zur Verfügung stehen, werden die Pumpen gesperrt, falls gleichzeitig eine Kernsprühpumpe in Betrieb sein sollte. Die Bedienung zur Steuerung der Umwälzpumpen und die Instrumentierung zur Überwachung der Anlagefunktionen sind im Kommandoraum installiert. Insbesondere werden die Fördermenge sowie Temperatur und Wasserstand im BEB angezeigt. Strangumschaltungen oder -zuschaltungen sowie Inbetriebnahme der Reservepumpe werden manuell ausgeführt. Bei niedrigem Wasserstand in den Ueberlaufbecken schalten die Pumpen automatisch ab.

Das Brennelementbecken kann sich nicht über das FPCCU entleeren, da das Wasser in Ueberlaufwannen am oberen Beckenrand eingesammelt, zum Ueberlaufbecken geleitet und von dort angesaugt wird und die Rückförderleitungen von oben in die Becken eingeführt und mit Rückschlagklappen zur Unterbrechung einer allfälligen Syphonwirkung ausgerüstet sind.

Das FPCCU wurde bei der Erstellung der Anlage als Betriebssystem klassiert und ausgeführt, d. h. insbesondere im Falle eines Sicherheitserdbebens muss mit seinem Ausfall gerechnet werden. Das gleiche gilt auch für seine Kühlwasserversorgung durch das Zwischenkühlwassersystem im Reaktorgebäude. Dies ist akzeptabel, da in solchen Fällen die Kühlung durch das entsprechend klassierte Abfahr- und Toruskühlsystem übernommen werden kann.

Die für das Sicherheitserdbeben ausgelegte direkte Verbindung vom Brennelementbecken zum Abfahr- und Toruskühlsystem (Kap. 6.6.3.3 und 6.7.1.2), die manuell aufgeschaltet werden kann,

dient zur Sicherstellung der Beckenkühlung bei Ausfall des FPCCU. Die Ansaugung bzw. Rückförderung des Wassers erfolgt über die beiden Systemen gemeinsame Saug- bzw. Rückgabelleitung. Diese Leitungen sind daher bis und mit den Absperrarmaturen gegenüber dem Rest des FPCCU ebenfalls für das Sicherheitserdbeben ausgelegt. Die manuelle Umschaltung ist akzeptabel, da sie in Anbetracht der grossen Wärmespeicherkapazität des Beckenwassers nicht unter Zeitdruck erfolgen muss. Berechnungen haben gezeigt, dass die Siedetemperatur bei voll belegtem Becken erst nach ca. 54 Stunden erreicht wird.

Beim Brennelementwechsel, bei dem das BEB mit der Reaktorgrube verbunden ist, arbeiten STCS, RWCU und FPCCU parallel. Falls zwecks Unterhalts- oder Reparaturarbeiten im Reaktordruckbehälter der ganze Kern entladen werden muss, ist die Herstellung der Verbindung zwischen FPCCU und STCS ebenfalls erforderlich, da dann die Kühlkapazität des FPCCU nicht ausreicht.

Ein längerfristiger Ausfall beider BEB-Kühlstränge bei gleichzeitiger Nichtverfügbarkeit des STCS (ebenfalls zweisträngig) wird als sehr unwahrscheinlich betrachtet. Die BE-Notkühlung ist jedoch auch bei siedendem Beckenwasser gewährleistet. Bei den berechneten Verdampfungsraten von 1,7 t/h bei voll belegtem BEB bzw. 4,4 t/h nach Ausladung des gesamten Kerns würde es bei der vorhandenen Wasservorlage einige Tage dauern, bis die BE abgedeckt wären. Es wäre somit genügend Zeit vorhanden, um geeignete Massnahmen zum BEB-Nachfüllen zu ergreifen, wie z. B. Wassereinspeisung vom Hochreservoir über das Feuerlöschsystem.

6.8.4 Einrichtungen zur Handhabung und Prüfung von Brennelementen

Die Brennelemente werden mit der Brennelementwechselmaschine zwischen dem Brennelementbecken und dem Reaktorkern transportiert. Die Wechselmaschine besteht aus einer Brücke mit Laufsteg, welche sich auf zwei Schienen in der Achse Reaktorkern - Brennelementbecken bewegt. Ein Katzfahrwerk mit Teleskopmast und Brennelementgreifer läuft quer zur Laufrichtung der Brücke, so dass jeder Punkt über dem Reaktorkern oder dem Brennelementbecken angefahren werden kann.

Der Teleskopmast ist mit einer Lastbegrenzungseinrichtung ausgerüstet, um Brennelementbeschädigungen im Falle einer Behinderung beim Herausziehen zu vermeiden. Eine mechanische Ausfahrbegrenzung sorgt dafür, dass die Brennelemente immer mit einer aus Strahlenschutzgründen genügenden Wasserschicht überdeckt sind. Verriegelungen im elektrischen System der Wechselmaschine verhindern das Entfernen oder Einsetzen von Brennelementen im Kern oder die Bewegung von Steuerstäben unter unzulässigen Bedingungen (z. B. zu hohe Last, Greifer nicht geschlossen, Wechselmaschine in Bewegung).

Zur Verminderung von radioaktiven Abfällen werden Brennelementkästen abgebrannter Brennelemente wenn möglich wieder verwendet. Der Wechsel von Brennelementkästen erfolgt in zwei Abstreifvorrichtungen, die sich am Beckenrand befinden. Mit einer Messapparatur kann die durch die

Neutronenbestrahlung unterstützte Verbiegung der Brennelementkästen festgestellt werden. Die Kastenverbiegung wird für einen Wiedereinsatz so begrenzt, dass die Steuerstäbe ungehindert einfahren können und dass eine unzulässige Leistungserhöhung infolge erhöhter Wassermoderation verhindert wird.

Brennstabdefekte werden während des Reaktorbetriebs anhand der Aktivitätswerte des Abgases und des Reaktorwassers festgestellt. In einem solchen Fall werden während des Revisionsstillstandes zunächst die Brennelemente im Brennelementbecken auf heraustretende Spaltprodukte untersucht. In einer Kastenabstreifvorrichtung können anschliessend die defekten Brennstäbe mit Hilfe von Prüfeinrichtungen (Fernrohr, Wirbelstrom-Messeinrichtung usw.) festgestellt werden. Aufgrund des Schadenbildes lässt sich die Schadensursache möglicherweise feststellen, so dass Massnahmen zur Verhinderung weiterer gleichartiger Defekte ergriffen werden können. Defekte Brennstäbe können durch Brennstäbe mit ähnlichem Abbrandzustand aus anderen, nicht mehr zum Einsatz vorgesehenen Brennelementen ersetzt werden. Zum Schutz des Personals vor austretenden flüchtigen Spaltprodukten wird bei solchen Brennelement-Reparaturarbeiten die Raumluft im Arbeitsbereich mit Hilfe von Abdeckhauben abgesaugt.

Nach Ansicht der HSK sind die vorhandenen Brennelementhandhabungseinrichtungen und die eingesetzten Prüfmethode für defekte Brennstäbe zweckmässig und ausreichend.

6.8.5 Strahlenschutztechnische Aspekte des Brennelementwechsels

Besondere radiologische Verhältnisse ergeben sich beim Brennelementwechsel im Reaktorgebäude auf Kote +29 m. Vor dem Öffnen des RDB-Deckels wird das Reaktorwasser auf ein Niveau unterhalb des RDB-Flansches angehoben. Um Edelgas- oder Jodfreisetzungen ins Reaktorgebäude beim Abheben des RDB-Deckels zu vermeiden, wird vorgängig das Gasvolumen oberhalb des Wasserspiegels während einiger Stunden über einen mobilen Aerosol- und Aktivkohlefilter abgesaugt und gespült.

Nach dem Öffnen des RDB-Deckels führt insbesondere der Transport des Dampftrockners und Wasserabscheiders ins Einbautenbecken, welcher nicht unter Wasserabschirmung erfolgt, infolge hoher Dosisleistungen vorübergehend zu Einschränkungen der Begehbarkeit im Reaktorgebäude auf Kote +29 m.

Durch eine angemessene Reinigung des Reaktorwassers, insbesondere vor dem Fluten der Reaktorgrube und nötigenfalls unter Zuhilfenahme einer Kondensationsreinigungsanlage, kann eine niedrige Dosisleistung über der gefluteten Reaktorgrube und dem Brennelementbecken während der Brennelementbewegungen gewährleistet werden.

6.8.6 Zusammenfassende Bewertung

Die für die Lagerung neuer und bestrahlter Brennelemente getroffenen Vorkehrungen gewährleisten bei allen zu erwartenden Betriebsbedingungen eine ausreichende Unterkritikalität. Die HSK hat sich davon überzeugt, dass die Systeme für die Brennelementlagerung, -kühlung und -handhabung dem Stand der Technik entsprechen und geeignet sind, die an sie gestellten Anforderungen zuverlässig zu erfüllen. Die jährlich im Reaktorgebäude auf Kote +29 m ermittelten Kollektivdosen für den Brennelementwechsel liegen nach Meinung der HSK im akzeptablen Rahmen.

6.9 KOMMANDORÄUME

6.9.1 Allgemeines, Konzept

Kommandoräume sind Bindeglieder zwischen Mensch und Maschine; sie bilden die zentralen Nahtstellen zur Überwachung und Steuerung des Kraftwerksprozesses. Trotz der weitgehenden Automatisierung in Kernkraftwerken, wie dies auch im KKM der Fall ist, ist der Einsatz des Menschen zur Steuerung und Überwachung des Betriebsablaufes und zur Vermeidung bzw. Beherrschung möglicher Störfälle unerlässlich. Die Arbeit des dafür eingesetzten Betriebspersonals ist im stationären Leistungsbetrieb durch Routineaufgaben gekennzeichnet, was zu einer gewissen Monotonie führen kann. Bei speziellen Fahrvorgängen, z. B. beim Anfahren, Abfahren oder bei einem Störfall, verlangt diese Arbeit jedoch die Erfüllung anspruchsvoller Aufgaben, wodurch unter Umständen auch Stresssituationen auftreten können. Die Gestaltung des Kommandoraumes ist zur Gewährleistung eines guten Überblicks über den Anlagezustand und zur Vermeidung von Fehlhandlungen von grosser Bedeutung.

Die Anforderungen an einen Kommandoraum ergeben sich aus der Aufgabenteilung zwischen Mensch und Anlage. Ebenso sind die Automatisierung der Leitsysteme und die menschlichen Eigenschaften zu beachten. Folgende Anforderungen, die in sechs Punkten zusammengefasst werden können, sind zu berücksichtigen:

- Einfache Bedienung und Überwachung des normalen Betriebes der Anlage sowie ausreichende Anzeige beim Eintreten von Störungen
- Eingriffsmöglichkeiten zur Steuerung der Betriebsweise bezüglich Energieproduktion sowie zur Vermeidung und Beherrschung von Störfällen
- Möglichkeiten zur Prüfung von Systemen und Funktionen
- Möglichkeiten zur Kommunikation mit dem Personal in der Anlage und mit externen Stellen
- Dokumentation des Betriebsablaufes und automatische Registrierung von Störungen
- Der Aufgabe angepasste Arbeits- und Umweltbedingungen zur Reduktion von menschlichen Fehlleistungen, Ermüdung und Stress (ergonomische Aspekte)

Durch die optimale Erfüllung dieser Anforderungen kann das Zusammenwirken des Personals mit "seiner Anlage" so gestaltet werden, dass damit eine Erhöhung der Sicherheit und der Verfügbarkeit der Anlage erreicht wird. Nicht dauernd besetzte Steuerstellen (z. B. lokale Steuerstellen zur Steuerung von Hilfssystemen) mit beschränkten Aufgaben haben ähnlichen, aber weniger weitgehenden Anforderungen als Kommandoräume zu genügen.

Das KKM verfügt über zwei Kommandoräume mit unterschiedlichen Funktionen. Die Anlage wird vom Hauptkommandoraum aus gesteuert und überwacht. Von hier aus lassen sich alle wesentlichen Vorgänge für Normalbetrieb, Prüfung und Störfallbeherrschung ausführen und überwachen. Bei einem Verlust des Hauptkommandoraumes (z. B. infolge Brand, Flugzeugabsturz, Einwirkungen Dritter usw.) kann die Reaktoranlage aus dem Kommandoraum des Notstandsystems SUSAN abgefahren und langfristig gekühlt werden. Falls auf den SUSAN-Kommandoraum umgeschaltet wurde, können aus dem Hauptkommandoraum keine Eingriffe mehr auf SUSAN-Funktionen vorgenommen werden.

Die Vollständigkeit und die Eignung der Notfallinstrumentierung, insbesondere für schwere Unfälle, ist für alle schweizerischen Kernkraftwerke in Ueberprüfung (Kap. 9.4.4).

6.9.2 Hauptkommandoraum

Der im Betriebsgebäude auf Kote +8 m angeordnete Hauptkommandoraum (Main Control Room, MCR) ist im Normalbetrieb und bei Störfällen die wichtigste Steuerstelle. Für den Normalbetrieb ist der Konzeption, Gestaltung und Ausführung des Kommandoraumes (z. B. Klimatisierung, Beleuchtung, Schalldämpfung) besondere Beachtung zu schenken. Für die nukleare Sicherheit von Bedeutung ist zudem die Verhinderung bzw. die frühzeitige Erkennung von Störungen. Man versucht, sich abzeichnende Störungen aufgrund der Anzeigen im Kommandoraum schon so rechtzeitig zu erkennen, dass Gegenmassnahmen ergriffen werden können. Ist ein Störfall eingetreten, muss auf einfache Weise diagnostiziert, gelenkt und überwacht werden können.

Die Ausrüstung für die Bedienung und Ueberwachung der Anlage ist auf Pulten und Wandtafeln angebracht. Bei der Auslegung der Pulte und der Tafeln wurde nach folgenden Grundsätzen vorgegangen:

- Funktionsgerechte und übersichtliche Gliederung nach Systemen und Anlageteilen.
- Uebersichtlichkeit und Bedienungsfreundlichkeit werden durch geeignete Platzverhältnisse, Gliederung, Platzierung, Beschriftung, Form- und Farbwahl der Bedienungs- und Ueberwachungselemente unterstützt.
- Die Stromversorgung der Pulte, der Wandtafeln und der Instrumentierung ist batteriegestützt.
- Bedienungselemente in einheitlicher Mosaikbausteintechnik auf den Pulten, integriert in vereinfachte Blindschaltbilder und aufgeteilt in die Pultblöcke "Reaktor und Hilfssysteme", "Turbogruppen A und B" und "SUSAN".
- Für gleiche Bedienungsaufgaben sind einheitliche Elemente wie Taster und Schalter eingesetzt.
- Grundsätzlich "Zweihandbedienung", bestehend aus dem Freigabetaster und dem jeweiligen Befehlstaster. Einige Bedienungselemente, z. B. die SCRAM- oder die Isolationsauslösung sowie die Bedienungselemente der Ueberwachungseinrichtungen (Hupe, Quittierung, Löschung), werden

ohne Freigabe betätigt. Regelventilverstellungen werden mit Freigabe betätigt. Durch Statusanzeigen auf den Drucktastenbausteinen lassen sich der Schaltzustand bzw. der Erfolg einer Aktion sowie Störungen von Komponenten oder von Funktionsgruppen sofort feststellen. Dieses Bedienungskonzept verhindert unbeabsichtigte Schalthandlungen weitgehend. Zudem kann der Operateur zur gleichen Zeit nicht mehr als eine Schalthandlung ausführen. Ueber die erfolgreiche Ausführung des Schaltbefehls erhält er am Betätigungselement unmittelbar eine Rückmeldung. Zusätzlich kann er die Instrumentierung der Prozessgrösse zu Hilfe nehmen.

- Verriegelungen (Schutz- und Freigabesignale) verhindern Fehlbedienungen und schützen zum Teil auch Komponenten vor Zerstörungen. Die Prioritäten für Schutz-, Steuer- und Regelbefehle sind systemspezifisch festgelegt. Im Normalfall besitzt die automatische Anforderung von Sicherheitssystemen die höchste Priorität. Diese Priorität kann bei Systemen, die nicht zum SUSAN gehören, nach einer gewissen Zeitverzögerung, teilweise mit speziellen Einrichtungen (Schlüsselschalter oder plombierte Taster), übersteuert werden. Bei den SUSAN-Systemen kann auf dem Bedienungspult im Hauptkommandoraum das Rücksetzen erst erfolgen, wenn die Anregekriterien nicht mehr anstehen. Im Gegensatz dazu können die SUSAN-Systeme aus dem SUSAN-Kommandoraum trotz anstehender Anregung 40 Sekunden nach der Auslösung zurückgestellt werden.

- Anzeigeeinstrumente und Gefahrenmelder befinden sich im Puttaufsatz. Bei der Gefahrenmeldeanlage werden die einzelnen Alarmklassen mit Farben unterschieden. Es gibt folgende Alarmklassen:

- weiss: allgemeiner Alarm
- gelb: Sammelalarm
- orange: Voralarm vor Auslösung
- rot: Auslösung
- orange-blau eingerahmt: Auslösung automatisches Abblasen (ADS). Es gibt nur einen Alarm in dieser Farbe.

In jeder Alarmkalotte sind die Alarmnummer und ein kurzer Alarmtext eingraviert. Zu jeder Alarmnummer sind im Betriebshandbuch die folgenden ergänzenden Informationen enthalten: Messstellennummer, Messbereich, Schaltgerät mit Einbaort, Folgen des Alarmes und Bemerkungen.

- Durch Anzeigeeinstrumente werden sowohl Anzeigen von Prozessgrössen (z. B. Reaktorniveau) als auch Zustandssignale von Komponenten dargestellt. Sie befinden sich auf den Wandtafeln hinter den Pulten. Der Zustand der Containment-Isolationsarmaturen wird auf einer separaten Tafel angezeigt. Wichtige Prozessgrössen werden durch Schreibergeräte registriert bzw. im Prozessrechner gespeichert.
- Es sind separate Bedienungstafeln für den elektrischen Eigenbedarf und die Lüftung (inklusive Notabluft) vorhanden.

Neugestaltung des Hauptkommandoraums

Um die ergonomischen Verhältnisse im Hauptkommandoraum noch zu verbessern, wurde anfangs 1991 die Möblierung optimiert. Insbesondere verfügt nun jeder Operateur innerhalb seines Ueberwachungsbereichs über einen Schreibtisch. Zusätzlich hat ebenfalls der Piketingenieur einen eigenen Arbeitsplatz erhalten. Es ist geplant, die Decke, eingeschlossen die Beleuchtung und die Lüftung, in den Jahren 1992/93 zu erneuern.

Kommunikationsmittel

Die Kommunikationseinrichtungen (Kap. 6.7.6 und 11.2.1) ermöglichen die Verbindung mit Personen in der Anlage und mit externen Stellen. Zur anlageinternen Kommunikation sind jedem Operateur in seinem Ueberwachungsbereich ein Telefon, ein Funkgerät und eine Gegensprechanlage zugeordnet. Beim Schichtschef befinden sich zusätzlich eine Bedienstation (Mikrophon) für die Lautsprecheranlage und eine Bedienstation für die drahtlose Personenruf-Funkanlage. Die Mittel zur externen Kommunikation (eine Telefonzentrale, ein FAX-Gerät, das SMT, die Auslösestation für die Eurosignal-Personenruf-Funkanlage, die Einrichtung zur Alarmierung von Feuerwehr und Polizei sowie die direkten Telefone zu den Bundesstellen) sind auf einem Kommunikationspult zusammengefasst. Ein Funkgerät für interne und externe Verbindungen sowie eine Gegensprechanlage und eine Bedienstation für die Lautsprecheranlage sowie diverse weitere Telefone stellen auch die interne Kommunikation an diesem Pult sicher.

Rechnersysteme

Das KKM ist mit einer leistungsfähigen Doppelrechneranlage als Prozessrechnersystem ausgerüstet. Diese erlaubt zusätzlich zur bestehenden Instrumentierung eine wesentlich verbesserte Darstellung von Daten und Alarmmeldungen sowohl im Normalbetrieb als auch bei Störfällen. Im Kommandoraum werden auf Farbbildschirmen verarbeitete Schlüsselinformationen für den korrekten Anlagebetrieb dargestellt. Bei Abweichungen erfolgt eine entsprechende Signalisierung. Weitere Funktionen des Prozessrechners unterstützen die Analyse von Störungen mit Hilfe graphischer Darstellungen relevanter Prozessgrößen und verbessern damit die Störfallerkennung und -beherrschung. Die Alarmprotokollierung sowie die analoge Aufzeichnung sicherheitsrelevanter Prozessgrößen sind ebenfalls Aufgaben des Prozessrechensystems. Die Ueberwachung des Reaktorkerns bezüglich Betriebslimiten wird auf einem dritten Rechner, dem Kernüberwachungsrechner, welcher mit dem Prozessrechnersystem verbunden ist, durchgeführt. Diese Rechnersysteme sind notstromversorgt. Kurzzeitige Spannungsunterbrüche können durch die den Rechnern zugeordneten unterbrechungslosen Stromversorgungen für einige Stunden überbrückt werden.

Im Hauptkommandoraum befinden sich fünf grossflächige Farbbildschirme zur Darstellung der Anlageinformationen (Emergency Response Information System, ERIS). Drei davon sind verschiebbar über den Pulten angeordnet; zwei befinden sich am Arbeitsplatz des Piketingenieurs. Auf diesen Bildschirmen kann grundsätzlich alle im Rechner gespeicherte Information abgerufen werden. Im Normalfall ist das Uebersichtsbild desjenigen Anlagebereichs aufgeschaltet, dem der jeweilige Arbeitsplatz zugeordnet ist. Heute stehen rund 80 Bilder zur Verfügung. Diese können grob in 5 Gruppen aufgeteilt werden:

- Uebersichtsbilder der Gesamtanlage oder einzelner Systeme
- Detailbilder von Teilsystemen
- Kennfelder (zulässige Betriebszustände der Anlage oder einzelner Systeme)
- Trendbilder (zeitabhängige Darstellung von Prozessgrößen)
- Analysebilder (zeitabhängige Darstellung verschiedener Messwerte einer Prozessgrösse)

Zudem stehen noch freie Bildplätze zur Verfügung, die für die Trenddarstellung von Prozessgrößen benutzt werden können. Diese Art von Bildern erlaubt es auch, innerhalb kurzer Zeit verschiedene Messwerte auf einem Bild wahlweise zusammenzustellen. Sie sind daher für spezielle Fahrweisen oder auch für Tests geeignet.

Notbeleuchtung

Der Hauptkommandoraum ist mit einer batteriegestützten Notbeleuchtung (Kap. 6.7.2.6) ausgerüstet, welche bei einem vollständigen Ausfall der Wechselspannungsversorgung (Station Blackout) eine hinreichende Beleuchtung sicherstellt.

Zutrittskontrolle

Der Zutritt zum Hauptkommandoraum ist nur befugten Personen gestattet und wird speziell überwacht. Diesem Zweck dienen die Schleusen auf +8 m (Haupteingang zum Hauptkommandoraum) sowie auf +4 m im Betriebsgebäude. Die Schleuse auf +4 m wird vorwiegend für Materialtransporte benutzt. Während des Jahresstillstands dient sie auch als Zugang für das Servicepersonal zum Diesel- und Deconticraum. Ein weiterer, durch eine Panzertüre abgeschlossener Durchgang auf +8 m ist nur als Notausgang vorgesehen.

6.9.3 SUSAN-Kommandoraum

Der SUSAN-Kommandoraum, welcher sich im SUSAN-Gebäude auf Kote -4 m befindet, ist die Notsteuerstelle des KKM. Während des Normalbetriebs ist dieser Leitstand nicht besetzt. Beim Ausfall

des Hauptkommandoraumes ist es möglich, den Reaktor ausschliesslich vom SUSAN-Kommandoraum aus abzuschalten, abzukühlen und längerfristig in einem sicheren Zustand zu halten. Im Normalbetrieb wird der SUSAN-Kommandoraum nur für Wiederholungsprüfungen benützt.

Für den Anforderungsfall enthält der SUSAN-Kommandoraum die notwendigen Einrichtungen für die Bedienung und die Überwachung der erforderlichen Sicherheitsfunktionen. Damit kann sowohl der Zustand der Reaktoranlage beurteilt als auch die Wirksamkeit der benötigten Systeme kontrolliert werden. Unter bestimmten Voraussetzungen können die Sicherheitsfunktionen auch von Hand gesteuert werden. Jedem der beiden SUSAN-Stränge ist ein Pult zugeordnet. Diese Pulte sind grundsätzlich gleich aufgebaut wie das SUSAN-Pult im Hauptkommandoraum, haben aber einige zusätzliche Bedienelemente. Gefahrenmeldungen und Zustandsanzeigen ergänzen die Instrumentierung. Der SUSAN-Kommandoraum ist zusätzlich mit Bildschirmmonitoren ausgerüstet, welche am Kernkraftwerk-Prozessrechner angeschlossen sind. Solange die Rechneranlage funktionstüchtig bleibt, stehen also sämtliche Prozessparameter zur Anzeige im SUSAN-Kommandoraum zur Verfügung.

6.9.4 Lokale Steuerstellen

Das KKM besitzt im Aufbereitungsgebäude drei lokale Steuerstellen: Auf +16 m befindet sich die Steuerstelle für die Lüftung, und auf 0 m befinden sich die Steuerstelle für die Fassabfüllstation sowie das Steuerpult für die Abwasseraufbereitung. Diese Steuerstellen werden bei Bedarf besetzt.

In der Steuerstelle "Lüftung" werden die Lüftungsanlagen des Reaktorgebäudes, des Maschinenhauses und des Aufbereitungsgebäudes gesteuert. Zudem werden die Schaltzustände aller Ventilatoren und die Stellungen der wichtigsten Klappen angezeigt. Ebenfalls angezeigt werden die Unterdrücke in den drei Gebäuden, wichtige Raumtemperaturen und der Zustand der Abluftfilter. Alarme unterrichten das Personal über besondere Betriebszustände der Lüftungsanlage. Diese Steuerstelle wird nur in besonderen Situationen (z. B. bei Prüfungen oder bei Störungen im Lüftungssystem) besetzt. Die wichtigsten Funktionen können auch aus dem Hauptkommandoraum gesteuert werden.

6.9.5 Zusammenfassende Bewertung

Der Hauptkommandoraum und der SUSAN-Kommandoraum entsprechen den Anforderungen von Kap. 2.7 der Richtlinie R-101. Gesamthaft beurteilt die HSK die beiden Kommandoräume sowie die anderen Steuerstellen als geeignet, das Kraftwerk im Normalbetrieb und bei Störfällen sicher zu steuern und zu überwachen. Bezüglich Zugänglichkeit in Unfallsituationen sei jedoch auf Kap. 6.7.4.4, 6.7.4.6 und 6.14.5.2 verwiesen.

6.10 QUALIFIKATION BZW. REQUALIFIKATION DER KLASSIERTEN AUSRÜSTUNGEN

Für die mechanischen und ausgewählte elektrische Ausrüstungen wurde bei der Erstellung der Anlage durch rechnerische bzw. experimentelle Nachweise gezeigt, dass sie für die gestellten Anforderungen geeignet sind. Da sich die Anforderungen an die Qualifikation seit der Betriebsaufnahme geändert haben, wurden für verschiedene Ausrüstungen Requalifikationen nötig. Insbesondere mussten alle dem SUSAN zugeleiteten Ausrüstungen den geänderten Anforderungen genügen. Wo sich in der Zwischenzeit die Annahmen an die Belastungen geändert haben, wurden die neuen Werte der Requalifikation zugrunde gelegt.

6.10.1 Mechanische Ausrüstungen

Weil sowohl die Bestimmung der Erdbebenbelastung als auch die Nachweismethoden in den vergangenen 20 Jahren verfeinert und verbessert wurden, wurde ein grosser Teil der mechanischen Ausrüstungen neu berechnet.

Der ursprünglichen Erdbebenauslegung der wichtigsten mechanischen Ausrüstungen wurde für die wichtigsten Teile ein "design earthquake", vergleichbar einem heutigen OBE, zugrunde gelegt. Entsprechend ausgelegt wurden das Containment, der Rundlaufkran, das Reaktorkühlsystem (bestehend aus Reaktordruckbehälter, Umwälzleitungen, Frischdampf- und Speisewasserleitungen), die Notkühlsysteme, Teile der Toruskühlsysteme und des Abschaltsystems. Für ausgewählte Komponenten wie das Reaktordruckgefäss mit Abstützung und Einbauten, die Brennelement-Lagergestelle, die Umwälzleitungen, den Rundlaufkran und einige für die sichere Abschaltung wichtige Komponenten wurden die ursprünglichen Erdbebenlasten verdoppelt. Die mit dem doppelten Erdbeben berechneten Ausrüstungen sind auch aus heutiger Sicht ausreichend qualifiziert. Im Zusammenhang mit dem Austausch des Umwälzsystems sind bei der Auslegung des neuen Systems die SSE-Lasten berücksichtigt worden.

Alle dem SUSAN zugehörigen mechanischen Ausrüstungen sind heute für das Sicherheitserdbeben (SSE) qualifiziert. So sind alle neuen SUSAN-Systeme und ihre Komponenten (ALPS, PRV, ICWS, CWS) für das Sicherheitserdbeben SSE ausgelegt sowie die bestehenden und neu dem SUSAN zugeleiteten mechanischen Ausrüstungen (RCIC, TCS, Abblaseleitungen mit SRV, MSIV sowie Torus und seine Abstützung) für das SSE nachqualifiziert.

Mit der Erstellung und Qualifikation des SUSAN sind bei einem SSE das Abfahren sowie die langfristige Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr sichergestellt. Um eine Beeinflussung des SUSAN durch nichtqualifizierte Systeme auszuschliessen, sind weitere Nachweise in Bearbeitung mit dem Ziel, die noch nicht seismisch qualifizierten mechanischen Ausrüstungen innerhalb des Reaktorgebäudes inkl. ihrer Verankerung im Bauwerk bis Ende 1993 ebenfalls für das SSE zu qualifizieren und nötigenfalls

nachzurüsten (Auflage). Dabei handelt es sich im wesentlichen um die übrigen an das Reaktorkühlsystem bzw. den Torus angeschlossenen Leitungen.

6.10.2 Elektrische Ausrüstungen

Neben den äusseren Einwirkungen wie Blitzschlag, Erdbeben und Ueberflutung sind für die elektrischen 1E-Komponenten vor allem die bei Störfällen auftretenden Umgebungsbedingungen auslegungsbestimmend. Für Ausrüstungen im Primärcontainment bzw. innerhalb des Reaktorgebäudes sind insbesondere die Verhältnisse bei Kühlmittelverluststörfällen in Betracht zu ziehen.

Die Abklärungen über die Qualifikation der elektrischen Ausrüstungen führte bereits vor Jahren in einer ersten Phase zur Ueberprüfung der sicherheitsrelevanten elektrischen Ausrüstungen innerhalb des Drywells. Diese Ueberprüfung und der spätere Bau des SUSAN führten zum Einsatz von qualifizierten Motor- und Magnetventilen innerhalb des Drywells inklusive ihrer Energie- bzw. Leittechnikverkabelung. Die Ausrüstungen innerhalb des Drywells sind damit qualifiziert.

Schwierigkeiten bei der Qualifizierung der Ausrüstungen gegen äussere Einwirkungen führten unter anderem zum Bau des Notstandsystems SUSAN. Als Folge davon wurden die elektrische Energieversorgung und Steuerung der bestehenden Systeme RCIC, SRV und TCS hinsichtlich Elektro- und Leittechnik dem SUSAN zugeordnet und die betroffenen elektrischen Komponenten sowie deren Verkabelungen durch neue, entsprechend qualifizierte ersetzt. Die Qualifikationsüberprüfungen der bestehenden Systeme erfolgten nun unter Einbezug des SUSAN-Projektes.

Die elektrischen Komponenten der übrigen sicherheitsrelevanten Systeme im Reaktorgebäude, nämlich der Abfahrkühlung, des Vergiftungssystems, des Kernsprühsystems, der Brennelementbeckenkühlung und des Hilfskühlwassersystems verfügen nicht über formelle Qualifikationsnachweise. Dies gilt auch für das Notabluftsysteem im Aufbereitungsgebäude. Für den langfristigen Einsatz nach einem Kühlmittelverlust sind qualifizierte SUSAN-Komponenten vorhanden. Dank der konservativen Auslegung, der rund 20jährigen Betriebserfahrung am Einbauort und der Erfahrung mit teilweise ähnlichen Komponenten unter erschwerten Umgebungsbedingungen im Drywell können die übrigen elektrischen Ausrüstungen im Reaktorgebäude und im Aufbereitungsgebäude als ausreichend qualifiziert angesehen werden.

Bei weiteren sicherheitsrelevanten elektrischen Komponenten ausserhalb des Reaktorgebäudes wurden aufgrund der Qualifikationsüberprüfungen Massnahmen zur Entüchtigung gegen Erdbebeeinwirkungen getroffen. So wurden beispielsweise die Verankerungen der Gleichstromversorgungen (125 V und 24 V) und im Bereich des Notstromdiesels (Stränge I und II) Gebäudewände und Komponentenhalterungen verbessert und die Batterien wie auch die Notstromtransformatoren (Notstromversorgung vom Hydrokraftwerk) gegen solche mit erdbebenfester Ausführung ersetzt. Um die Redundanztrennung zu verbessern, wurden im Jahre 1989 die gesamten 24-V-Gleichstromversor-

gungen der Stränge I und II in zwei voneinander unabhängige (redundante) und räumlich getrennte Versorgungen umgebaut sowie die Wände der Elektroräume gegen Erdbeben entüchtigt. Das Gleichrichter- und Schaltanlagenmaterial für die Versorgung der Leittechniksschränke (DECONTIC) und der Messschränke wurde gegen qualifiziertes Material ausgetauscht. Für die geplanten Einrichtungen zur Speisung des neuen Reaktorschutzsystems und der Leittechniksschränke (CONTRONIC) ist ebenfalls qualifiziertes Material vorgesehen.

Beim Qualifizierungsprofil für die sicherheitsrelevanten elektrischen Ausrüstungen des Reaktorgebäudes wird vorausgesetzt, dass diese nicht durch direkte Einwirkung (z. B. Dampfstrahl und mechanische Beanspruchung durch ausschlagende Leitungen) beaufschlagt werden. KKM muss überprüfen, ob solche Einwirkungen möglich sind. Falls dadurch die Funktion dieser Ausrüstungen gefährdet ist, sind Schutzmassnahmen vorzusehen. Der Betreiber hat eine diesbezügliche Untersuchung eingeleitet.

Da im KKM verschiedene elektrische Komponenten schon während 20 Jahren im Einsatz stehen, gilt es, deren fortschreitender Alterung vermehrt Beachtung zu schenken. Um den funktionstüchtigen Zustand der elektrischen 1E-Ausrüstungen zu gewährleisten und einen rechtzeitigen Ersatz vornehmen zu können, ist ein Alterungsüberwachungsprogramm durchzuführen (Kap. 7.4). Dadurch soll mit Hilfe von wiederkehrenden Funktionsprüfungen und Kontrollen der wichtigen Kenndaten der elektrischen Ausrüstungen für die frühzeitige Erkennung der Komponentenalterung gesorgt werden.

Die HSK stellt fest, dass die Qualität der elektrischen Ausrüstungen der SUSAN-Systeme und der Systeme innerhalb des Drywells den gestellten Anforderungen genügt. Obwohl für die elektrischen Ausrüstungen im Reaktor- und Aufbereitungsgebäude keine formellen Qualifikationsnachweise vorliegen, sind sie aufgrund ihrer Auslegung und der Betriebserfahrung geeignet. Noch zu überprüfen ist die Gefährdung ihrer Funktion durch direkte mechanische oder hydraulische Einwirkung.

6.11 AUSGEWÄHLTE BETRIEBSSYSTEME

6.11.1 Einleitung

Für den normalen Leistungsbetrieb des Kernkraftwerkes ist die Funktion einer Vielzahl von Betriebssystemen erforderlich. Fehler in diesen Systemen stellen für die Anlage meist kein Risiko dar, da solche Störungen von übergeordneten Sicherheitssystemen beherrscht werden. Damit die Sicherheitssysteme nicht als Folge von fehlerhaften Betriebssystemen beeinträchtigt werden, sind sie weitgehend getrennt aufgebaut (z. B. räumliche Trennung, getrennte Energieversorgung und getrennte Rohrleitungen) oder durch besondere Massnahmen geschützt.

In diesem Abschnitt werden die wichtigsten Betriebssysteme mit den zugehörigen Regelungen behandelt. Sie sind massgebend für den störungsfreien Kraftwerksleistungsbetrieb.

6.11.2 Anlagen-Leistungsregelung

Das Regelungskonzept wird bestimmt durch die positive Rückwirkung des Druckes auf Reaktivität und Leistung im Kern. Ohne geeignete Regelung würde für eine Erhöhung der Turbinenleistung mehr Dampf zur Turbine geleitet, wodurch der Druck im Reaktordruckbehälter sinken würde. Damit würde die Reaktorleistung reduziert, d. h. die Reaktorleistung folgt nicht selbsttätig der Turbinenleistung. Aus Sicherheitsgründen ist ein solches Verhalten besonders unerwünscht, indem eine Reduzierung der Generatorleistung ohne geeignete Regelung zu einer Erhöhung der Kernleistung führen würde. Es muss daher eine Vorwärtsregelung (vom Reaktor zum Generator) angewandt werden, bei der die Reaktorleistung vorgegeben wird und die Turbinenleistung der Reaktorleistung folgen muss. Dies geschieht über die Frischdampf-Druckregelung.

Die Reaktorleistung wird bestimmt von der Stellung der Steuerstäbe, die jeweils von Hand eingestellt wird, und der Kühlmittelumwälzmenge, deren Sollwert ebenfalls von Hand vorgegeben wird.

Ein übergeordneter Kraftwerksleistungsregler, an dem die Generatorleistung vorgegeben wird und dessen Ausgang den Kühlmittel-Umwälzregler ansteuert, wird im KKM nicht verwendet.

Zusammen mit dem Steuerstabsystem bildet die **Kühlmittel-Umwälzregelung** das eigentliche Steuersystem für die Reaktorleistung. Der Einfluss der Kühlmittelumwälzung auf die Reaktorleistung wird über den negativen Dampfblasen-Reaktivitätskoeffizienten bestimmt. So wird z. B. bei einer Erhöhung des Kerndurchsatzes der volumetrische Dampfanteil im Kern zunächst abnehmen, wodurch sich durch den daraus entstandenen Reaktivitätsgewinn die Leistung so lange erhöht, bis der ursprüngliche Dampfanteil angenähert wieder erreicht ist. Durch Ausnutzen dieses Vorgangs kann allein durch Änderung der Umwälzmenge der Leistungsbereich von etwa 50 % bis 100 % der Nennleistung abge-

deckt werden. Der untere Leistungsbereich wird bei einer Minimalumwälzung mit der Steuerstabstellung gesteuert.

Im Reaktor wird das Kühlmittel mit den 12 im RDB angeordneten Jet-Pumpen umgewälzt. Die den Kerndurchsatz bestimmende Treibwassermenge wird von 2 ausserhalb des RDB angeordneten Umwälzpumpen gefördert. Die Umwälzpumpen werden von je einem drehzahlgeregelten Asynchronmotor direkt angetrieben. Die Drehzahlregelung des Asynchronmotors erfolgt durch Frequenz- bzw. Spannungsspannungsänderung. Ein vom Netz gespeister Elektromotor treibt über eine regelbare Flüssigkeitskupplung einen Generator an, der die Frequenz bzw. Spannung für die gewünschte Drehzahl erzeugt. Stellglied der Regelung ist ein verstellbares Schöpfrohr der Flüssigkeitskupplung. Der Sollwert der Umwälzmenge wird am Eingang des Drehzahlreglers von Hand vorgegeben. Bei gewissen Störungen (z. B. bei Speisewasserdurchsatz < 65 % der Sollmenge) steuert eine nachgeschaltete Logik automatisch vom betrieblichen Sollwert auf einen festen Minimalsollwert um.

Eine Begrenzung des maximalen Ausgangssignals am Drehzahlregler und eine mechanische Begrenzung der Schöpfrohrstellung beschränken im Falle einer Reglerstörung die Drehzahlerhöhung. Ausserdem melden entsprechende Alarmer dem Betriebspersonal Abweichungen vom Sollzustand.

6.11.3 Frischdampfsysteme

Der vom Reaktor erzeugte Dampf wird über je zwei Frischdampf (FD)-Leitungen mit entsprechenden Isolationsarmaturen den beiden Turbosätzen zugeführt (Abb. 3-1). Parallel dazu führen je zwei Bypassleitungen in die Kondensatoren.

6.11.3.1 Frischdampf-Druckregelung

Die Frischdampf-Druckregelung sorgt für einen konstanten Druck in der Frischdampfleitung und damit für ein stabiles Reaktorverhalten.

Stellglieder der Frischdampf-Druckregelung sind jeweils die Regelventile der Turbine bzw. des Bypasses. Im Normalbetrieb strömt der gesamte Dampf in die Turbine, geregelt von der FD-Druckregelung mit den Turbinenregelventilen als Stellglieder. Wenn die Turbine den produzierten Dampf nicht abnehmen kann (Generatorlastabwurf, An- bzw. Abfahren der Anlage usw.), wird ein Teil oder die gesamte Dampfmenge über den Bypass direkt in den Kondensator geleitet.

Die Regelungsfunktion kann am Beispiel einer Leistungsreduktion, beschrieben für eine Turbine, wie folgt dargestellt werden: Bei einer Reduktion der Reaktorleistung beginnt der Druck vor der Turbine (Vordruck) zu sinken. Darauf reagiert der Druckregler. Sein Ausgangssignal nimmt ab, wodurch die Regelventile der Turbine teilweise zugefahren werden. Damit wird die Dampfzufuhr zur Turbine verringert und die Turbinenleistung reduziert.

Ist die von der Turbine aufnehmbare Dampfmenge grösser als die angebotene, so wird der Frischdampfdruck nur über die Turbinenstellventile geregelt. Beim An- bzw. Abfahren der Turbine ist aber die angebotene Dampfmenge grösser als die aufnehmbare. Dann wird die überschüssige Dampfmenge von den Bypassventilen so ausgeregt, dass der Vordruck konstant bleibt.

Eine Begrenzung des Vordruckregler-Ausgangssignals begrenzt auch die maximal vom Reaktor entnehmbare FD-Menge. Beim KKM mit 2 Turbosätzen beteiligen sich bei gleichen Druck-Leistungskennlinien mit gleichen Sollwerten ihrer Druckregler beide Turbogruppen gleichmässig an der Leistungsaufnahme. Würden die Vordrucksollwerte für die einzelnen Turbosätze verändert, so würden sich unterschiedliche Leistungsverteilungen einstellen.

Das Sicherheits- und Regelsystem der Turbine ist als ölhydraulisches System ausgeführt, wobei mehrere Ölsysteme mit unterschiedlichen Drücken (z. B. Not-, Regel- und Kraftölsystem) verschiedene Aufgaben (z. B. Notabschaltung, Begrenzung, Regelung und Ventilverstellung) ausführen. Ein Reserve-Druckregler mit leicht höherem Sollwert verhindert das Schliessen der Turbinen- oder Bypassventile bei einem Reglerausfall.

6.11.3.2 Turbinen- und Bypasssystem

Pro Turbine wird der Frischdampf entweder über vier parallel geschaltete, kombinierte Turbineneinlassventile (Regel- und Schnellschlussventile) zur Turbine oder über zwei parallel geschaltete, kombinierte Bypassventile zum Kondensator geleitet.

Die Kapazität der beiden Turbinenbypässe beträgt 110 % der Anlagen-Nennleistung, so dass Lastabwürfe beider Generatoren zu keinem Scram führen müssen. Pro Turbosatz ist die Belastung des zugehörigen Bypasses auf 55 % der Anlagen-Nennleistung begrenzt.

Der über die Turbine bzw. den Bypass in den Kondensator geleitete Dampf wird an dessen Kühlrohren kondensiert und entgast. Das Kondensat wird im Hotwell gesammelt. Im Bypass wird der Frischdampf durch die Druckregelung stark gedrosselt, was zu einer Ueberhitzung des Dampfes führt. Um örtliche Ueberhitzungen im Kondensator zu vermeiden, wird der Dampf durch die Einspritzung von rückgeführtem Kondensat gekühlt.

Die Kondensatoren werden vom Hauptkühlwassersystem gekühlt. Das der Aare entnommene Kühlwasser wird in Reinigungsanlagen durch Rechen und Siebbandanlagen gereinigt, bevor es durch die Hauptkühlwasserpumpen in die Kondensatoren gefördert wird. Zwei der drei Hauptkühlwasserpumpen werden von der Eigenbedarfsschiene D resp. F der zugeordneten Turbogruppe versorgt, die gemeinsame Reservepumpe von der 6 kV-Allgemeinschiene (Abb. 6-10). Bei Pumpenausfall erfolgt die automatische Umschaltung so rasch, dass keine Abschaltung der Turbine wegen ungenügendem Vakuum erfolgt.

Das Turbinen- und Bypasssystem enthält folgende Schutzeinrichtungen:

- Bei Öffnung der Netzverbindung (Lastabwurf auf Eigenbedarf) soll die Turbinendrehzahl durch Regeleingriffe des Turbinenreglers (Drehzahlreglers) so abgefangen werden, dass die Abschalt-drehzahl von 110 % (Turbinenschnellschluss) nicht erreicht und somit der Eigenbedarf weiterhin vom Generator geliefert wird. Um bei einer solch raschen Transiente einen grösseren Druckanstieg und damit eine Reaktorschnellabschaltung wegen zu hohem Neutronenfluss zu verhindern, müssen die Bypassventile annähernd gleich rasch öffnen wie die Turbinenventile schliessen.
- Vorwiegend als konventioneller Turbinenschutz kann der Ueberdrehzahlschutz durch Schnellschluss der Turbosätze betrachtet werden.
- Als konventioneller Druckbehälterschutz wird bei zu hohem Druck im Wasserabscheider/Zwischenüberhitzer ein Turbinenschnellschluss ausgelöst.
- Zum Druckschutz der Kondensatoren sind folgende Massnahmen getroffen:
 - Kontinuierliches Schliessen der Regelventile von Turbine und Bypass zwischen 0,3 und 0,5 bar (abs)
 - Schnellschluss der Turbinen und Bypassventile (eigene Druckmessung) bei ca. 0,7 bar (abs)
 - Isolation der Frischdampfleitungen bei ca. 1,1 bar (abs)
 - Ansprechen der Berstschutzplatten (Auslegung nur für Leckströmung der Turbinen- bzw. Bypassventile) bei ca. 1,3 bar (abs)
- Neben den erwähnten Schutzarten sind noch eine Reihe weiterer Schutzkriterien für die Turbosätze wirksam, die bei Störungen die Maschinen vor Schaden schützen (Maschinenschutz).

Die Schutzkreise sind, je nach ihrer Bedeutung, weitgehend mehrkanalig aufgebaut, wobei periodische Prüfungen von Auslöselogiken sowie der Abschlussorgane die korrekte Schutzfunktion sicherstellen.

Die in früheren Jahren aufgetretenen Schwierigkeiten mit den kombinierten Turbinenregel- und Schnellschlussventilen wurden durch strömungsinduzierte Schwingungen verursacht. Durch diverse Änderungen (Strömungsführung) wurden diese Probleme vor Jahren gelöst, so dass heute derartige Störungen nicht mehr auftreten.

6.11.4 Kondensat- und Speisewassersysteme

Aehnlich wie die Frischdampfsysteme besitzen auch die Kondensat- und Speisewassersysteme eine gewisse Bedeutung für die nukleare Sicherheit. Ihre korrekte Funktion ist für den stabilen Reaktorleistungsbetrieb unerlässlich. Ihre Bedeutung ergibt sich daraus, dass sie einerseits den Reaktor ausreichend mit gereinigtem Kondensat bzw. Speisewasser im Normalbetrieb und bei Störungen (als Spei-

sewasser-Notkühlsystem) versorgen müssen. Andererseits ist durch die Wahl der Werkstoffe und die Einhaltung der vorgeschriebenen chemischen Zusammensetzung des Speisewassers gewährleistet, dass der Eintrag von aktivierten Korrosions- und Erosionsprodukten in den Reaktorkühlschleife gering ist.

Im Kaltkondensatbehälter (KAKO) sind ca. 1100 m³ Deionat gespeichert, welches ausser zu betrieblichen Zwecken auch als sicherheitstechnische Reserve für die Speisewasser-Notkühlfunktion (Feed Water Coolant Injection, FWCI) dient. Vom KAKO kann auch das Hochdruck-Notinspeisesystem RCIC über absperrbare Verbindungsleitungen versorgt werden.

6.11.4.1 Ausführung

Jeder der beiden Turbosätze besitzt 2 Kondensatpumpen mit je 100 % Fördermenge, welche das in den Kondensatoren anfallende Hauptkondensat über die Kondensatoren der Abgas-Dampfstrahlsauger, den Abgas- und Stopfbüchsenkondensator, die Kondensatreinigungsanlage (KRA) und anschliessend über die Niederdruck (ND)-Vorwärmstrecke in den Saugsammler der Hauptspeisepumpen fördern.

Zum **Kondensatsystem** ist erwähnenswert:

- Die Kondensatreinigungsanlage entfernt ständig Erosions- und Korrosionsprodukte aus dem Kondensat (aus Kondensatoren, Vorwärmern, Wasserabscheidern und Zwischenüberhitzern) sowie auch Verunreinigungen, die durch Eindringen von Flusswasser bei möglichen Leckagen der Kondensatoren entstehen. Damit soll sichergestellt werden, dass die chemische Qualität des Speisewassers ständig die vorgeschriebene Spezifikation einhält.
- In der zweistufigen ND-Vorwärmanlage wird mittels Turbinenanzapfdampf das Kondensat zur Verbesserung des Wirkungsgrades aufgewärmt.
- Bei Störungen in der KRA bzw. ND-Vorwärmung ist der Weiterbetrieb der Kondensatförderung durch Bypassschaltung möglich.
- Zur Verbesserung der Verfügbarkeit schaltet eine Automatik bei einem störungsbedingten Kondensatpumpenausfall bzw. bei tiefem Speisepumpen-Saugsammlerdruck die jeweilige Reservepumpe automatisch zu.
- Mit einer weiteren Bypassschaltung können die ND-Vorwärmer, Speisewasserpumpen und HD-Vorwärmer umgangen werden.

Zum **Speisewassersystem** ist erwähnenswert:

- Die 3 Speisewasserpumpen mit je 50 % Fördermenge (bezogen auf die Reaktornennleistung) fördern das Kondensat aus dem Saugsammler über die Regelventilstationen, die nachfolgenden Hochdruck (HD)-Vorwärmer und die Speisewasser-Rückschlagklappen in den Reaktor.
- Jedem der 2 Turbosätze ist eine Pumpe zugeordnet. Die dritte ist bei Normalbetrieb durch saug- und druckseitige Schnellumschaltventile abgesperrt und steht als Reservepumpe startbereit. Fällt eine der laufenden Speisepumpen aus, werden durch eine Umschaltautomatik die Reservepumpe und die Schnellumschaltventile so schnell geschaltet, dass das RDB-Niveau nicht auf das Scramniveau absinkt. Die Reaktorleistung wird dabei vorübergehend um maximal 5 % reduziert.

Die jedem Turbosatz zugehörigen Kondensat- und Speisewasserpumpen sind von den 6-kV-Eigenbedarfsschienen D resp. F versorgt, während die Reservespeisepumpe von der 6-kV-Allgemeinschiene E angespeist wird (Abb. 6-9). Da die Generatoren über eigene Lastschalter verfügen, wird bei Störungen des Generators dieser weggeschaltet und die Energie unterbrechungsfrei dem externen Netz entnommen. Bei Störungen im 220-kV-Netz oder am Netztransformator erfolgt eine netzseitige Trennung und die Energieversorgung erfolgt vom zugeordneten Generator aus. Zusätzlich existiert noch eine Anspeisemöglichkeit der Eigenbedarfsschienen D und F (Schnell- und Langzeitschaltung) von der eigenen 50-kV-Kraftwerksanspeisung (über die 6-kV-Allgemeinschiene E).

Mit den vorhandenen Automaten bei Pumpenstörungen sowie der oben dargestellten sicheren Energieversorgung sind die Voraussetzungen für eine hohe betriebliche Zuverlässigkeit vorhanden. Periodische Funktionsprüfungen der Logiken sowie der Reservekomponenten sichern eine hohe Verfügbarkeit der Speisewasserförderung.

6.11.4.2 Speisewasserregelung und RDB-Überspeisungsschutz

Die **Speisewasserregelung** steuert die Zufuhr von Speisewasser in den Reaktordruckbehälter, so dass der Füllstand im Reaktor bei allen Leistungsstufen innerhalb enger Grenzen bleibt.

Teileglieder der Regelung sind bis zu einer Speisewassermenge von ca. 50 % die Anfahr- und Hauptventile (bei konstanter minimaler Speisewasserpumpendrehzahl). Über ca. 50 % der Speisewassermenge wird bei nahezu offenen Hauptregelventilen die Drehzahl der Hauptspeisepumpen geregelt.

Um den dynamischen Regelungsanforderungen, besonders bei Lasttransienten, gerecht zu werden, wird eine sogenannte "Dreikomponenten-Regelung" verwendet. Dies bedeutet, dass neben dem Füllstand im Reaktordruckbehälter noch zusätzlich die jeweilige Frischdampfmenge auf den strangzugehörigen Speisewasserregler aufgeschaltet wird. Durch diese Aufschaltung wird je Strang die Speisewassermenge, bestimmt vom Frischdampf-Durchsatz und korrigiert vom RDB-Niveauanteil, geregelt.

In Verbindung mit einem kaskadentförmigen Gesamtregelungsaufbau (Serienschaltung von Speisewasser- mit nachgeschalteter Drehzahl- bzw. Ventilstellungsregelung) wird ein den Anforderungen gerechtes Speisewasser-Regelverhalten erreicht.

Die Füllstandsmessung der Regelung ist zweifach ausgeführt und verwendet eigene Messumformer. Diejenige Messung, die zur Regelung verwendet werden soll, kann über einen Umschalter angewählt werden. Das angewählte Füllstandssignal wird einem Hauptregler (level master controller) zugeführt, der ein lastabhängiges Sollwertsignal erzeugt. Dieses Sollwertsignal wird zusammen mit dem FD-Durchsatz über einen Maximalbegrenzer an die beiden strangzugehörigen Speisewasserregler weitergegeben. Diese zwei Regler, je einer pro Speisepumpe, berücksichtigen als Istwert die gerade geförderte Speisewassermenge. Ihre Ausgangssignale sind Sollwerte für die Stellungsregler der ölhdraulisch angetriebenen Speisewasser-Regelventile (unterhalb ca. 50 % Leistung) oder, mit einem Maximalbegrenzer, für die Drehzahlregler der zugehörigen Hauptspeisepumpe (ab ca. 50 % Leistung).

Als Antrieb der Hauptspeisepumpen dienen je ein Umrichter-Synchronmotor für die zugeordnete Pumpe und ein drehzahl geregelter Asynchronmotor (untersynchrone Stromrichter-kaskade) für die Reservepumpe. Bei Umschaltung einer Speisepumpe auf die Reservepumpe wird auch der zugehörige Drehzahlregler umgeschaltet, so dass diese mit derselben Leistung weiterläuft.

Da in der Speisewasserregelung bzw. Füllstandsmessung Störungen auftreten können, ist zur Verhinderung einer Ueberspeisung des Reaktordruckbehälters ein **Ueberspeisungsschutz** vorhanden. Er verhindert, dass die Frischdampfleitung mit Wasser beaufschlagt wird und dadurch eventuelle Folgeschäden (Wasserschläge) in Rohrleitungen und Armaturen auftreten können.

Der Ueberspeisungsschutz ist in 2 Stufen realisiert (Tab. 6-3):

- Stufe 1 wird bei Reaktorniveau 8 wirksam und reduziert die Drehzahl der Hauptspeisepumpen auf die Minimaldrehzahl. Sie wird von einer zweifachen 1-von-2-Auslöse-logik angeregt.
- Stufe 2 wird bei Reaktorniveau 9 wirksam und schaltet die Hauptspeisepumpen aus. Die Anregung erfolgt in einer einfachen 1-von-2-Auslöse-logik, jeweils UND-verknüpft mit einem Signal der Stufe 1.

Die Messungen des Füllstand-Istwertes sowie der 2 Stufen des Ueberspeisungsschutzes verwenden jeweils eigene Messumformer, wobei aber gewisse Verknüpfungen der Messumformer durch den Anschluss an gemeinsame Messleitungen gegeben sind. Beim Auftreten einer Leckage an einer Messleitung würden also gleichzeitig mehrere Messungen ausfallen. Ein Versagen des Ueberspeisungsschutzes würde aber trotzdem nicht eintreten, da die verwendete Schaltung einzelfehlersicher ist. Auch von der Speisewasserregelung ausgelöste Fehler beeinflussen den Ueberspeisungsschutz nicht, da dieser direkt auf die Umrichter der Speisepumpen bzw. die DECONTIC-Steuerung der Reservepumpe einwirkt und parallel dazu die 6-kV-Schalter abschaltet. Beim Ersatz des bisherigen

Reaktorschutzes (Kap. 6.6.8.3) wird auch die Leittechnik des Ueberspeisungsschutzes neu ausgeführt.

6.11.4.3 Nachspeisefunktionen aus dem Kaltkondensatbehälter

Im Kaltkondensatbehälter (KAKO) sind drucklos ca. 1100 m³ Deionat gespeichert; er kann über eine Zusatzwasserbespeisung nochmals mit ca. 200 m³ nachgefüllt werden. Der KAKO wird sowohl als betrieblicher Vorrats- und Ausgleichsspeicher als auch, obwohl sicherheitstechnisch nicht qualifiziert, als Notkühl-Speisewasserreservoir benützt.

Der KAKO ist über eine mit einem Regelventil ausgerüstete Rohrleitung mit dem Hotwell der Kondensatoren verbunden und dient zur Niveauregelung im Hotwell. Parallel dazu, ausgelöst über "Niveau tief" im Hotwell, wird über eine separate Rohrleitung mit Absperrklappe eine "Notfüllstandshaltung" wirksam. Diese Notfüllstandshaltung wird z. B. bei einem Leck im Reaktorkühlkreislauf eingesetzt. Bei diesem Störfall wird die betriebliche Füllstandshaltung des Reaktordruckbehälters versuchen, den Kühlmittelverlust zu kompensieren. Da wegen der erfolgten Reaktorschnellabschaltung im Hotwell weniger oder gar kein Kondensat mehr anfällt, kann diese "Notfüllstandshaltung" ein Leerpumpen des Hotwells verhindern.

Mit der Hotwell-Niveauregelung resp. -Nachspeisung aus dem KAKO steht das Speisewassersystem auch bei Transienten mit Frischdampfisolation resp. Reaktorschnellabschaltung als Einspeisesystem über den gesamten Druckbereich zur Verfügung. Diese Speisewassermotkühlung (Feed Water Coolant Injection, FWCI) ist nicht als Sicherheitssystem qualifiziert und wird deshalb in den Notkühlanalysen nicht berücksichtigt. Ihr Einsatz kann vor allem bei kleineren Wasserleckagen und bei allen Dampfleckagen nützlich sein. Obwohl nicht sicherheitstechnisch qualifiziert, sind Auslegung (Energieversorgung, Wasserreserve, Bypass) und Betriebsweise (periodische Funktionsprüfungen) so konzipiert, dass im Anforderungsfall eine hohe Zuverlässigkeit erwartet werden kann. Damit leistet das FWCI einen Beitrag zur Sicherheit der Anlage.

Zur Sicherstellung der Funktionsbereitschaft des FWCI erfolgen periodische Prüfungen wie Speisepumpenumschaltung und Test der Notfüllstandshaltung des Kondensators aus dem KAKO. Bei Unterschreitung eines Mindest-Wasservorrates von 650 m³ im KAKO wird ein Alarm ausgelöst.

Um beim Ausfall der Speisewasserpumpen (z. B. Kavitationsschutz angesprochen) die Einspeisefunktion aus dem Hotwell nicht völlig zu verlieren, ist eine Bypassleitung mit Absperr- und Rückschlagarmatur von der Druckseite der Kondensatpumpen bis zur Speisewasserleitung zum Reaktor (Einbindung vor den letzten Motorabsperrentilen) installiert, die eine weitere Einspeisung vom KAKO mit den Kondensatpumpen, jedoch erst bei abgesenkten Reaktordruck (ab ca. 20 bar), erlaubt.

Der KAKO dient zudem als Notspeisereservoir für das Hochdruck-Not einspeisesystem RCIC, wofür im KAKO mindestens 132 m³ Deionat gesichert vorrätig sind. Die Sicherung besteht aus einem im KAKO angebrachten Zusatzbehälter, aus dem nur das RCIC-System ansaugen kann. Erst wenn dieser Wasservorrat unverfügbar oder verbraucht ist, schaltet das RCIC auf den Wasservorrat im Torus um.

Durch Betätigen von Handarmaturen können zudem die Kernnotkühlsysteme CS und ALPS aus dem KAKO ansaugen.

6.11.5 Sperrdampfsystem

Die Durchführungen der Spindeln von Armaturen, die mit Unterdruck beaufschlagt werden können, und der Turbinenwellen sind an das Sperrdampfsystem angeschlossen.

Das Sperrdampfsystem verhindert, dass bei den lastabhängigen Druckänderungen im Turbinensystem weder bei Ueberdruck Dampf aus den Durchführungen ins Maschinenhaus strömt noch bei Unterdruck Luft in das Turbinensystem eindringt, was eine Vakuumverschlechterung bzw. den Verlust der Hauptwärmesenke zur Folge hätte.

Als Sperrdampf wird Frischdampf verwendet, der über zwei parallele Regelstationen druckgeregelt wird. Durch die Druckreduzierung erfolgt eine Ueberhitzung. Besonders bei Lastsprüngen ändern sich die Druckverhältnisse im Turbinengehäuse rasch. Deshalb ist zur Unterstützung der Druckregelung ein zusätzlicher, regelbarer Absauganschluss zum Kondensator vorhanden.

An den Stopfbüchsen der betroffenen Durchführungen wird Sperrdampf eingespeist, der je nach den inneren Druckverhältnissen über Druckabbaustrecken nach innen und aussen bzw. nur nach aussen strömt. Der äussere Bereich ist an einer Absaugeinrichtung angeschlossen, die Sperrdampf und Ausenluft ansaugt. Dieses Gemisch wird zum Stopfbüchsen-Dampfkondensator (Stobüdako) geleitet, in dem der Dampfanteil kondensiert, die Luft sowie etwaige radioaktive Gase (Edelgase) werden durch Absaugventilatoren zur Abklingstrecke gefördert, aus der nach Zerfall der kurzlebigen radioaktiven Isotope das Gasgemisch an den Abluftkamin abgegeben wird.

In neueren Anlagen (z. B. KKL) wird an den Stopfbüchsen inaktiver Sperrdampf verwendet, wodurch bei Stopfbüchsenleckagen die Aktivitätsabgaben einerseits an die Umgebung und andererseits in die Anlagenräume reduziert werden. Durch Einsatz bewährter Reglertypen und fachgerechten Unterhalt (zusätzlich ist auch Handsteuerung möglich) sind im KKM Reglerstörungen mit der Möglichkeit des Austritts von radioaktivem Dampf an den Stopfbüchsen selten. Eine im Dezember 1989 tatsächlich aufgetretene Reglerstörung hatte eine geringfügige Abgabe radioaktiver Stoffe nach aussen und eine geringe Kontamination einer Besuchergruppe zur Folge. Eine Aenderung des Sperrdampfsystems drängt sich nach Ansicht der HSK nicht auf.

6.11.6 Wärmeauskopplung

Neben elektrischer Energie wird im KKM auch Heizungswasser für das Kernkraftwerk und für die Wohnsiedlung Steinriesel erzeugt.

Die Wärmeauskopplung erfolgt aus dem Kondensatsystem und geht über einen eigenen Zwischenkreislauf. Er besteht im wesentlichen aus dem Hauptwärmetauscher als Wärmequelle, dem Wärmetauscher für die Steinrieselsiedlung und dem Wärmetauscher für das Kraftwerk (dieser ist verbraucherseitig zu den konventionell beheizten parallelschaltet), zwei Ausgleichsbehältern, zwei Umwälzpumpen sowie den verbindenden Rohrleitungen, Armaturen und Instrumentierungen. Es ist somit eine zweifache Barriere vom radioaktiven Prozess-Heizwasser bis zum aufgeheizten Nutzwasser vorhanden. Als Hauptwärmetauscher ist ein Geradrohr-Wasser/Wasser-Apparat eingesetzt, der heizseitig vom Kondensat des Wasserabscheiders der Turbine A (bei Turbinenvollast 148 °C, 4,7 bar (abs)) versorgt wird.

Der Zwischenkreislauf wird mittels eines Gasdruckpolsters im Ausgleichbehälter auf etwa dem doppelten Druck (ca. 9 bar (abs)) gegenüber dem Radioaktivität führenden Kondensatstrang (4,7 bar (abs)) betrieben ("3. Barriere"). Leckagen können somit nur in den radioaktiven Kreis austreten, so dass eine Kontaminierung des Zwischenkreises nicht möglich ist. Bei tiefem Druck schliesst eine Verriegelung automatisch die Absperrarmaturen von Vor- und Rücklauf des Hauptwärmetauschers im Zwischenkreislauf. Ausserdem wird die Dichtheit des Zwischenkreises durch Messung der Nachspeisemenge zur Füllstandshaltung ständig kontrolliert.

Diese Massnahmen stellen sicher, dass eine Verschleppung von radioaktiven Stoffen über den Heizkreis, auch ohne ständig arbeitende Aktivitätsmessstelle, ausgeschlossen werden kann.

6.11.7 Zusammenfassende Bewertung

Die Ausführung der wesentlichen Betriebssysteme einschliesslich ihrer Hauptregelungen entsprechen einem bewährtem Konzept, was auch die Aehnlichkeit mit der neueren Anlage KKW Leibstadt zeigt. Durch die zwischenzeitliche technische Entwicklung sind in neueren Anlagen hydraulische Einrichtungen teilweise durch elektronische Bauteile ersetzt worden. So ist z. B. im KKW Leibstadt die Turbinenleistungs- bzw. Druckregelung mit elektronischen Bauelementen realisiert, wobei elektrohydraulische Wandler die elektrischen Signale für die hydraulischen Antriebe der Turbinenventile umformen. Das bisherige Betriebsverhalten im KKM zeigt, dass Störungen selten sind. Die Vorteile der neueren Technik liegen daher eher im einfacheren Unterhalt und in einer besseren Selbstüberwachung während des Betriebes.

Die bisherige Betriebserfahrung im KKM zeigt, dass die wichtigsten Betriebssysteme und ihre Hauptregelungen zuverlässig funktionieren. Die Anzahl Transienten infolge von Störungen an Betriebssystemen ist klein. Zusätzliche Massnahmen drängen sich nicht auf.

6.12 BRANDSCHUTZ

Für die Begutachtung des Brandschutzes des KKM sind für die generellen und konventionellen Belange die Gebäudeversicherung des Kantons Bern (GVB) und der Brandverhütungsdienst Zürich (BVD) zuständig. Letzterer hat im Jahr 1985 im KKM eine Brandschutzbestandesaufnahme vorgenommen, welche als Basisdokument des realisierten Brandschutzes gelten kann. Dieses Dokument deckt die Aspekte des konventionellen Brandschutzes ab. Die HSK beurteilt den Brandschutz in bezug auf die Belange der nuklearen Sicherheit, d. h. ob und wie sich ein lokaler Brand auf die sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen auswirkt. Sie stützt sich dabei auf die in Kap. 5.2.7 aufgezählten Regelwerke.

Seit der Erstellung des KKM hat der Brandschutz in Kernkraftwerken im Rahmen der nuklearen Sicherheit an Beachtung gewonnen. Anlass dafür waren verschiedene Grossbrände in Kernkraftwerken, unter denen diejenigen im KKM vom 28.7.1971 und im KKW Brown's Ferry I vom 23.3.1975 überaus bedeutungsvoll waren. Neuerdings werden Brandfallszenarien in die Risikoanalysen von Kernkraftwerken einbezogen, wodurch die Bedeutung der Brandgefährdung und mögliche Schwachstellen des Brandschutzes besser beurteilt werden können.

Im folgenden werden die im KKM vorgenommenen Brandschutzmassnahmen eingeteilt in:

- Vorbeugende (passive) Massnahmen zur Brandverhinderung
- Aktive Massnahmen zur Brandbekämpfung inkl. Feuerwehrorganisation

6.12.1 Vorbeugender Brandschutz

Die einzelnen Gebäude des KKM stellen jeweils eigene Brandabschnitte dar, welche entsprechend dem Gefährdungspotential und der sicherheitstechnischen Bedeutung der Ausrüstungen in einzelnen Räumen oder Bereichen in weitere Brandabschnitte unterteilt sind. Die baulichen Begrenzungen der Brandabschnitte weisen eine Feuerwiderstandsdauer von mindestens 90 Minuten auf. Ihre Öffnungen für Durchgänge sowie Rohrleitungs-, Kabel- und Lüftungskanaldurchführungen sind mit Feuerschutzabschlüssen wie z. B. Brandschutztüren sowie Rohrleitungsschottungen, Kabelschottungen und Brandschutzklappen ausgestattet. Deren jeweiliger Feuerwiderstand wurde von den zuständigen kantonalen Behörden festgelegt. Bei der Festlegung der Brandabschnitte waren neben den für den konventionellen Brandschutz gültigen Aspekten, wie etwa der Brandbelastung oder der funktionellen Raumgestaltung, vor allem die Gesichtspunkte der nuklearen Sicherheit zu berücksichtigen. Dabei wurden die Separationskriterien zwischen Redundanzen grossenteils beachtet und speziell im SUSAN-Gebäude und in weiten Teilen des Reaktorgebäudes konsequent verwirklicht. Im Betriebsgebäude wurden Brandwände zur Trennung von Redundanzen wie z. B. bei Kabelkanälen und Elektronikräumen nachgerüstet.

Im Torusbereich des Reaktorgebäudes auf -11 m ist allerdings das Prinzip der Separation redundanter Ausrüstungen nicht konsequent eingehalten. Dies stellt einen gewissen Schwachpunkt dar. Durch einen grösseren räumlichen Abstand von Komponenten redundanter Notkühlstränge wird ein beschränkter Brandschutz erzielt. Auch stellen die Kabelführungen der nicht zum SUSAN gehörenden Sicherheitssysteme mit Leistungs- und Steuerkabeln trotz vorhandenem Abstand und kleiner Brandlasten ein gewisses Gefährdungspotential mit Einfluss auf die Kernnotkühlung und die Nachwärmeabfuhr dar. Die HSK verlangt aus diesen Gründen eine Überprüfung des Brandschutzes im Torusbereich des Reaktorgebäudes auf -11 m und gegebenenfalls eine Verbesserung mit passiven und aktiven Massnahmen; bei letzteren ist neben der Anzahl der automatischen Brandmelder die Zweckmässigkeit einer manuellen Alarmierung vor Ort zu untersuchen (Auflage).

Im Primärcontainment kann ein Brandausbruch während des Leistungsbetriebs wegen der Stickstoffinertierung ausgeschlossen werden.

Bei der Auslegung und Planung der Anlage wurde der Schwerbrennbarkeit von Materialien, soweit es der damaligen Praxis entsprach, Rechnung getragen. Die installierten Kabel sowie die Oelinhalt und Diesel-Kraftstoffvorräte stellen die Hauptbrandbelastungen der gesamten Anlage dar. Die brennbaren Flüssigkeiten befinden sich mehrheitlich im Bereich der Turbogruppen, der Transformatoren und der Notstromdiesel. Von den grösseren Oeltransformatoren befinden sich die Block- und Eigenbedarfstransformatoren im Freien; die restlichen 8 Oeltransformatoren sind im Betriebsgebäude, in Kabinen getrennt und von aussen zugänglich, stationiert. Bei einem Oel- oder Kraftstoffbrand ist das sichere Abfahren der Anlage durch das SUSAN gewährleistet.

Ursprünglich sind überwiegend nicht speziell schwerbrennbare PVC-Kabel verwendet worden. Im Drywell wurden temperatur- und strahlungsfeste Kabel der Typen Pyrotenax und Halar eingesetzt. In der Folgezeit wurde dem vorbeugenden Brandschutz der Kabel verstärkt Beachtung geschenkt, wobei die Schottungen bei Kabeldurchführungen und die Schutzbeschichtungen von Kabeln sowie lokale Brandbarrieren an wichtigen Stellen beträchtlich verbessert wurden. Vor allem werden jedoch seit etwa 10 Jahren für alle Nachrüstungen und Neuinstallationen, z. B. im gesamten SUSAN-System, nur noch schwerbrennbare, halogenfreie und raucharme Kabeltypen verwendet. Heute bestehen ca. 30 % der sicherheitsrelevanten Kabel aus diesem Spezialmaterial.

An konstruktiven Massnahmen im Turbinenbereich ist das Brandschutzventil zu erwähnen, das im Brandfall die Steuerölförderung zur Turbogruppe unterbricht, wodurch Lecks in Steuerleitungen automatisch abgesperrt werden. Damit wird der Nachteil der Verwendung von Schmieröl im Vergleich zu neueren Anlagen, die eine schwerbrennbare Flüssigkeit zur Turbinensteuerung verwenden, teilweise ausgeglichen. Zusätzlich wurden Verbesserungen an Oelleitungen und deren Rohrverschraubungen vorgenommen.

Sehr wichtig ist, dass die Lüftungsanlagen und die Brandabschnitte aufeinander abgestimmt sind. Dies wird dadurch sichergestellt, dass im Brandfall entweder mit Hilfe automatisch schliessender Brandschutzklappen oder mit isolierten Lüftungskanälen, die genügend feuerwiderstandsfähig sind, die Feuer-, Rauch- oder Hitzeausbreitung verhindert wird. Mit den Lüftungssystemen kann bei Bedarf eine Entqualmung zur Sichtverbesserung vorgenommen werden. Spezielle Entqualmungsventilatoren sind für die Räume der Steuerungselektronik (Deconticräume) im Betriebsgebäude und im SUSAN-Gebäude vorhanden.

6.12.2 Aktive Brandschutzmassnahmen

Beim aktiven Brandschutz unterscheidet man die Branderkennung und -meldung sowie die Löscheinrichtungen.

KKM verfügt über eine **Brandmeldeanlage**, welche die zuvor erwähnten Brandabschnitte überwacht. Davon ausgenommen sind der Drywell wegen der hohen Strahlung und einige Nassbereiche im Aufbereitungsgebäude wegen der kleinen Brandlast. Das Brandmeldesystem unterteilt sich in das Meldernetz, die Brandmeldezentralen und die Brandalarmzentrale. Zur Branderkennung sind im ganzen KKM-Areal ca. 160 Meldergruppen im Einsatz, wobei sich Ionisations- und Streulichrauchmelder, Wärmedifferentialmelder sowie Handalarmtaster in verschiedener Anordnung befinden. Die drei vorhandenen Meldezentralen enthalten die Elektronikausrüstung der Meldergruppen und der Steuerungslogik für die Brandfallsteuerung. Die ursprüngliche Meldezentrale wird von der sicheren Schiene S1 elektrisch versorgt, und die je einem SUSAN-Strang zugeordneten Meldezentralen sind von den batteriegestützten Unterverteilungen 1L1 bzw. 2L1 angespeist.

Eine Melderauslösung wird automatisch in der Brandalarmzentrale im Hauptkommandoraum angezeigt. Dort kann der Zustand aller Brandschutzeinrichtungen in Form von Alarmen, Rückmeldungen und Störungen festgestellt werden. Einzelne Brandmelder lösen zusätzlich Brandschutzmassnahmen wie das Schliessen von Brandschutzklappen, die Abschaltung von Ventilatoren und die Aktivierung automatischer Löschanlagen aus. Im SUSAN sind eigene Meldetableaus vorhanden, von denen Sammelmeldungen in die Alarmzentrale des Hauptkommandoraums weitergeleitet werden.

Bezüglich Brandmeldung weist KKM als Besonderheit auf, dass in mehreren Abluftkanälen, speziell solchen aus dem Reaktorgebäude und dem SUSAN, Kanalrauchmelder installiert sind, was positiv zu werten ist.

Die vorhandenen **Löscheinrichtungen** werden nach einem Brandbekämpfungskonzept entweder automatisch oder manuell eingesetzt. Bereiche mit grosser Brandbelastung oder sicherheitsrelevanten Ausrüstungen sind mit fest installierten, zum Teil automatischen Löschanlagen ausgestattet, wobei Sprühflut-, Schaum- oder Halon-Gaslöschanlagen installiert sind. Mit etwa 30 Sprühflutanlagen werden im KKM u. a. wichtige Kabelwege, Pumpengruppen, Transformatoren sowie Apparate und Oelbe-

hälter im Turbinenbereich geschützt. Ausserdem sind für den direkten manuellen Löscheinsatz in allen Gebäuden an Zugängen und in Treppenhäusern Handlöscher sowie Innenhydranten oder Löschposten mit Schlauchhaspeln bereitgestellt.

Die Notstromdieselaggregate und ihre Tankräume verfügen über Schaumlöschanlagen. Elektrisch sensitive Bereiche wie Hauptkommandoraum, SUSAN-Leitstand sowie Leittechnik- und Computerräume werden mit Halonanlagen geschützt. Alle stationären Löschanlagen können auch von Hand an der jeweiligen Ventilstation aktiviert werden.

Zur Versorgung der erwähnten Wasserlöschanlagen einschliesslich der Löschposten und Aussenhydranten sind drei Bezugsquellen mit ausreichender Kapazität vorhanden. Das Grundwasserpumpenwerk "Rewag" versorgt im Normalfall das KKM über eine Pumpe und im Brandfall über 2 Pumpen mit je 1200 l/min Fördermenge. Das Hochreservoir "Runtigenrain" verfügt mit 2 Kammern über eine gesicherte Löscheserve von 300 m³ und das Reservoir der Gemeinde Mühleberg über eine solche von 100 m³. Das Nutzvolumen dieser beiden Reservoirs beträgt 500 m³ bzw. 200 m³ und wird vom Grundwasserwerk bereitgestellt.

Die Bezugsquellen sind über Leitungen DN250 mit der Ringleitung DN250 des KKM verbunden. Zusätzlich besteht noch eine Einspeisemöglichkeit von Aarewasser über eine mobile Motorpumpe in die Ringleitung. Diese versorgt das KKM mit Trink- und Löschwasser. Alle Leitungen der Löschwasserversorgung sind erdverlegt und bestehen aus duktilem Gusseisen. An die Ringleitung schliessen auf dem Areal verteilt 16 Aussenhydranten an sowie Stichleitungen, die in den einzelnen Gebäuden zu den Versorgungssträngen für Löschposten, Innenhydranten und Wasserlöschanlagen führen. Mittels Absperrschiebern und Rückschlagklappen sind einzelne Abschnitte des Löschwassernetzes isolierbar, so dass bei Schäden und Reparaturen die fehlerhaften Bereiche abgesperrt werden können und damit die übrigen Zweige funktionstüchtig bleiben. Zu diesem Zweck sind zwei Einspeisestellen von den Bezugsquellen in die Ringleitung und zwei Abgänge von der Ringleitung ins Betriebsgebäude vorhanden. Vom Betriebsgebäude führt ein Hauptstrang ins Maschinenhaus, von dem aus mehrere Stichleitungen Gebäudezweige des Maschinenhauses und zwei weitere Stichleitungen die Löschanlagen und Löschposten im Reaktorgebäude versorgen.

Eine besondere Erdbebenauslegung des Löschwassernetzes besteht weder für die erdverlegten noch für die in den Gebäuden verlegten Rohrleitungen. Da bei einem Erdbeben dem Brandschutz und der Vermeidung von Ueberflutungen auf Kote -11 m des Reaktorgebäudes grosse Bedeutung zukommt und mit einem Versagen der Aussenleitungen zu rechnen ist, hat die HSK Anforderungen ans Löschwassernetz im Reaktorgebäude gestellt. KKM sieht vor, den Erdbebennachweis für dieses Löschwassernetz zu erbringen und über absperrbare Durchdringungen zwei direkte Aussenanschlüsse zu installieren (Auflage).

Die Ausrüstungen des Brandschutzes wurden als Folge der eingangs erwähnten Brandfälle mit zwei Aktionen in den Jahren 1971/72 und 1977/78 durch Nachrüstungen verbessert. Dabei handelte es sich um zusätzliche Schottungen, Feuerbarrieren und spezielles Kabelmaterial auf der passiven Seite und vor allem um weitere Brandmelder und Löschanlagen bei den aktiven Ausrüstungen.

6.12.3 Feuerwehrorganisation

Das KKM verfügt über eine Betriebsfeuerwehr mit etwa 90 Mann, die u. a. mit Atemschutzgeräten, Schlauchmaterial, Motorspritzen und Schaumaggregaten ausgerüstet ist. Das Feuerwehrpersonal wird regelmässig anhand von Ausbildungs- und Uebungsprogrammen geschult. Mit der Berufsfeuerwehr der Stadt Bern besteht eine Vereinbarung für den gemeinsamen Einsatz bei Bränden und anderen Gefahrenereignissen. Damit ist das Einsatzpotential durch zusätzliches Ausrüstungsmaterial, wie z. B. Tanklöschfahrzeuge und Drehleiter, sowie durch die Erfahrung einer Berufsfeuerwehr wesentlich vergrössert. Die organisatorischen Massnahmen der Brandbekämpfung haben sich beim Turbinenbrand von 1971 bewährt und werden bei Uebungen regelmässig überprüft. Das Personal der Betriebsfeuerwehr ist durch den Kanton inspektions- und einsatzverpflichtet.

Von jeder Betriebsschicht gehören mindestens drei Mann der Betriebsfeuerwehr an und können im Brandfall einen Stosstrupp bilden, der vom Schichtchef eingesetzt wird. Während der Normalarbeitszeit bietet der Schichtchef anschliessend eine Einsatzgruppe auf. Ausserhalb der Arbeitszeit wird mittels SMT (System zur Mobilisierung mittels Telefon) ein Feuerwehrdetachement von ca. 20 Mann oder die gesamte Betriebsfeuerwehr alarmiert. Die Aufgabe des Feuerwehrpiketts wird von der Berner Berufsfeuerwehr wahrgenommen, die aus dem Kommandoraum alarmiert wird und das KKM frühestens in 20 Minuten erreichen kann.

Für eine Brandbekämpfung in den kontrollierten Zonen sind neben den messtechnischen Ueberwachungsmassnahmen des Strahlenschutzes auch entsprechende Schutzanzüge für die Feuerwehr vorhanden, die vor Kontamination und Bestrahlung durch β -aktive Stoffe schützen.

6.12.4 Zusammenfassende Bewertung

Nach Ansicht der HSK sind die vorbeugenden Brandschutzmassnahmen in den meisten Anlagebereichen ausreichend. Einzig im Torusbereich des Reaktorgebäudes auf -11 m ist ein Vorbehalt angebracht, da hier eine Trennung der verschiedenen sicherheitsrelevanten Einrichtungen nur durch Abstand vorhanden ist. Um das in diesem Bereich vorhandene, relativ geringe Brandrisiko noch zu verkleinern, wurden vermehrt schwerentflammbare Materialien und Schutzbeschichtungen von Kabeln eingesetzt. Zusätzlich verlangt die HSK, dass die Brandschutzmassnahmen im Torusbereich nochmals überprüft werden, um gegebenenfalls eine weitere Verbesserung des Brandschutzes durch vorbeugende bzw. aktive Brandschutzmassnahmen zu erzielen.

Noch ausstehend sind der Erdbebennachweis für die Löschwasserversorgung im Reaktorgebäude und die Nachrüstung eines äusseren Löschwasseranschlusses. Im übrigen entsprechen die aktiven Brandschutzmassnahmen wie Löschwasser-, Schaumlösch- und Halonanlagen den heute üblichen Anforderungen.

Das KKM hat bei der Inbetriebsetzung einen schweren Brandfall erlebt. Sowohl bei der Bewältigung dieses Brandes als auch bei zahlreichen Notfallübungen hat die Feuerwehrgesellschaft des KKM ihre Einsatzbereitschaft bewiesen.

Abgesehen von den erwähnten punktuellen Schwachstellen ist die HSK der Meinung, dass die Brandschutzmassnahmen im KKM die heutigen Anforderungen zur Beherrschung eines Brandes erfüllen.

6.13 BLITZSCHUTZ

6.13.1 Aufgaben und Anforderungen

Ein Blitzschlag ist durch die örtliche Einprägung eines grossen Stromimpulses charakterisiert. Dabei sind der Einschlagsort wie auch die Blitzstromparameter Zufallsgrössen. Zweck des Blitzschutzes ist es, schädliche Auswirkungen eines Blitzschlags auf das zu schützende Objekt und die darin befindlichen Personen und Einrichtungen möglichst zu vermeiden. Die dazu notwendigen Massnahmen sind in den Leitsätzen "Blitzschutzanlagen" des SEV⁵ festgehalten. Um in einem Kernkraftwerk die Funktion von Sicherheitsausrüstungen zu gewährleisten, sind weitergehende Massnahmen erforderlich. Solche sind z. B. in der KTA-Regel 2206 festgelegt⁶.

Zur Auslegung des Blitzschutzes hat die HSK drei Referenzblitze mit den Kennwerten nach Kap. 5.4.1.4 definiert. Beim KKM sind Blitzeinschläge in jede elektrisch leitende Stelle auf der äusseren Hülle der Kraftwerksanlage und in die Schaltanlage Mühleberg zu unterstellen. Da mit den SUSAN-Systemen allein der Reaktor sicher abgestellt, gekühlt und drucklos gefahren sowie die Nachwärme abgeführt werden kann, ist es hinreichend nachzuweisen, dass die SUSAN-Systeme bei einem Blitzschlag weder gestört noch zerstört werden. Dieser Nachweis wird durch Blitzsimulationsmessungen und durch Berechnungen erbracht. Für die nicht dem SUSAN zugeordneten Systeme muss lediglich nachgewiesen werden, dass die Auswirkungen auf diese Systeme begrenzt sind oder ihr mögliches Fehlverhalten die SUSAN-Funktionen nicht beeinträchtigt.

6.13.2 Blitzschutzmassnahmen

Die Blitzschutzmassnahmen haben die Aufgabe, die Auswirkungen eines Blitzschlages auf die elektrotechnischen Anlagenteile auf einen unschädlichen Wert zu reduzieren. Es wird zwischen äusseren und inneren Blitzschutzmassnahmen unterschieden.

Der **äussere Blitzschutz** hat die Aufgabe, den Blitzstrom an der äusseren Oberfläche des zu schützenden Objekts durch Erdungsleitungen möglichst gut und gleichmässig auf ungefährliche Bahnen abzuleiten. Dabei ist es wichtig, dass die Ableitungen induktionsarm sind. Der Idealfall eines äusseren Blitzschutzes ist der Faradaykäfig, bei dem das Käfiginnere frei von elektromagnetischen Feldern ist. Dieser ist bei einem Gebäude mit vielen Öffnungen und metallischen Zuleitungen nicht zu verwirklichen. Um diesem Ideal aber nahe zu kommen, sind folgende Massnahmen beim SUSAN-Gebäude getroffen worden:

⁵ Leitsätze des SEV: Blitzschutzanlagen, SEV 4022.1987 (November 1987)

⁶ Auslegung von Kernkraftwerken gegen Blitzeinwirkungen, KTA-Regelentwurf 2206 (Juni 1989)

- Zusätzlich zur vorhandenen Ableitung durch die stark verrödelte Armierung wurden alle sechs Aussenwände mit einem verschweissten, grobmaschigen Netz aus Rundstahl mit einer Maschenweite von ca. 3 m und mit einem feinmaschigen Netz mit einer Maschenweite von 15 cm versehen.
- Alle metallischen Durchführungen durch die Aussenwände sind mit den Maschennetzen galvanisch verbunden.
- Das SUSAN-Gebäude und das Reaktorgebäude sind über die Fuge und den Anschluss ans Reaktorgebäude rundum in Abständen von ca. 1,5 m miteinander galvanisch verbunden.

Mit dem Inneren Blitzschutz müssen die Blitzüberspannungen innerhalb der Gebäude auf einen Wert unterhalb der zulässigen Grenzwerte der eingesetzten Leittechnikgeräte begrenzt werden. Geeignete Massnahmen dazu sind eine korrekt ausgeführte Innenerdungsanlage und gegen elektromagnetische Felder abgeschirmte Verbindungskabel. Bei den SUSAN-Systemen wurden folgende Massnahmen realisiert:

- Verbindung der Innenerdungs- mit der Aussenerdungsanlage nur in einer Ebene
- Ringförmige Innenerdungsleitung in jeder Etage
- Die Schrankunterkonstruktionen sind mit dem Innenerdungsnetz vielfach verschweisst.
- Zentraler Erdpunkt pro Strang (die beiden SUSAN-Sicherheitsstränge sind nur über die Gebäudeerde galvanisch miteinander verbunden; die leittechnischen Verbindungen erfolgen über Lichtwellenleiter)
- Einseitige Erdung der Folienschirme der Leittechnikabel in den Elektronikschränken
- Die Leittechnik-Kabelverbindungen zwischen SUSAN- und Reaktorgebäude besitzen einen zweiten, stromtragfähigen Schirm, welcher beim Unterverteiler im Reaktorgebäude sowie beim Durchgang durch das feinmaschige Gitternetz (Gebäudeübertritt) geerdet ist.
- Durchverbundene Kabelwannen im SUSAN-Gebäude
- Lichtwellenleiter-Leittechnikverbindungen zum Betriebsgebäude
- Verwendung von Leittechnikgeräten mit hoher Spannungsfestigkeit bei den Ein- und Ausgängen

6.13.3 Zusammenfassende Bewertung

Die Blitzschutzmassnahmen für das SUSAN-Gebäude beruhen auf der KTA-Regel 2206 unter Berücksichtigung der HSK-Blitzkennwerte gemäss Kap. 5.4.1.4. Damit entspricht das Blitzschutzkonzept dem heutigen Stand der Technik. Dessen Umsetzung in die Praxis muss aber verifiziert werden, d. h. es ist zu kontrollieren, ob Erdungen und Abschirmungen vollständig, am richtigen Ort und gut leitend verbunden sind und ob keine ungewollten Verbindungen in das SUSAN-Gebäude führen. Zusammen mit anderen Nachweisverfahren kann dies anhand von Messungen geschehen. Da zudem teilweise

- Komponenten von SUSAN-Systemen im Reaktorgebäude stehen (welche nicht nach den KTA-Regeln installiert sind), hat die HSK zum Nachweis eines ausreichenden Blitzschutzes Blitzsimulationsmessungen verlangt. Erste Messungen dazu wurden im Sommer 1990 durchgeführt. Die HSK erachtete jedoch den Umfang als nicht hinreichend, um die Wirksamkeit des Blitzschutzes abschliessend beurteilen zu können. Sie forderte daher eine weitere Messkampagne zur Beseitigung der noch vorhandenen Unsicherheiten. Diese Messungen wurden im Stillstand 1991 durchgeführt.

Der Nachweis der ausreichenden Wirksamkeit des Blitzschutzes ist bis Ende 1991 zu erbringen.

6.14 SYSTEME ZUR BEHANDLUNG, REINIGUNG, RÜCKHALTUNG UND PROBEENTNAHME VON WASSER, ABGAS UND ABLUFT

Beim Betrieb einer Kernanlage laufen infolge der Wechselwirkungen zwischen Betriebsmedien und Anlagekomponenten Korrosionsprozesse ab, die durch die Wasserchemie der Kreisläufe, die Materialwahl und die Betriebsbedingungen beeinflusst werden. Diese Korrosionsprozesse können einerseits zu einer Beschädigung von Komponenten und andererseits zu hohen Dosisleistungen durch aktivierte Korrosionsprodukte führen. Eine optimierte Wasserchemie und die Systeme zur Reinhaltung und Reinigung verschiedener Wasserkreisläufe und Komponenten sowie zur Verzögerung, Rückhaltung und Aufkonzentrierung radioaktiver Verunreinigungen bezwecken,

- die für einen sicheren Betrieb der Komponenten vorgeschriebene Reinheit in den Wasserkreisläufen zu gewährleisten
- die deponierte Aktivitätsmenge in Kreisläufen und Komponenten zu begrenzen resp. herabzusetzen und damit die Strahlendosen des Personals niedrig zu halten
- das Volumen der radioaktiven Abfälle zu verringern
- die Abgabe flüssiger und gasförmiger radioaktiver Stoffe an die Umgebung auch unterhalb der vorgeschriebenen Abgabegrenzwerte niedrig zu halten

6.14.1 Wasserchemie

Die Wasserchemie soll in Abstimmung mit der Materialwahl und den vorgegebenen Betriebsbedingungen eine optimale Korrosionsbeständigkeit der Anlagekomponenten gewährleisten. Besondere Bedeutung kommen dabei der Reaktorwasser- und der Speisewasserqualität zu. Die bei Siedewasserreaktoren praktizierte Fahrweise setzt einen hohen Reinheitsgrad des Reaktorwassers voraus. Während des Leistungsbetriebs sowie während der Abstellphase sind daher einige wichtige chemische Betriebsparameter (z. B. Chloridgehalt, Leitfähigkeit) innerhalb enger Grenzen zu halten. Aus der Sicht des Strahlenschutzes interessiert u. a. das Verhalten der aktivierten Korrosionsprodukte, insbesondere des Kobaltisotops Co-60, welches zum überwiegenden Teil für die Personendosen verantwortlich ist (Kap. 4.6.1 und 7.1.5).

Das KKM hat schon vor der Auswechslung der Umwälzschleifen Versuche unternommen, um die Dosisleistung an Leitungen und Komponenten infolge Ablagerung von Co-60 enthaltenden Korrosionsprodukten zu reduzieren. Durch Zusp eisung von Sauerstoff ins Speisewasser erwartete man kleinere Korrosionspartikel, welche fester auf den Brennstaboberflächen haften bleiben und dadurch in geringerem Masse wieder als Aktivierungsprodukte in den Kreislauf freigesetzt werden sollten. Eine Stabilisierung der Dosisleistung an den Umwälzschleifen wurde im Anschluss an diese Massnahme beobachtet. In welchem Umfang jedoch gleichzeitig auch andere die Reaktorwasserqualität beeinflus-

sende Änderungen wie die verbesserte Wirkung der Kondensatreinigungsanlage zu diesem Ergebnis beigetragen haben, ist nicht eindeutig klar.

1986 wurden die Umwälzschleifen wegen Spannungsrisskorrosion ausgewechselt. Um den erneuten Eintrag von aktivierten Korrosionsprodukten in die Oxidschicht der Innenoberflächen der neuen Rohre zu verlangsamen und den Sättigungswert der Korrosionsprodukte in den Umwälzschleifen möglichst tief zu halten, wurden die Innenoberflächen elektropoliert und passiviert. Trotzdem hat sich die Dosisleistung seither wieder stark erhöht. Wie Erfahrungen aus anderen Kernkraftwerken zeigen, kann eine Neukontamination ohne diese Massnahmen noch schneller und stärker erfolgen. Im Jahre 1990 betrug der Mittelwert der Dosisleistung an den Umwälzschleifen 4,2 mSv/h (Kap. 4.6.1).

Verschiedene gegenwärtig laufende Studienaufträge sollen präzisere Antworten auf die Fragen im Zusammenhang mit der Herkunft der Kobaltkontaminationen und der Transportmechanismen für die Korrosionsprodukte sowie Hinweise auf Verbesserungsmassnahmen bringen. Die damit zusammenhängenden Versuche und Überlegungen gehen in folgende Richtung:

- Ersatz der Stellite enthaltenden Steuerstab-Führungsrollen mit ihren Wellen (8 Führungsrollen pro Steuerstab, Kap. 6.3.1.2) durch kobaltarmes Material; dies könnte die Dosisleistung an den Umwälzschleifen durch Eliminierung der Hauptkobaltquelle im Bereich des hohen Neutronenflusses senken.
- Verkleinerung des Nickel/Eisen-Verhältnisses im Reaktorwasser durch Einspeisung von Eisen-III; eine Wirkung wird durch erhöhte Zurückhaltung des Kobalts auf den Brennstäben erwartet.
- Zink-Einspeisung; diese Massnahme behindert die Diffusion von Kobalt in die Oxidschicht.

Zu diesen Massnahmen ergeben sich folgende Bemerkungen:

- Der Ersatz der Führungsrollen an den Steuerstäben ist eine zuverlässig wirkende Massnahme. Die Realisierung würde sich aber über mehrere Jahre erstrecken. Eine Dosis-reduzierende Wirkung käme deshalb erst in etwa fünf Jahren zum Tragen. Abklärungen sind bei KKM im Gang (Kap. 7.1.5).
- Die HSK betrachtet die Eisen-III-Einspeisung, die Anfang 1991 begonnen hat, wohl als nützliche nicht aber als ausreichende Massnahme für eine rasche Senkung der Dosisleistung. Zusammen mit einer Dekontamination der Umwälzschleifen könnte diese Methode aber geeignet sein, eine langfristige Verbesserung der Strahlungssituation im Drywell herbeizuführen. Entsprechende Untersuchungen sind zur Zeit im Gang (Kap. 7.1.5).
- Gemäss Studien könnte die Zink-Einspeisung eine Verminderung der Dosisleistung an den Umwälzschleifen um etwa einen Faktor 3 bringen. KKM sieht nicht vor, zusätzlich zu Eisen-III auch noch Zink ins Reaktorwasser einzuspeisen.

6.14.2 Reinigungssysteme der Wasserkreisläufe

Die Reinigungssysteme haben die Aufgabe, durch mechanisches Ausfiltrieren von ungelösten und durch Ionenaustausch von gelösten Verunreinigungen die vorgeschriebene Wasserqualität zu gewährleisten. Folgende drei Reinigungssysteme sind im KKM installiert:

- Reaktorwasserreinigung (RWCU)
- Kondensatreinigung (KRA)
- Brennelementbecken-Reinigung (FPCU)

Zur Reinigung werden Anschwemmfilter verwendet. Diese bestehen aus einer Reihe von Filterkerzen, auf deren Trägermaterial Ionenaustauscherharze angeschwemmt werden. Das Anschwemmfilterverfahren bietet u.a. die Vorteile einer ausgezeichneten mechanischen Filtrationswirkung für feste Verunreinigungen und Kolloide und eines niedrigen Druckverlusts. Als Nachteile sind die kleine Austauschkapazität und die Notwendigkeit des Aufrechterhaltens einer ständigen Druckdifferenz am Filtermaterial auf der Kerze zu erwähnen. Die erschöpften Harze können nicht regeneriert werden und bilden daher radioaktiven Abfall. Die Wirksamkeit des Anschwemmfilters hängt entscheidend davon ab, wie und in welchem Mischungsverhältnis von Anionen- zu Kationenaustauschern das Harz eingesetzt wurde. Zusätzlich zum Harz können Inertmaterialien verwendet werden, um optimale Filtrationsbedingungen zu erhalten. Im KKM werden Powdex-Mischungen benutzt.

6.14.2.1 Reaktorwasser-Reinigung (RWCU)

Der Reaktorwasserreinigung (Reactor Water Cleanup, RWCU) wird kontinuierlich in jeder Reaktorbetriebsart ein Teilstrom des Reaktorwassers aus einer Reaktorummwälzschleife zugeführt. Zwei parallele Reinigungsumwälzpumpen befördern diesen Teilstrom durch die zwei in Serie liegenden Regenerativ- und Nichtregenerativ-Wärmetauscher, wo das Wasser zur Schonung des Harzmaterials auf ca. 50 °C abgekühlt wird. Nach dem Anschwemmfilter wird das gereinigte Wasser im Regenerativ-Wärmetauscher wieder auf ca. 225 °C erwärmt, bevor es dem Speisewasser zugemischt wird.

Nach Auslegung genügt normalerweise im Leistungsbetrieb der Einsatz einer Pumpe und eines Filters. Um die relativ hohen Dosisleistungen an den Ummwälzschleifen durch Ablagerung von Co-60 an den Filtern günstig zu beeinflussen, werden seit dem Revisionsstillstand von 1989 beide Pumpen und Filter sowohl im Stillstand wie auch während des Leistungsbetriebs parallel eingesetzt.

Beim RWCU-System entspricht der Filterdurchfluss damit gegenwärtig etwa 1,3 % der Speisewassermenge. Nach Durchführung der geplanten Leistungserhöhung wird er auf ca. 1,2 % zurückgehen. Solche Werte werden heute bei Neuanlagen aus der Sicht des Strahlenschutzes als niedrig betrachtet. Eine Erhöhung des Filterdurchflusses und damit der Reinigungskapazität zur Verringerung der

Strahlenschutzprobleme ist untersucht worden. Es hat sich dabei gezeigt, dass die in Kap. 6.14.1 erwähnten Methoden die Dosisleistung an den Ummwälzschleifen wirksamer reduzieren können.

6.14.2.2 Kondensatreinigung (KRA)

Die Kondensatreinigungsanlage KRA, die im KKM den gesamten Kondensatstrom reinigt, entfernt im Anlagebetrieb gelöste und ungelöste Verunreinigungen, die als Folge von Erosions-/Korrosionsprozessen oder durch einen Kühlwassereinbruch in den Kondensatstrom gelangt sind. Dazu wird ein kombiniertes Filtrations- und Ionenaustauschverfahren nach dem Anschwemmprinzip verwendet.

Beim Ablahren wird die KRA zur Unterstützung des RWCU-Systems ebenfalls zum Reinigen des Reaktorwassers eingesetzt. Im Stillstand kann die KRA bei Bedarf auch zur Behandlung des leicht kontaminierten Toruswassers vor dessen Abgabe an die Aare verwendet werden.

Die KRA entspricht dem Stand der Technik, und die Erfahrungen bei ihrem Betrieb sind positiv. Grössere Wassereinbrüche infolge defekter Kondensatorrohre, die in früheren Jahren den Betrieb beeinträchtigten, treten nun nach dem teilweisen Ersatz der Messingrohre durch Stahlrohre nicht mehr auf. Die Leistungserhöhung wird eine Erhöhung des Durchflusses von 920 t/h auf 1010 t/h pro Turbogruppe mit sich bringen. Diese Erhöhung kann durch die KRA unter Einhaltung der Wasserqualität bewältigt werden. Allerdings werden wegen der grösseren Durchflussmenge ein erhöhter Harzverbrauch und eine weniger effiziente Ausnutzung des Harzes infolge erhöhter Filtrationsgeschwindigkeit resultieren (Kap. 14.6).

6.14.2.3 Brennelementbecken-Reinigung (FPCU)

Die abgebrannten Brennelemente müssen zuerst im Brennelementbecken (BEB) gelagert werden, damit ihre Aktivität vor dem Abtransport genügend abklingen kann. Das zweisträngige Brennelementbecken-Reinigungssystem (Fuel Pool Cleanup System, FPCU) ist Teil des FPCCU (Kap. 6.8.3).

Das FPCU dient dazu,

- das Beckenwasser bezüglich fester und gelöster Verunreinigungen durch mechanische und chemische Filter zu reinigen, um die spezifizierte Wasserqualität (pH-Wert, Leitfähigkeit usw.) einzuhalten
- gute Sichtverhältnisse zu gewährleisten
- die Aktivitätskonzentration im Beckenwasser zu begrenzen

Im Normalbetrieb wird das BEB-Wasser mit einer Ummwälzpumpe, einem Kühler und einem Filter kontinuierlich gekühlt und gereinigt. Der Filterdurchsatz beträgt dabei 85 t/h, so dass das BEB-Wasser täg-

lich 2,5mal umgewälzt und gereinigt wird. Während des Stillstands und der An-/Abfahrperioden kann die Reinigungsmenge durch Zuschaltung des zweiten Stranges verdoppelt werden.

Gemäss bisheriger Erfahrung sind die Sichtverhältnisse im BEB gut, und die Dosisleistung, verursacht durch radioaktive Stoffe im Wasser, kann niedrig gehalten werden. Ablagerungen am Beckenrand auf dem Niveau der Wasseroberfläche verursachen erhöhte Dosisleistungen (ca. 0,1 mSv/h) im begehbaren Bereich. Diese Ablagerungen werden regelmässig entfernt. Die Betriebsanforderungen können somit mit dem FPCU erfüllt werden.

6.14.3 Abwasserbehandlung

Grössere Mengen Abwasser fallen durch Leckagen und aus der Dekontamination, der Wäscherei und dem Chemielabor an. Aufgrund der chemischen und radiochemischen Zusammensetzung werden diese Abwässer nach ihrer Herkunft getrennt gesammelt, was eine gezielte Aufbereitung und eine möglichst weitgehende Wiederverwendung gestattet. Dadurch wird angestrebt, die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Aare so niedrig wie vernünftigerweise erreichbar zu halten.

Die Kapazität der Abwasserbehandlungsanlage basiert auf den maximal zu erwartenden Mengen bei besonderen Bedingungen, wie z. B. beim An-/Abfahren und im Stillstand sowie bei einem Betrieb mit 1 % undichten Brennstäben. Die Anlage wird in drei verschiedene Strassen unterteilt: Die Abwasser-, die Gebäudeentwässerungs- und die Waschwasserstrasse.

Zur Wasserreinigung werden je nach Wasserqualität Anschwemmfilter bzw. Ionentauscher (Mischbettfilter) oder Zentrifugen eingesetzt. Entsprechend dem Stand der Technik beim Bau des KKM besitzt die Abwasserbehandlungsanlage keine Verdampfer. Die Verwendung von Verdampfern für Lösungen, die eine mittlere bis hohe Leitfähigkeit aufweisen, ergäbe einen besseren Dekontaminations- und einen grösseren Volumenreduktionsfaktor.

6.14.3.1 Abwasserstrasse

In der Abwasserstrasse werden Abwässer von normalerweise hohem Reinheitsgrad gesammelt und aufbereitet. Diese Abwässer stammen von Leitungs- und Apparateentwässerungen der Reaktorkreisläufe und der nuklearen Hilfssysteme und weisen meist geringe Leitfähigkeiten, niedrige bis mittlere spezifische Aktivitäten und geringe Feststoffgehalte auf. Sie werden durch einen Anschwemmfilter gereinigt, dessen Aufgabe hauptsächlich in der mechanischen Filtration besteht. Uebrig gebliebene ionale Verunreinigungen werden im nachgeschalteten Mischbettfilter zurückgehalten. Das so gereinigte Wasser wird in einem Prüfbehälter gesammelt und nach Probenahme bei positiven Analyseergebnissen zur Wiederverwendung in der Anlage in den Kaltkondensatbehälter gepumpt.

6.14.3.2 Gebäudeentwässerungstrasse

In dieser Strasse werden Sumpf- und Chemieabwässer von geringem Reinheitsgrad gesammelt und aufbereitet.

Das Sumpfabwasser weist meist mittlere bis hohe Leitfähigkeiten, niedrige spezifische Aktivitäten und einen mittleren bis hohen Feststoffgehalt auf. Es wird direkt mit einem Anschwemmfilter aufbereitet und anschliessend im Gebäudeentwässerungs-Prüfbehälter gesammelt.

Den Chemieabwässern, die meist eine hohe Leitfähigkeit (hoher Salzgehalt) und eine niedrige spezifische Aktivität aufweisen, werden zunächst Proben entnommen. Falls notwendig, werden sie neutralisiert. Wenn die Aktivitätskonzentration hinreichend klein ist, um eine Abgabe an das Kühlwasser zu gestatten, werden die Abwässer mittels eines Anschwemmfilters aufbereitet und anschliessend im Gebäudeentwässerungs-Prüfbehälter gesammelt. Falls die chemische und radiologische Analyse zeigt, dass die Abgabebedingungen erfüllt sind, werden die Abwässer aus dem Prüfbehälter über die allen Strassen gemeinsame Abgabelleitung mit Aktivitätsmessstelle (Kap. 6.15.1) an die Aare abgegeben. Bei einer Ueberschreitung der zugelassenen Aktivitätskonzentration wird die Abgabe automatisch unterbunden.

Falls die Abgabebedingungen nicht erfüllt sind, werden die Abwässer zum Abklingen der Aktivität in die Abwasserausgleichsbehälter gepumpt bzw. nochmals filtriert.

6.14.3.3 Waschwasserstrasse

In der Waschwasserstrasse werden hauptsächlich Abwässer aus der Aktivwäscherei, von Duschen in den kontrollierten Zonen und von Dekontaminationsarbeiten, bei denen Detergentien verwendet werden, gesammelt. Die spezifische Aktivität dieser Abwässer ist normalerweise sehr niedrig. Sie werden in einer der beiden Zentrifugen behandelt und nachher in Prüfbehälter überführt. Nach Probenahme und radiologischer Analyse werden die Abwässer kontrolliert über die allen 3 Strassen gemeinsame Abgabelleitung an die Aare abgegeben.

6.14.4 Abgassystem

Im Kondensator der beiden Turbogruppen müssen während des Betriebs anfallende nichtkondensierbare Gase ständig abgeführt werden, damit die Dampfkondensation nicht erschwert wird. In einem Siedewasserreaktor enthalten diese nichtkondensierbaren Gase Radiolysegase (H_2 , O_2), welche ein explosives Gasgemisch bilden können, sowie radioaktive Gase. Die Aufgaben des Abgassystems können damit wie folgt definiert werden:

- Entfernen der nichtkondensierbaren Gase aus dem Kondensator

- Verhinderung der Bildung eines explosionsfähigen Gasgemisches
- Verzögerung der radioaktiven Gase zwecks Abklingen der Radioaktivität, damit die Abgaben an die Umwelt möglichst niedrig sind

Das Abgas setzt sich zusammen aus Spaltprodukten, aktivierten Gasen aus dem Kühlmittel, Radiolysegasen und Luft, die durch Undichtheiten ins System gelangt ist. Das Abgassystem arbeitet im Unterdruckbereich, so dass bei Undichtheiten keine radioaktiven Gase unverzüglich aus dem System entweichen können.

Das Abgas wird durch Dampfstrahlsauger aus dem Kondensator gesaugt und mit Dampf zur Inertierung des Wasserstoffs gemischt. Die Radiolysegase werden im Rekombinator katalytisch verbrannt. Die Inertierung sowie die Verbrennung der Radiolysegase sind notwendig, um eine Explosions- und Brandgefahr zu vermeiden.

Nach dem Rekombinator wird der mitgeführte Dampf in einem Abgaskondensator kondensiert. Das Abgas besteht jetzt vor allem aus mit Wasserdampf gesättigter Luft, währenddem die radioaktiven Gase und Aerosole in der Mengenbilanz keine Rolle mehr spielen. Das Abgas durchströmt anschliessend die kleine Abklingstrecke (Abklingzeit mindestens 2 Minuten), um die kurzlebigen Isotope (N-16, N-17 und O-19) abklingen zu lassen.

Dampfstrahlsauger, Rekombinator und kleine Abklingstrecke sind für jede der beiden Turbogruppen separat vorhanden. Nach der kleinen Abklingstrecke werden beide Systeme zusammengeführt und in die grosse Abklingstrecke (Abklingzeit mindestens 30 Minuten) geleitet, um weitere kurzlebige Isotope (z. B. ein Teil der Kr- und Xe-Isotope) abklingen zu lassen, damit ihre Zerfallswärme nicht in der Aktivkohle abgegeben wird. Beim Zerfall dieser Isotope entstehen Aerosole, die je nach Betriebsart in der Aktivkohleanlage bzw. in den letzten Absolutfiltern der Abgasstrecke zurückgehalten werden können.

Nach der Abklingstrecke wird das Abgas in einem zweistufigen Kälteprozess getrocknet und strömt durch Absolutfilter in die Aktivkohle-Verzögerungsanlage. Diese verzögert die Edelgase durch dynamische Adsorption. Diese Verzögerung ist u. a. abhängig vom Gasdurchsatz. Bei einem Gasdurchsatz von ca. 6 bis 7 m³/h ergibt sich eine Verzögerungszeit von 23 Tagen für Xenon und von 45 Stunden für Krypton. Die modernen Kernkraftwerke haben im allgemeinen längere Verzögerungszeiten bei grösseren Gasdurchsätzen. Die Abgaben können aber auch mit der Abgasanlage von KKM niedrig gehalten werden (Kap. 4.6.3).

Nach der Aktivkohleanlage strömt das Abgas durch die letzten Absolutfilter der Abgasstrecke, welche die nachgeschaltete Abgaspumpe vor Fremdkörpern und Kohlenstaub schützen, und von dort in den Abluftkamin.

Die wichtigsten Zustandsgrössen des Abgases (Temperatur, Druck, Differenzdruck über Filter, Durchsatz, Wasserstoffgehalt und Aktivität) werden kontinuierlich gemessen und erlauben es, Störungen festzustellen, rechtzeitig Reparaturen vorzunehmen und notfalls Gegenmassnahmen zum Schutz des Systems bzw. der Umgebung einzuleiten. Diese Massnahmen bestehen meistens in einer teilweisen oder völligen Isolation des Abgassystems.

Bei Ueberschreitung vorgegebener Grenzwerte erfolgt die Isolation des Abgassystems automatisch (Kap. 6.15.1).

Ein erhöhter Luftanfall im Kondensator kann z. B. beim Anfahren entstehen, wenn das Teilvakuum im Kondensator hergestellt werden muss. Dies erfordert das Abpumpen grösserer Luftmengen. Da das Abgassystem nur für Durchsatzmengen bis zu 30 m³/h ausgelegt ist, kann in einem solchen Fall die Aktivkohlestrecke über einen Bypass mit mechanischer Vakuumpumpe umgangen werden. Er wird selbstverständlich nur benutzt, falls die Abgaben niedrig sind und die Abgabevorschriften eingehalten werden. Dieser Bypass war während der letzten drei Jahre nie ausserhalb der Anlage-Stillstandsperioden in Betrieb.

Die Abgasanlage des KKM verfügt nur über einen einzigen Wasserstoffdetektor pro Turbogruppe. Um die Sicherheit gegen zu hohe Konzentrationen an Wasserstoff zu erhöhen und damit das Abgassystem besser gegen Wasserstoffexplosionen zu schützen, muss im Abgasanlagenteil jeder Turbogruppe ein redundanter Wasserstoffdetektor eingebaut werden.

In der Abgasanlage sind am Eingang vor der grossen Abklingstrecke zwei redundante Aktivitätsmessstellen vorhanden. Diese geben Hinweise auf die Menge der aus dem Reaktordruckbehälter stammenden radioaktiven Gase und damit auf den Zustand der Brennstäbe. Der Austritt des Abgassystems wird durch Probenahme und Messung täglich überwacht. Ein erhöhter Aktivitätsanfall nach der Abgasstrecke würde auch durch die kontinuierliche Aktivitätsüberwachung im Abluftkamin entdeckt.

6.14.5 Abluftfilteranlagen

Die Abluftfilteranlagen des Reaktor- und Aufbereitungsgebäudes reduzieren die Abgabe luftgetragener radioaktiver Stoffe (Aerosole, Jod) mit der Fortluft, so dass die Abgaben niedrig sind und insbesondere die Abgabelimits eingehalten werden können. Bei Störfällen werden die Abgaben nach aussen durch das Notablufsystem begrenzt. Für eine detaillierte Beschreibung der Lüftungssysteme sei auf Kap. 6.6.6.3 und 6.7.4 verwiesen.

6.14.5.1 Abluftfilteranlagen für den Normalbetrieb

Die Schwebstofffilter der kombinierten Abluftanlage des Reaktor- und Aufbereitungsgebäudes sind in einem gemeinsamen Filterraum im Aufbereitungsgebäude auf Kote +16 m untergebracht. Die acht

parallelen Abluftfilterstrassen bestehen aus insgesamt 68 Vorfiltereinsätzen und 68 Absolutfilterzellen. Ausserdem sind je 4 Vorfiltereinsätze und 4 Absolutfilterzellen im Betriebsgebäude für die Filtrierung der Abluft aus der Aktivwäscherel, dem Labor Strang A, dem Labor Strang B und den Sozialräumen vorhanden. Gemäss Angaben des Filterherstellers beträgt der anfängliche Abscheidegrad der Absolutfilterzellen > 99,97 % für Aerosole mit Durchmesser < 0,3 µm.

Im Jahre 1986 wurden auf der Reinfluftseite des Abluftkanalsystems für das Reaktor- und Aufbereitungsgebäude abgelagerte, radioaktive Partikel festgestellt. Nach dem umgehend vorgenommenen Wechsel der Abluftfilterzellen wurden an ca. 15 Filterzellen Beschädigungen durch Risse im Filtermaterial festgestellt. Als Schadensursache kamen Schwankungen der Luftmenge in Frage, die mit den Austauscharbeiten der Reaktorummwälzleitungen zusammenhingen. Im Einvernehmen mit der HSK legte KKM daraufhin die Betriebsgrenzen dieser Abluftfilter und ihre Überwachung neu fest. So wurden neue Maximalwerte für Filterstandzeiten, Druckverluste und Dosisleistungen an den Filtergehäusen festgesetzt sowie qualitätssichernde Massnahmen bei Einbau und Betrieb der Filter detailliert vorgeschrieben. Seit 1987 erfolgt bei den Abluftfiltern für das Reaktor- und Aufbereitungsgebäude der Betrieb und die Überwachung nach diesen neuen Kriterien, d. h.

- der Differenzdruck über die Schwebstofffilterbank und die Dosisleistung an den Filtergehäusen werden durch kontinuierliche Messung und Registrierung mit Grenzwertmeldung überwacht
- die Abscheidung von Partikeln wird durch Messung im Abstand von zwei Monaten bzw. aus besonderem Anlass (Filterwechsel, Luftmengentransienten usw.) festgestellt

KKM wird ab Herbst 1991 Schwebstofffilter aus einem Filtermaterial mit höherer Festigkeit einsetzen. Die HSK befürwortet die Verwendung von verstärkten Abluftfilterzellen.

6.14.5.2 Notablufilter

Das isolierte Reaktorgebäude bzw. das Primärcontainment können mit dem Notablufsystem (SGTS) auf Unterdruck gehalten werden. Das Notablufsystem ist zweifach (2 x 100%) ausgeführt. Die beiden SGTS-Filter befinden sich in separaten Räumen im Aufbereitungsgebäude auf +12 m und +16 m. Jeder der beiden Filter ist mit ca. 250 kg Aktivkohle versehen. Damit können ein Abscheidegrad für organische Jodverbindungen von > 99 % und eine Rückhaltefähigkeit für anorganisches Jod von > 99,9 % erreicht werden. Eine weitere Beurteilungsgrösse für die Güte der Aktivkohle ist der k-Faktor. Dieser kann als Abscheideleistung des Aktivkohlefilters bezeichnet werden und berücksichtigt neben dem Abscheidegrad u. a. die Verweilzeit der zu reinigenden Abluft im Filter (siehe KTA 3601). Im KKM muss der k-Faktor grösser als 3,5 sein.

Vor und nach den Aktivkohlefiltern wird die Notabluf über eine Schwebstofffilterzelle geführt. Für die Schwebstofffilterzellen des Notablufsystems gelten die gleichen Betriebsgrenzwerte wie bei den Ab-

luftfilteranlagen für den Normalbetrieb. Die Prüfung der Schwebstofffilter erfolgt jeweils während der Probeläufe.

Die max. Betriebstemperatur der Notablufilter beträgt 120 °C. Um die Filter im Anforderungsfall gegen Nässe zu schützen, wird die Rohluft in jedem der beiden Stränge über einen Tropfen-/Nebelabscheider und einen Nacherhitzer den Filtereinheiten zugeführt.

Die mindestens jährliche Kontrolle des Abscheidegrades der Aktivkohle erfolgt durch Entnahme einer Kohleprobe aus den Hauptfiltern in jedem Filterstrang und Ermittlung des Abscheidegrades der Probe durch das Laboratorium für Aerosolphysik und Filtertechnik des Kernforschungszentrums Karlsruhe.

Damit nach einer SGTS-Anforderung im Aufbereitungsgebäude die Zugänglichkeit zur Steuerstelle "Lüftung" auf Kote +16 m und zum Relaisraum auf Kote +12 m gewährleistet bleibt, muss KKM noch eine Abschirmung der beiden Notablufilter einbauen.

6.14.6. Probenahmesysteme

Im KKM sind ein Betriebsprobenahmesystem und ein Nachunfall-Probenahmesystem (Post Accident Sampling System, PASS) vorhanden.

Das betriebliche Probenahmesystem dient zur Entnahme von flüssigen Proben aus den Kreisläufen des Kraftwerks. Diese Proben werden untersucht und zur Einstellung der chemisch und radiologisch optimalen Anlagefahrweise herangezogen.

Mit dem PASS werden aus dem Containment flüssige und gasförmige Proben zur Beurteilung der radiologischen Situation in der Anlage nach einem Störfall entnommen.

Die Probenahmesysteme sind so ausgelegt, dass

- das Personal bei der Probenahme vor hoher Strahlung und Temperatur des Probegutes geschützt ist
- repräsentative Proben genommen werden können

6.14.6.1 Betriebsprobenahmesystem

Mit dem Betriebsprobenahmesystem werden routinemässig Eigenschaften und Zusammensetzungen verschiedener Wasserkreisläufe gemessen. So werden die Leitfähigkeit in verschiedenen Kreisläufen sowie der Sauerstoffgehalt in Reaktor- und Speisewasser kontinuierlich bestimmt. Täglich wird der pH-Wert des Reaktorwassers gemessen, um die Vorschriften der Brennstoffgarantie zu erfüllen. Verschiedene Elemente wie gelöstes und ungelöstes Eisen, Kupfer, Chrom, Nickel, Chlor und Silizium

geben nützliche technische Hinweise. Aktivierungs- und Spaltprodukte wie Kobalt 58 und 60 sowie Jod-131 bis 135 liefern Angaben über die radiologischen Verhältnisse in der Anlage.

Das betriebliche Probenahmesystem wird unterteilt in einen nuklearen Probenahmebereich und einen Probenahmebereich im Maschinenhaus. In den Probenahmeeinrichtungen wird das Probegut, soweit erforderlich, gekühlt bzw. kondensiert und druckentlastet. Ein konstanter Wasserdurchsatz trägt zu einer repräsentativen Probenahme bei.

Mit Hilfe der **Probenahmeeinrichtungen im nuklearen Bereich** können aus verschiedenen Bereichen des Primärkreislaufes Proben entnommen werden. Diese Probenahmestellen befinden sich vor und nach den Ionenaustauschern des RWCU, an der Umwälzschleife und im Brennelementbecken-Kühlkreislauf. Von den einzelnen Probenahmestellen wird das Probegut in Rohrleitungen zur zentralen Probenahmestation (Probenahmegestelle) geführt, welche durch Abschirmungen und weitere konstruktive Massnahmen den erforderlichen Schutz für das Bedienungspersonal bietet. Das unbenutzte Probegut fliesst in den Apparate-Entwässerungsbehälter und wird anschliessend im Abwassersystem behandelt. Das Wasser wird zum grossen Teil wieder verwendet.

Der **Probenahmebereich im Maschinenhaus** besitzt drei Probenahmestationen (Probenahmegestelle) A, B und C, welche im Probenahmeraum im Maschinenhaus aufgestellt sind. Die Gestelle A und B sind den entsprechenden Turbogruppen zugeteilt. Im Gestell C sind die Leitfähigkeitsmessungen für beide Turbogruppen gemeinsam installiert. Es können Frischdampfproben, Proben aus dem Zwischenüberhitzer, den Unterkühlern, dem Wasserabscheider, dem Heizkondensat-Zwischenüberhitzer und dem Hochdruckvorwärmer, Kaltkondensatproben vor und nach der KRA sowie Speisewasserproben entnommen werden.

Das Betriebsprobenahmesystem wurde im Jahr 1986 verbessert. Insbesondere wurden die Probenahmegestelle neu konzipiert. Die konstruktive Auslegung der Probenahmeleitung führt zusammen mit dem konstanten Wasserdurchsatz von 160 l/h zu einer Strömungsgleichmässigkeit, die eine Voraussetzung für repräsentative Proben ist.

Die beim Bau des KKM installierten Probenahmesonden entsprechen nicht mehr ganz den heutigen Vorstellungen; dies gilt ebenfalls zum Teil für die Längen der Probenahmeleitungen bei Probemedien mit suspendierten Stoffen. Mit Ausnahme dieser beiden Punkte entspricht das Betriebsprobenahmesystem dem Stand der Technik. In einigen Probenahmesträngen werden Versuche zum Nachweis der Repräsentativität der Proben durchgeführt. Die Resultate zeigen, dass das System in der Lage ist, die betrieblichen Anforderungen an ein Probenahmesystem zu erfüllen.

6.14.6.2 Nachunfall-Probenahmesystem

Das Post Accident Sampling System (PASS) dient zur Probenahme bei sehr hohen Aktivitätskonzentrationen im Probemedium, wie sie bei schweren Unfällen auftreten. Dies ermöglicht Aussagen über die Zusammensetzung der radioaktiven Stoffe im Containment und im Reaktorkühlkreislauf, woraus Rückschlüsse auf die Art der Kernbeschädigung gezogen werden können. Diese Information kann für den Notfallstab von grosser Bedeutung sein, um allfällige Auswirkungen auf die Umgebung abschätzen zu können. Das PASS wurde entsprechend den Anforderungen der HSK bezüglich Aktivitätskonzentration im Containment, Einsatzbereitschaft, Komponentenqualifikation, Temperatur, Druck usw. ausgelegt.

Mit dem PASS werden fernbedient vom DECONTIC-Raum im Betriebsgebäude Wasserproben aus dem Reaktordruckbehälter und dem Torus sowie Luftproben aus dem Drywell, dem Torus und dem Reaktorgebäude entnommen. Falls diese Fernbedienung aus irgendwelchen Gründen nicht verfügbar wäre, besteht auch die Möglichkeit, die Probenahme mittels Handsteuerung vom Maschinenhaus aus durchzuführen.

Für den Einsatz des PASS bei Kernschmelzunfällen mit erhöhten Anforderungen, die der Auslegung der gefilterten Druckentlastung des Containments entsprechen, sind noch Abklärungen und eventuelle Anpassungen notwendig. Im Jahre 1991 wird das PASS noch einem experimentellen Nachweis für die Grösse des Abscheidefaktors von Aerosolproben in den Probenahmeleitungen unterzogen.

6.14.7 Dekontamination

6.14.7.1 Dekontaminationseinrichtungen

Die Dekontamination von Komponenten mit Hilfe der Nass-Druckstrahlmethode hat sich seit längerer Zeit bewährt. Diese Methode kann wesentlich dazu beitragen, die Dosisleistung an ausgebauten Komponenten vor Ausführung von Revisionsarbeiten herabzusetzen.

KKM verfügt über drei Nassstrahlanlagen mit Glasperlen: Eine kleine Anlage, die nur für kleine Teile wie Schrauben benutzt wird, sowie zwei Zwillingsanlagen für grössere Komponenten mit einem gemeinsamen Arbeitstisch. Sie arbeiten mit einem Gemisch von 1 kg Glasperlen pro 5 l Wasser und Arbeitsdrücken zwischen 2 und 5 bar.

Die Zwillingsanlagen besitzen je eine dichte Kabine, in der Stücke bis zu 1 t Gewicht und 1 m³ Volumen behandelt werden können. Die Dekontaminationseinrichtungen sind für die Dekontamination aller Ventil- und Pumpenteile dimensioniert. Die Abluft dieser Kabinen wird filtriert. Die Glasperlen werden rezykliert, solange sie gross genug und nicht zu stark kontaminiert sind. Der Behälter, in dem die Glasperlen aufbewahrt werden, ist abgeschirmt. Die Nassstrahlpistolen können fernbedient werden, um die

Strahlendosen für das Personal niedrig zu halten. Der erreichbare Dekontaminationsfaktor ist abhängig von der Zugänglichkeit des zu behandelnden Stückes für die Glasperlen, von der Oberflächen-Beschaffenheit und vom Kontaminationsgrad und liegt zwischen 10 und 100.

Die bisherige Betriebserfahrung mit diesen Anlagen ist sehr gut. Das System zur Abtrennung von Glasperlen wurde verbessert, so dass kein Glas mehr in das Abwassersystem gespült wird und dort Schwierigkeiten, insbesondere bei Ventilen, verursacht.

KKM hat auch die Dekontamination mit einem elektrochemischen Verfahren ausprobiert. Wegen Schwierigkeiten mit der Entsorgung der chemischen Lösungen wurde aber auf einen Einsatz verzichtet. Die mechanische Dekontaminationsmethode hat den Vorteil, dass sie kein chemisches Risiko für wiederzuverwendende Komponenten sowie kein Problem für die Abfallbehandlung mit sich bringt und leicht zu benützen ist. Die Glasperlen sind ein "sanftes" mechanisches Mittel, das gut geeignet ist für Objekte, die nach der Dekontamination wieder verwendet werden. Ein Strahlmittel wie Sand wäre zu grob für feine metallische Oberflächen oder für weiche Materialien.

6.14.7.2 Andere Dekontaminationsverfahren

1986 ersetzte man die Umwälzschleifen, wobei die alten Schleifen vorgängig dekontaminiert wurden, um die Strahlungsdosen für das Revisionspersonal zu reduzieren. Die Dekontamination wurde auf Basis der Candecon-Methode durchgeführt und brachte eine durchschnittliche Dosisleistungsreduktion um einen Faktor 90. Die dadurch erzielte Kollektivdosisersparung betrug ca. 2,5 manSv. Die Erfahrungen mit diesem Dekontaminationsverfahren waren sehr gut. Allerdings ist zu berücksichtigen, dass die dekontaminierten Umwälzschleifen ausgebaut wurden und deshalb die gemachten Erfahrungen nur bedingt auf nicht zum Ausbau vorgesehene Rohrleitungen übertragbar sind.

Elektrische Komponenten werden mit gemieteten Anlagen, welche als Reinigungsmittel Freon verwenden, dekontaminiert.

6.14.8 Aktivwäscherei

Die Anwendung des Tenuekonzeptes gemäss HSK-Richtlinie R-07 ergibt insbesondere während der Revisionsphasen mit grossem Personaleinsatz in der kontrollierten Zone eine erhebliche Spitzenbelastung für die Aktivwäscherei. Dieser Umstand führte in den ersten Betriebsjahren zu Engpässen. Nach der Aufstockung des Betriebsgebäudes und entsprechenden Umbauarbeiten konnte Anfang 1976 eine neue, dem Bedarf angepasste Aktivwäscherei in Betrieb genommen werden. Der Materialweg mit Sortierung, Waschen, Aktivitätskontrolle sowie Einlagerung ist gut geplant und erleichtert den Arbeitsablauf. Die Strahlenbelastung des Wäschereipersonals ist vernachlässigbar gering.

6.14.9 Zusammenfassende Bewertung

Insgesamt ergeben sich für die Wasserchemie sowie für die Systeme zur Reinigung von Kreisläufen und Komponenten und zur Rückhaltung radioaktiver Verunreinigungen die folgenden Beurteilungen:

- Die Wasserchemie ist in der Lage, die spezifizierte Wasserqualität einzuhalten.
- Die Wasserreinigungssysteme RWCU, KRA und FPCU erfüllen ihre Funktion zufriedenstellend, was auch die bisherige gute Betriebserfahrung zeigt. Die Verwendung von Anschwemmfiltern bei diesen Systemen entspricht dem heutigen Stand der Technik. Die Betriebserfahrungen mit diesem Filtertyp sind gut.
- Die räumliche Aufteilung der Abwasserbehandlungsanlage, die vorhandenen Redundanzen und die Auswahl der Werkstoffe entsprechen dem Stand der Technik während der Bauzeit des KKM. Die praktische Erfahrung mit der bestehenden Anlage ist gut und hat gezeigt, dass die behördlichen Auflagen eingehalten werden können. Obwohl die Anlage keine Verdampfer besitzt, wie dies bei neueren Anlagen der Fall ist, sind die durch die radioaktiven Abgaben verursachten Dosen für Einzelpersonen der Bevölkerung mit etwa 1 μ Sv/Jahr äusserst niedrig. Die bestehende Abwasserbehandlungsanlage ist daher in der Lage, die radioaktiven Abgaben an die Aare genügend tief zu halten.
- Die Abgasanlage kann die radioaktiven Abgaben an die Abluft auch bei Betriebszuständen mit einer limitierten Anzahl defekter Brennstäbe genügend niedrig halten und die behördlichen Auflagen erfüllen. Zur Systemverbesserung ist im Abgasanlagenteil jeder Turbogruppe ein zusätzlicher Wasserstoffdetektor einzubauen.
- Durch die Einhaltung der Betriebsdaten und das praktizierte Ueberwachungsprogramm ist im Anlage-Normalbetrieb die zuverlässige Funktion der Abluftfilteranlage sichergestellt. Abluftfilter in einer Ausführung mit erhöhter Druckfestigkeit werden in Zukunft eingesetzt werden. Die Ausführung und die Ueberwachung der Notabluftfilter gewährleisten deren dauernde Einsatzbereitschaft und die verlangte Jodabscheidung. Eine Abschirmung der Notabluftfilter ist noch einzubauen.
- Trotz kleinerer Schwachstellen entspricht das Betriebsprobenahmesystem dem Stand der Technik und erfüllt seine Aufgaben. Das Nachunfall-Probenahmesystem PASS erfüllt im allgemeinen die von der HSK vorgegebenen Anforderungen. Noch offen sind Abklärungen bezüglich Kalibrierung und für den Einsatz des PASS bei Kernschmelzunfällen.
- Die vorhandenen Dekontaminationsmethoden werden als genügend beurteilt. Um Dosisersparungen für das Personal zu erzielen, wird KKM in Zukunft die Dekontamination von Systemteilen vermehrt anwenden, was von der HSK begrüsst wird.
- Die Zweckmässigkeit der Aktivwäscherei wurde in der Praxis nachgewiesen, und es besteht zur Zeit kein Bedarf für weitere Verbesserungsmassnahmen.

6.15 STRAHLENSCHUTZMESSTECHNIK

Zur Gewährleistung des Schutzes des Personals und der Umwelt sowie zur Überwachung der bestimmungsgemässen Funktion von Systemen müssen die radiologischen Verhältnisse innerhalb der Anlage und in der Umgebung sowie die Abgabe radioaktiver Stoffe nach aussen bekannt sein. Dazu sind spezielle Messgeräte notwendig, die folgende Aufgaben erfüllen:

1. Erfassung von Messwerten über Radioaktivität und Strahlenfelder um aufzuzeigen,
 - dass die Radioaktivitäts- und Strahlenpegel im erwarteten Rahmen liegen
 - dass die Anlage bezüglich Radioaktivität und Strahlenfelder in Übereinstimmung mit den technischen Spezifikationen betrieben wird
 - dass bei Grenzwertüberschreitungen Gegenmassnahmen einzuleiten sind (Alarmierung)
2. Fallweise automatische Anregung geeigneter Gegenmassnahmen beim Überschreiten von Grenzwerten, damit ein potentieller Austritt radioaktiver Stoffe verhindert werden kann (Isolationfunktion)
3. Erfassung der radioaktiven Stoffe bei der Abgabe an die Umwelt (Emissionsmessung)
4. Aufnahme von Messwerten über Radioaktivität und Strahlenfelder in der Umgebung (Immissionsmessung)

Die Auslegung der Strahlenschutzinstrumentierung berücksichtigt folgende Punkte:

- Anzeige und Registrierung der Messwerte sowie Signalisierung von Grenzwertüberschreitungen und Geräteausfall sind im Hauptkommandoraum und, wo nötig, in Nebenzentralstellen vorhanden. Bei einigen Geräten, die dem Personenschutz dienen, sind zusätzlich Anzeige und akustische bzw. optische Alarmierung vor Ort installiert.
- Messsysteme, die dem Reaktorschutz und der Isolation des Primär- und Sekundärcontainments dienen, sind redundant ausgelegt.
- Die Messgeräte sind auf die Umgebungsbedingungen im Anforderungsfall ausgelegt und selbstüberwachend (Erkennung von Geräteausfall). Ihre Prüfbarkeit mit Testsignalen und radioaktiven Quellen ist gegeben.
- Die Messsysteme werden periodisch geprüft.

6.15.1 Abgabe- und Kreislaufüberwachung

Die Überwachung der Abluft erfolgt sowohl im Kamin beim Austritt in die Umgebung (Kamininstrumentierung) als auch am Ort der potentiellen Freisetzung radioaktiver Stoffe

(Überwachung der Abgasanlage, der Abluft von Reaktorgebäude, Aufbereitungsgebäude und Maschinenhaus sowie der Wäscherei- und Zentrifugen-Räume).

Mit der Kamininstrumentierung wird die Abluft bezüglich Edelgas-, Jod-, Aerosol- und Grobpartikel-Radioaktivität überwacht. Als Folge der unkontrollierten Abgabe von Pulverharzen im Jahre 1986 (Kap. 4.3.6 und 4.6.3) wurde das Abluftüberwachungssystem so umgerüstet, dass nun gemäss den Forderungen der HSK möglichst repräsentative Luftproben erfasst (isokinetische Probenahme am Kaminausgang) und Verluste des Probegutes auf dem Weg zur Messstelle gering gehalten werden. Die Probenahme erfolgt nun neu über zwei unabhängige Entnahmesysteme mit den zugehörigen Messsträngen. In beiden Strängen werden Aerosole und Grobpartikel kontinuierlich gemessen. Ausserdem werden auf Filtern Aerosole, Grobpartikel und Jod zur Auswertung im Labor gesammelt. In einem der beiden Messstränge sind zusätzlich zwei Edelgasmonitore und ein Jodmonitor zur kontinuierlichen Messung vorhanden; demselben Strang werden periodisch Gasproben zur Auswertung im Labor entnommen. Mit Kalibriermessungen wurde nachgewiesen, dass die Forderungen der HSK erfüllt sind.

Im Abluftsystem werden zusätzlich die Abluftfilter von Reaktor- und Aufbereitungsgebäude sowie des Maschinenhauses (Kap. 6.14.5.1) mit 5 Geiger-Müller-Zählern auf die Beladung mit Gamma-Strahlern überwacht.

Die Aktivitätsüberwachung des Abgassystems (Kap. 6.14.4) erfolgt kontinuierlich mit zwei redundanten Ionisationskammern vor der grossen Abklingstrecke. Beim Überschreiten vorgegebener Dosisleistungsgrenzwerte erfolgt die Isolation des Abgassystems automatisch mit einer Zeitverzögerung von 2 Stunden. Dieser Wert wurde so gewählt, dass genügend Zeit zur Einleitung von Gegenmassnahmen zur Verfügung steht und dass die Grenzwerte für die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Atmosphäre eingehalten werden. Der aktuelle Dosisleistungsgrenzwert für die Isolation hängt davon ab, ob die Aktivkohleanlage in Betrieb ist oder nicht, und wird automatisch eingestellt. Die Folge der Isolation ist ein Vakuumverlust in den Kondensatoren, der zu einer Reaktorschnellabschaltung führt.

Die Abluft des Reaktorgebäudes wird kontinuierlich bezüglich ihrer Gammaaktivität mit zwei Messkanälen überwacht, damit die Aktivitätsabgabe an die Umgebung, z. B. bei einem Brennelement-Handhabungsunfall, vermindert werden kann. Bei Grenzwertüberschreitung eines der beiden Messkanäle wird die Ventilation des Reaktorgebäudes abgeschaltet, die Zu- und Abluft isoliert und das Notabluftsystem (SGTS) in Betrieb genommen. Hohe Edelgaskonzentrationen in der Abluft, wie sie aufgrund der Erkenntnisse aus dem Unfall von Three Mile Island möglich sein können, werden durch Ionisationskammern mit erweiterten Messbereichen an der Notabluftleitung und im Kamin kontinuierlich erfasst.

Die Aktivitätsüberwachung des Abwassers erfolgt sowohl vor der Abgabe - aufgrund der Laboranalyse von Proben aus den Prüfbehältern der Abwasser-, der Gebäude-Entwässerungs- bzw. der

Waschwasserstrasse - als auch kontinuierlich während der chargenweisen Abgabe an die Aare. Zeigt die Laboranalyse zu hohe Aktivitätswerte, darf der Abwassertank nicht in die Aare ausgepumpt werden. Signalisiert die kontinuierliche Messung während des Auspumpens eine zu hohe Aktivität, wird die Abgabe automatisch unterbrochen. In beiden Fällen wird das Abwasser nochmals gereinigt.

Die **Kühlwassersysteme** (Hilfskühlwasser, Zwischenkühlwasser und SUSAN-Kühlwasser), in die bei Leckagen radioaktive Stoffe übertreten können, werden kontinuierlich überwacht. Bei Grenzwertüberschreitungen, die im Kommandoraum signalisiert werden, müssen durch Handeingriff geeignete Massnahmen getroffen werden, um eine weitere Kontamination der Systeme und die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt zu verhindern.

Das Hauptkühlwasser wird nicht radiologisch überwacht, da im Kondensator bei Leistungsbetrieb ständig Unterdruck herrscht, so dass auch bei Rohrleckagen keine radioaktiven Stoffe ins Aarewasser gelangen können. Bei Verlust des Kondensatorvakuums stellen automatische Schutzmassnahmen (Turbinschnellschluss und Frischdampfisolation) sicher, dass die Dampfeinspeisung in den Kondensator unterbrochen wird (Kap. 3.1).

Mit der **Aktivitätsüberwachung der Entwässerungen des Reaktorgebäudes** kann verhindert werden, dass unzulässig kontaminiertes Wasser aus dem Primär- oder Sekundärcontainment in die Abwassersammelbehälter im Aufbereitungsgebäude gelangt. Bei Grenzwertüberschreitung erfolgt automatisch eine Pumpenabschaltung und das Schliessen der Abgaventile. Diese Überwachung wurde 1982 als Folge des Unfalles von Three Mile Island nachgerüstet.

Die **Aktivitätsüberwachung der Frischdampfleitungen** ist Teil des Reaktorschutz- und Containmentisolationssystems. Mit 4 Messkanälen wird im Dampftunnel mit je einer Ionisationskammer kontinuierlich die Gammastrahlung der im Frischdampf mitgeführten Aktivität gemessen. Damit können indirekt schwere Brennstabschäden festgestellt werden. Bei Grenzwertüberschreitungen wird automatisch, nach der "1 von 2, zweimal"-Logik, eine Reaktorschnellabschaltung und eine Isolation der Frischdampfleitungen ausgelöst.

6.15.2 Raumüberwachung und Messgeräte für den operationellen Strahlenschutz

Die radiologische Überwachung der Räume und gegebenenfalls die Alarmierung des Personals bei erhöhter Strahlung werden durch Ortsdosisleistungsmessgeräte, Aerosolaktivitätsmonitore der Raumluftüberwachung, Kontaminationsmonitore an den Zonengrenzen und Dosisleistungsmessgeräte an den Ausgängen des KKW-Areals ermöglicht. Zusätzlich zu diesen fest installierten Geräten werden für den operationellen Strahlenschutz tragbare Geräte zur Bestimmung der Gamma- und Neutronendosisleistung sowie der Oberflächen- und Luftkontamination eingesetzt. Zudem werden Proben genommen, die im Labor zur Bestimmung der nuklidspezifischen Aktivität ausgemessen werden.

Die **Ortsdosisleistungsüberwachung** in Gebäuden besteht aus 26 fest installierten Geiger-Müller-Zählern mit Anzeige, Registrierung und Alarmierung im Kommandoraum. Einzelne Messstellen sind auch mit Anzeigen vor Ort und akustischem bzw. optischem Alarm ausgerüstet. Die Messbereiche, die 4 Dekaden abdecken, sind der am entsprechenden Aufstellungsort zu erwartenden Dosisleistung angepasst. An Stellen, wo sich das Personal während längerer Zeit für Wartungs- und Revisionsarbeiten befinden kann, werden temporär Strahlenpegelwächter mit Anzeigen vor Ort und akustischem bzw. optischem Alarm installiert.

Bei Störfällen und schweren Unfällen kann die im Drywell freigesetzte Radioaktivität mittels zweier Hochdosis-Ionisationskammern innerhalb und ausserhalb des Drywells abgeschätzt werden. Diese Ionisationskammern sowie die gesamte Verkabelung sind für Nachunfallsituationen im Primärcontainment ausgelegt. Die Messwerte werden zur Bildung von Alarmen für das rasche Alarmsystem der Bevölkerung RABE (Kap. 11.1) benützt.

Für die **Raumluftüberwachung** sind 8 fest installierte Aerosolaktivitätsmonitore mit Anzeige, Registrierung und Alarmierung im Kommandoraum und vor Ort vorhanden. Damit werden überwacht: Die Ventilationsabluft von Reaktorgebäude, Aufbereitungsgebäude und Maschinenhaus sowie die Raumluft im Filterraum des Aufbereitungsgebäudes, bei den Harz- und Wäschereizentrifugen, im Drywell oder Torus (wahlweise) und im Zwischenlager (während der Handhabung von radioaktiven Abfällen). Bei Unterhaltsarbeiten, bei denen eine Luftkontamination zu erwarten ist, werden zusätzlich Aerosolüberwachungsgeräte mit Anzeigen vor Ort und akustischem oder optischem Alarm eingesetzt. Ausserdem werden Luftaktivitätssammler mit Aerosol- und Aktivkohlefilter verwendet, die im Labor analysiert werden können. Die Probenahmeeinrichtungen der Raumluftüberwachung müssen noch bezüglich repräsentativer Probenahme und Minimierung des Probegutverlusts überprüft und gegebenenfalls verbessert werden, wobei die bei der Verbesserung der Kaminabluftüberwachung (Kap. 6.15.1) gewonnenen Erkenntnisse zu berücksichtigen sind.

Die **Personen-Kontaminationskontrolle** beim Verlassen der kontrollierten Zone wird heute durch fünf Personenmonitore mit Grossflächen-Durchflussszählrohren durchgeführt. Diese Personenmonitore wurden im Auftrag der HSK zusammen mit denjenigen der andern Kernkraftwerke in der Schweiz untersucht. Sie wurden im Juni 1991 im KKM durch modernere Geräte ersetzt, die vor kurzem entwickelt worden sind und mit denen dank verbesserter Messgeometrie eine Personenkontamination genauer bestimmt werden kann.

Die **Überwachung des Kraftwerkareals** wird sichergestellt durch vier Messstellen für Gammastrahlung mit Alarmübertragung in den Kommandoraum, drei Aerosolsammelstellen und mehrere Thermolumineszenz-Dosimeter. Weitere Messstellen für Gammastrahlung mit Alarmübertragung zur Wächterloge befinden sich an den Ausgängen für das Personal und die Fahrzeuge.

Die im Labor vorhandenen Ausrüstungen ermöglichen die notwendigen **radioanalytischen Messungen**. Schwerpunkt bildet dabei die Identifikation der Nuklide durch Gammaskpektrometrie bzw. durch gezielte Beta-Messungen. Um bei der Bestimmung der Radioaktivität in Umweltproben die heutigen erhöhten Ansprüche an die Nachweisgrenzen besser zu erfüllen, wird Ende 1991 ein geeigneter Messplatz mit geringerem Strahlenuntergrund für die "Low-level"-Gammaskpektrometrie eingerichtet.

Die **tragbaren Messgeräte für den operationellen Strahlenschutz** sind im Laufe der Jahre dem Bedarf und den Anforderungen in der Anlage angepasst und erneuert worden. Die erforderliche Messgenauigkeit wird durch die jährlich durchgeführte Kalibrierung durch eine anerkannte Kalibrierstelle gewährleistet.

6.15.3 Personendosimetrie

Nach Art. 39 der SSVO werden beruflich strahlenexponierte Personen einer dosimetrischen Ueberwachung unterstellt. Diese besteht in der Ermittlung der akkumulierten Dosis, also der Summe aller Äquivalentdosen als Folge äusserer und innerer Bestrahlung. Die Erfahrung zeigt, dass die äussere Bestrahlung des Personals den Hauptbeitrag zur Dosis der einzelnen Personen und damit auch zur Kollektivdosis liefert. Inkorporationen von mehr als 2 % des höchstzulässigen Jahresgrenzwertes für das betreffende Nuklid treten in den Kernkraftwerken nur selten auf⁷.

Die Personendosen durch äussere Bestrahlung werden im KKM mit **zwei verschiedenen Dosimetriesystemen** ermittelt: Mit den sofort ablesbaren Stabdosisimetern (auch Durchsichtsdosimeter genannt) bzw. elektronischen Dosimetern und mit den behördlich anerkannten Thermolumineszenz-Dosimetern. Für die Messung der inneren Bestrahlung stehen ein Messplatz mit Natriumjodid-Detektoren für Ganzkörper und Schilddrüse sowie ein Triagegerät zur schnellen Messung von Inkorporationen zur Verfügung. Im folgenden soll auf die verschiedenen Dosimetriesysteme eingegangen werden.

Stabdosisimetriesystem

Da Stabdosisimeter sofort ablesbar sind, dient dieses Dosimetriesystem der Kontrolle der Dosisbelastung während bzw. unmittelbar nach dem Aufenthalt in der kontrollierten Zone. Damit kann die Einhaltung der gesetzlichen Grenzwerte jederzeit kontrolliert, aber auch die Personendosisüberwachung während der Durchführung von Arbeiten effizient ausgeführt werden. Für spezielle Arbeiten besitzt das KKM auch eine Anzahl elektronischer Dosimeter, die neben der Ablesung der Dosis auch die Einstellung von Alarmen bei Ueberschreiten einer frei wählbaren Dosis bzw. Dosisleistung erlauben. Das Stabdosisimetriesystem wurde im Juni 1991 durch ein modernes elektronisches System ersetzt.

⁷ Dosimetrie der beruflich strahlenexponierten Personen in der Schweiz, Methoden und Resultate, 14. Bericht der Eidgenössischen Kommission für Strahlenschutz, BAG (1989)

Behördlich anerkanntes Dosimetriesystem

Seit der ersten Inbetriebnahme wird die Dosimetrie im KKM in eigener Verantwortung durchgeführt. Im Jahre 1983 wurde die Dosimetriestelle des KKM einer Anerkennungsprozedur unterzogen, bei der alle administrativen und technischen Voraussetzungen für eine offizielle Anerkennung gemäss Dosimetrieverordnung vom 1. November 1981 überprüft wurden. Am 22. Dezember 1983 erhielt das KKM von der HSK die Anerkennungsverfügung für den Betrieb einer Personendosismetriestelle mit Radio-Photolumineszenz-Dosimetern (RPL), auch Glasdosimeter genannt. Im Jahre 1988 stellte das KKM den Antrag, das bisherige System durch ein Thermolumineszenz-Dosimetriesystem (TLD) ersetzen zu können, das unter anderem den Vorteil der automatischen Auswertung der Dosimeter bietet. Nach einer Ueberprüfung nach Dosimetrieverordnung erhielt das KKM am 1. Juli 1988 von der HSK die behördliche Anerkennung für den Betrieb einer Dosimetriestelle mit TL-Dosimetrie. Eine periodische Qualitätskontrolle der Dosimetrie des KKM ist durch die obligatorische Teilnahme an jährlichen Vergleichsmessungen sichergestellt.

Inkorporationsmessplätze

Bei Inkorporationsverdacht muss das Inventar radioaktiver Stoffe im Körper möglichst umgehend gemessen werden können. Das KKM verfügt daher über eigene Inkorporationsmessenrichtungen. Das Ueberwachungsprogramm sieht vor, dass jeder beruflich strahlenexponierte KKM-Mitarbeiter mindestens einmal pro Jahr sowie bei besonderem Anlass auf Inkorporationen radioaktiver Stoffe untersucht wird. Auch beim beruflich strahlenexponierten Fremdpersonal wird gegen Ende der Arbeiten in der kontrollierten Zone sowie bei besonderem Anlass eine Inkorporationsmessung ausgeführt.

Als Triage-Gerät für eine Ja/Nein-Aussage ist beim Eingang zur kontrollierten Zone ein Gerät zur schnellen Inkorporationsmessung installiert. Falls ein Befund vorliegt, wird in einem Untergeschoss des Betriebsgebäudes eine Messung mit dem nuklidspezifisch messenden Ganzkörperzähler durchgeführt. Damit können Körperaktivitäten von weniger als 10 % des ICRP-"Investigation Level", entsprechend 2,5 mSv, nachgewiesen werden.

6.15.4 Umgebungsüberwachung

Die Ueberwachung der Strahlung und Radioaktivität in der Umgebung eines KKW dient dem Schutz der Bevölkerung und bezweckt, die Einhaltung folgender Grenzwerte nachzuweisen:

- Immissionsrichtwerte gemäss SSVO Art. 107
- Dosiskontingent für KKW gemäss Richtlinie R-11 und daraus abgeleitet
- Abgabegrenzwerte gemäss Betriebsbewilligung

Die Ueberwachung stützt sich einerseits auf Emissionsmessungen (Kap. 6.15.1) zusammen mit Schadstoffausbreitungsrechnungen auf Basis der Meteomessungen (2.5) und andererseits auf Immissionsmessungen.

Die Immissionsmessungen des Betreibers und der Behörde erfolgen gemäss dem Umgebungsüberwachungsprogramm des KKM⁸, das Messungen der Radioaktivität über folgende Belastungspfade beinhaltet:

- Direktstrahlung
- Luft
- Boden und Bewuchs inklusive Ernährungskette auf dem Land
- Gewässer und Grundwasser inklusive Ernährungskette Wasser

Bei der Auswahl und Festlegung der zu überwachenden Medien, der Orte, der Messhäufigkeit, der Verfahren zur Erhebung von Proben und Messungen sowie der zu erreichenden Messempfindlichkeit sind folgende Kriterien berücksichtigt worden:

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

Die Strahlung aus der Luft durch radioaktive Edelgase und vom Boden infolge Ablagerung von radioaktiven Stoffen wird durch Dosismessungen mit Thermolumineszenz-Dosimetern (an 27 Stellen) und durch kontinuierliche Gammadosisleistungsmessungen (an 4 Stellen) erfasst. Die Aerosolaktivitäten in der Luft werden durch die Sammlung entsprechender Proben auf Filtern und Vaselineplatten und im Niederschlag überwacht (insgesamt an 13 Stellen). Daneben werden periodisch an ausgewählten Orten gammaspektrometrische Messungen durchgeführt sowie Erdboden-, Gras-, Milch- und Getreideproben eingesammelt und ausgewertet. Ueber das Abwasser in die Umwelt gelangende radioaktive Stoffe werden durch Untersuchungen von Fluss- und Grundwasser, Wasserpflanzen, Schwebestoffen, Sedimenten und Fischen überwacht.

Die erhobenen Messwerte sind in den jährlichen Berichten der KUeR publiziert. Zu den radioaktiven Auswirkungen auf die Umgebung des KKM wird in Kap. 7.1.6 Stellung genommen.

⁸ Reglement über die Abgabe Radioaktiver Stoffe aus dem Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) und über die Umgebungsüberwachung, Anhang 1, KSA/KUeR/HSK, Bericht KSA 11/57 (1981)

6.15.5 Zusammenfassende Bewertung

Die Strahlenschutzinstrumentierung gewährleistet, dass die radiologischen Verhältnisse in der Anlage überwacht und geeignete Massnahmen zum Schutze des Personals und der Umgebung ergriffen werden. Die Instrumente sind im Laufe der Jahre den betrieblichen Anforderungen und dem aktuellen Stand der Technik angepasst worden. Im einzelnen kann die Strahlenschutzmesstechnik wie folgt bewertet werden:

- Die Erfahrungen bei den periodisch durchgeführten Prüfungen der Messgeräte der Abgaben- und Kreislaufüberwachung zeigen deren anforderungsgemässe Funktionstüchtigkeit. Die neu installierte Abluftüberwachung im Kamin entspricht den heutigen Anforderungen der HSK, die bezüglich der Erfassung von groben Partikeln in der Abluft über das international übliche Mass hinausgehen. Im übrigen entsprechen der Umfang der Instrumentierung, die verwendeten Geräte sowie die Konzepte der einzelnen Messsysteme im wesentlichen dem heutigen Stand der Technik.
- Die Messgeräte für die Raumüberwachung und den operationellen Strahlenschutz erfüllen ihre Aufgabe im allgemeinen vorschriftsgemäss. Noch zu überprüfen sind die Probenahmeeinrichtungen der Raumluftüberwachung. Die Personenkontaminationsmonitore wurden im Juni 1991 durch modernere Geräte ersetzt.
- Die vorhandenen Personen-Dosimetriesysteme gewährleisten eine ausreichende Personenüberwachung. Das Stabdosismetriesystem wurde im Juni 1991 durch ein moderneres elektronisches System ersetzt, wodurch die Dosiserfassung und der Personenschutz während Arbeiten in der Anlage verbessert werden. Das Thermolumineszenz-Dosimetriesystem und die Inkorporationsüberwachung entsprechen dem heutigen Stand der Technik und werden in kompetenter Weise betrieben.
- Das Umgebungs-Ueberwachungsprogramm entspricht den behördlichen Forderungen.

6.16 ORGANISATORISCHE STRAHLENSCHUTZMASSNAHMEN

In der Strahlenschutzzone einer Kernanlage, welche das gesamte umzäunte Areal umfasst, sind gemäss der HSK-Richtlinie R-07 (Juli 1977) zur Vermeidung von Kontamination und Inkorporationen radioaktiver Stoffe organisatorische Strahlenschutzmassnahmen zu beachten. Diese betreffen u. a. den Zugang zu den kontrollierten Zonen (Garderoben) und die Schutzkleidung, die dem Gefährdungspotential der zu betretenden Zonengebiete entsprechen muss.

Bereits nach den ersten Betriebsjahren ergaben sich im KKM Platzprobleme in der Garderobe, insbesondere während der geplanten Revisionsphasen mit viel Personal in der kontrollierten Zone. Die Garderobe wurde daher vor dem Sommerstillstand 1976 stark vergrössert und umgebaut. Durch die Unterteilung in einen aktiven und in einen inaktiven Teil entspricht die KKM-Garderobe seither dem von der HSK geforderten Konzept. Am Ausgang wurde eine Kontaminationsvor- resp. Kontaminationsendkontrolle des Personals mit zwei resp. drei parallel aufgestellten Personenkontaminationsmonitoren mit Drehkreuz in Betrieb genommen. Im Jahre 1989 wurde das Raumangebot in der aktiven Garderobe nochmals verdoppelt. Dadurch wurden die Platzverhältnisse weiter verbessert.

Die Strahlenschutz-Materialbestände wurden stets dem steigenden Bedarf angepasst. Damit wird sichergestellt, dass immer genügend Zonenunterwäsche, Overalls, Zonenschuhe sowie Schutzmaterial wie Atemschutzmasken usw. verfügbar sind.

Die HSK sieht keinen Anlass für zusätzliche Änderungen bei der Garderobe der kontrollierten Zone. Die Zweckmässigkeit der Einrichtungen wurde in der Praxis bestätigt. Die Tenuevorschriften entsprechen der HSK-Richtlinie R-07 und können auch mit viel Personal in der Anlage eingehalten werden.

6.17 HEBEZEUGE

Hebezeuge mit einer gewissen Bedeutung für die nukleare Sicherheit werden von der HSK überwacht. Dazu zählen im KKM vor allem der Reaktorgebäude-Rundlaufkran und die Brennelement-Wechselmaschine. Der Zustand der Krananlagen im KKM wird durch jährliche Inspektions- und Wartungsarbeiten an den mechanischen und elektrischen Kranteilen überprüft.

Der Reaktorgebäude-Rundlaufkran ist gemäss Richtlinie R-06 in die Sicherheitsklasse 3 und die Erdbebenklasse I eingeteilt. Er hat einen Haupthub mit einer Tragkraft von 80 t und einen Hilfshub mit einer Tragkraft von 8 t. Der Kran wurde nach den zum Zeitpunkt der Bestellung gültigen Bauvorschriften (Kap. 5.2.8) konstruiert und hergestellt sowie auf das damalige Erdbeben berechnet. Eine nachträgliche Erdbebenberechnung mit modernen Methoden hat seine Erdbebenfestigkeit bei einem Sicherheitserdbeben (SSE) nachgewiesen. Da der Kran nur während weniger Tage im Jahr in Betrieb ist, wurde bei dieser Erdbebenberechnung keine angehängte Last berücksichtigt. Erleichterungsmassnahmen sind beim Kranhaken, beim Krangetriebe, bei der Kupplung zwischen Motor und Getriebe sowie bei den Kranbremsen vorgesehen und sollen bis zum Frühjahr 1992 realisiert werden. Damit wird der Reaktorgebäude-Rundlaufkran wesentliche Anforderungen der heute gültigen Vorschriften (KTA-Regel 3902) erfüllen. Ein Antrag für die Verwendung eines schwereren Transportbehälters für abgebrannte Brennelemente mit einem Bruttogewicht von 79 t statt wie bisher 36 t wurde von KKM gestellt und wird von der HSK überprüft.

Die Brennelement-Wechselmaschine ist gemäss Richtlinie R-06 in die Sicherheitsklasse 4 und die Erdbebenklasse II eingeteilt. Sie wurde nach bei der Bestellung gültigen Normen und Bauvorschriften konstruiert und hergestellt. Damit sind die heute für Brennelement-Wechselmaschinen gültigen Vorschriften in der KTA-Regel 3902 nicht abgedeckt; vor allem ist kein doppelter Seilzug vorhanden. Die BE-Wechselmaschine wird jährlich vor dem BE-Wechsel überprüft. Nebst den mechanischen Kontrollen (Teleskopmast, Hubseile, Bremsen der verschiedenen Hubwerke, Lastzellen, Greifer usw.) werden auch die elektrischen Einrichtungen (Steuerungen, Endschalter, Schalter usw.) kontrolliert. Gemäss den vorhandenen Betriebsvorschriften müssen die Operateure die BE-Bewegungen unterbrechen, falls die Funktionssicherheit der BE-Wechselmaschine nicht einwandfrei ist. Deshalb kann die BE-Wechselmaschine nach Ansicht der HSK weiterhin im gegenwärtigen Zustand benutzt werden.

7. BETRIEB UND ALTERUNG

7.1 NORMALBETRIEB UND BETRIEBSSTÖRUNGEN

7.1.1 Normalbetrieb

Gemäss Definitionen in der Richtlinie R-100 umfasst der Normalbetrieb alle Zustände, welche in Uebereinstimmung mit den Betriebsvorschriften und Auslegungsgrundlagen der Anlage stehen. Dazu gehört beispielsweise das Anfahren des Reaktors, der Leistungsbetrieb, das Abfahren und der Brennelementwechsel. Weiterhin gehören dazu Prüfungen und Reparaturen an Komponenten der Anlage sowohl während des Leistungsbetriebs als auch im Stillstand. Auch Inbetriebnahmeversuche gehören zum Normalbetrieb.

Während des Brennelementwechsels und beim An- oder Abfahren sind gewisse Sicherheitseinrichtungen unwirksam oder müssen ausser Betrieb genommen werden. So sind z. B. beim Brennelementwechsel der Reaktordruckbehälter und das Primärcontainment offen, und lediglich das Sekundärcontainment mit dem Notabluftsystem wirkt als Barriere gegen einen möglichen Austritt radioaktiver Stoffe bei einem Brennelement-Handhabungsunfall.

7.1.2 Einmalige und wiederholte Prüfungen

Bei der ersten Inbetriebnahme und bei einer allfälligen Leistungserhöhung werden spezielle Inbetriebnahmeversuche durchgeführt. Um das auslegungsgemässe Verhalten des Reaktorsystems und der Sicherheitssysteme zu prüfen, werden dabei bewusst Störungen ausgelöst. Ein Beispiel ist die gleichzeitige Abschaltung aller Speisewasserpumpen bei Leistungsbetrieb. Solche Versuche werden nur nach schriftlichen Programmen und mit besonderen Vorsichtsmassnahmen durchgeführt. Dazu gehören die erhöhte Personalbesetzung des Kommandoraumes und anderer wichtiger Stellen in der Anlage sowie die Bereitschaft für schnelle Handeingriffe, auf die man sich bei einer unerwarteten Störung abstützen könnte. Solche Tests können eine zeitweilige Verringerung der Sicherheit bedeuten und eine zusätzliche Beanspruchung der Anlage bedingen, weshalb sie in der Regel nur selten durchgeführt werden. Noch schwerere Störungen, z. B. ein Kühlmittelverlust, werden in der Anlage nur simuliert, indem den Messinstrumenten der Sicherheitssysteme entsprechende Signale vorgegeben werden, um deren korrektes Verhalten zu prüfen.

Während des Leistungsbetriebs werden auch regelmässig Prüfungen durchgeführt, um die Zuverlässigkeit der Sicherheitseinrichtungen sicherzustellen. Da aber jede Prüfung eine zusätzliche Beanspruchung und eine mögliche Störungsursache bedeutet, kann sie die Verfügbarkeit des zu prüfenden Systems reduzieren. Deshalb ist das Prüfprogramm so festzulegen, dass sich aus der Prüfung insge-

samt ein Sicherheitsgewinn ergibt. Es ist somit Sache der Aufsichtsbehörde, die entsprechenden Vorschläge des Betreibers bezüglich des Prüfumfangs, der Prüfhäufigkeit und der zulässigen Reparaturzeiten zu genehmigen oder andere Werte festzulegen.

7.1.3 Leistungsbetrieb und seine Ueberwachung

Der stationäre Leistungsbetrieb ist dadurch gekennzeichnet, dass die Wärmeerzeugung im Kern und die Wärmeabgabe an die Turbogruppen und die Kondensatoren im Gleichgewicht stehen. Folgende Hauptregelsysteme haben die Aufgabe, dieses Gleichgewicht bei kleinen und auch bei grösseren Störungen aufrechtzuerhalten (siehe auch Kap. 6.11):

- Reaktor-Druckregelung (Stellglied: Turbinenregelventile bzw. Bypassventile)
- Reaktor-Niveauregelung (Stellglied: Speisewasserpumpen-Drehzahl resp. Speisewasser-Regelventile)

Diese Regelungen sind von primärer Bedeutung für den stabilen Betrieb der Anlage. Eine Zunahme des Drucks bewirkt über die Kompression der Dampfblasen eine Reaktivitäts- und Leistungserhöhung, d. h. es besteht eine positive Rückkoppelung. Für eine stabile Leistungserzeugung ist die Einhaltung eines konstanten Drucks deshalb eine notwendige Voraussetzung. Grössere Abweichungen des Wasserniveaus im Reaktordruckbehälter nach oben wirken sich infolge von Tropfenmistriss zunächst auf die Qualität des Dampfes aus und gefährden die Dampfturbine. Massive Niveauänderungen nach oben würden zudem die Integrität der Frischdampfleitungen infolge von Wassersschlägen gefährden. Zu grosse Niveauänderungen nach unten gefährden die Kernüberdeckung mit Wasser.

Änderungen der Reaktorleistung werden von Hand gesteuert, indem die Reaktivität entweder durch Variation der Umwälzmenge oder Verstellen der Steuerstäbe verändert wird.

Die zwei Turbinenkondensatoren dienen im Normalbetrieb als Hauptwärmesenken. Ihre Funktionsfähigkeit hängt von der Funktion der Hauptkühlwasserpumpen, der Kondensatpumpen und der Dampfstrahlsauger ab. Störungen an diesen Systemen führen sehr rasch zum Vakuumverlust im betreffenden Kondensator und damit zum Teilausfall der Wärmesenke und zur Isolation der betreffenden Frischdampfleitungen. Ein einzelner Kondensator genügt zum Abführen der gesamten Nachwärme. Beim Ausfall beider Kondensatoren werden die Frischdampfleitungen isoliert, und der Dampf muss in den Torus abgeblasen und dort kondensiert werden. Das Abgassystem, in welchem die Gase des Kondensators behandelt (z. B. rekombiniert bzw. verzögert) werden, ist vor allem bei Siedewasserreaktoren für den Leistungsbetrieb notwendig.

Die Kernkühlung erfolgt im Normalbetrieb mit dem Speisewasser. Bei Ausfall einer Speisewasserpumpe erfolgt eine automatische Zuschaltung der Reservepumpe, damit eine Reaktorabschaltung

vermieden wird. Selbst wenn die Reservepumpe nicht startet, wird durch automatische Drosselung der Umwälzmenge (Runback) ein SCRAM vermieden.

Störungen am Turbogeneratorsystem führen auslegungsgemäss nicht zur Reaktorabschaltung. Der überschüssige Dampf wird über den Turbinenbypass in den Kondensator geleitet. Die Reaktorleistung wird mittels Umwälzpumpen-Runback und Einwurf einzelner Steuerstäbe (Select Rod Insertion, SRI) reduziert. Die Auslegung mit zwei Turbogruppen und die erwähnten Massnahmen sind mit ein Grund für die vergleichsweise niedrige Anzahl von ungeplanten Reaktorabschaltungen im KKM.

Die für die Sicherheit wichtigsten Hauptprozessgrössen des **Reaktorkühlsystems**

- Reaktorleistung
- Reaktordruck
- Wasserniveau im Reaktordruckbehälter ("Reaktor-Niveau")

werden vom Reaktorschutzsystem überwacht; bei Ueberschreitung der Betriebsgrenzen erfolgt eine automatische Reaktorabschaltung.

Im Gegensatz dazu werden die Betriebsgrenzen des **Reaktorkerns** durch andere Systeme überwacht. Die zwei Hauptüberwachungsgrössen, das kritische Leistungsverhältnis (CPR) und die lineare Stabileistung (LHGR), können nicht direkt gemessen werden, sondern werden periodisch durch den Kernüberwachungsrechner aufgrund gemessener Prozessgrössen berechnet. Bei Leistungsänderungen oder Steuerstabbewegungen müssen solche Berechnungen öfters durchgeführt werden als während des Betriebs mit konstanter Last. Das genaue Vorgehen ist in den Betriebsvorschriften geregelt. Die Erfahrung hat gezeigt, dass mit diesem Verfahren die Einhaltung der Betriebsgrenzen sichergestellt werden kann. Durch diese Ueberwachung des Reaktorkerns können Brennstabschäden infolge lokaler Ueberhitzung vermieden werden.

Durch das Zusammenwirken des Reaktorschutzsystems und Einhaltung der Betriebsgrenzen im Reaktorkern wird sichergestellt, dass auch bei schnellen Transienten keine **Sicherheitsgrenze** im Reaktorkern verletzt wird. Betriebsstörungen haben somit auslegungsgemäss keinen Schaden zur Folge, mit Ausnahme der Alterung vor allem mechanischer Komponenten (Kap. 7.2).

7.1.4 Belastungen bei Normalbetrieb und Betriebsstörungen

Viele Belastungen sind rein zeitabhängig wie z. B. die Versprödung infolge Temperatur sowie Neutronen- oder γ -Strahlung. Andere hängen mit dem Betriebsablauf zusammen: An- und Abfahren der Anlage, Reaktorabschaltungen, Leistungsänderungen usw. Viele Belastungen lassen sich bis zu einem gewissen Grad beeinflussen. Davon wird Gebrauch gemacht, falls irgend eine Komponente sich bezüglich Alterung als kritisch erweist. Beispiele sind:

- Die Neutronenbestrahlung des Reaktordruckbehälters kann durch eine besondere Kernanordnung reduziert werden.
- Die Ermüdung des Reaktorbehälters kann durch schonende Fahrweise verringert werden.
- Umgebungstemperaturen für elektrische Ausrüstungen können durch bessere Kühlung verringert werden.
- Bauten können durch Anstriche und thermische Isolierung gegen Umwelteinflüsse geschützt werden.
- Chemische Materialschädigung (Korrosion) kann durch eine günstige Wasserchemie vermieden werden.
- Mechanischer Materialabtrag (Erosionskorrosion) kann entweder durch Verringerung der Strömungsgeschwindigkeit oder durch Einsatz eines beständigeren Materials verringert werden.

7.1.5 Radiologische Auswirkungen des Normalbetriebes auf das Betriebspersonal

Die Betriebserfahrungen mit der Kontamination des Reaktorkühlkreislafs und der daraus resultierenden Strahlenbelastung des Personals zeigen, dass diese radiologischen Verhältnisse kein unlösbares Problem für den weiteren Betrieb der Anlage darstellen (Kap. 4.6.1 und 4.6.2). Sie erschweren aber die nötigen Kontroll-, Unterhalts- und Reparaturarbeiten. Diese Problematik wird durch die geplante Erhöhung der Reaktorleistung um 10 % noch verschärft (Kap. 14.3).

Sowohl die Höhe des Strahlenpegels in der Anlage als auch die vor kurzem erfolgte Neubewertung des radiologischen Risikos, die u.a. zu einer Herabsetzung des Individual-Dosisgrenzwertes führen wird, bedingen Massnahmen zur Reduktion der Dosisleistung und der Personendosen.

Massnahmen chemischer Art und die Wahl besser geeigneter Materialien sind in Kap. 6.14.1 beschrieben. Das Einstellen eines optimalen Ni/Fe-Verhältnisses, das Einspeisen von Zink ins Speisewasser und der Ersatz von Ausrüstungsteilen aus Stellite im Reaktorkühlkreislauf gehören heute zu den Massnahmen, die in einigen Kernkraftwerken bereits mit Erfolg angewandt wurden. KKM hat anfangs 1991 mit der Einstellung eines optimalen Ni/Fe-Verhältnisses begonnen. Der Ersatz der Führungsrollen der Steuerstäbe aus Stellite und eine Dekontamination der Umwälzschleifen werden geprüft.

Massnahmen technischer Art wie z. B. eine verbesserte Abschirmung strahlender Komponenten im Stillstand wurden 1990 mit Erfolg angewandt und sollen weiter verfeinert werden.

Im Juni 1991 wurde in der kontrollierten Zone ein elektronisches Personendosismetriesystem in Betrieb genommen. Mit diesem System, das u. a. eine ständig ablesbare Dosisleistungsanzeige besitzt, werden signifikante Dosisersparungen erwartet, falls es auch als Hilfsmittel für eine intensive Strahlenschutzplanung der Arbeiten in den kontrollierten Zonen benutzt wird.

Eine weitere Massnahme zur Reduktion der Personendosen ist der Einsatz von fernbedienbaren Werkzeugen, Maschinen, Robotern usw. zur Erledigung von Arbeiten in hohen Strahlenfeldern. Diese Massnahme wird im KKM bereits angewandt, ist aber noch ausbaufähig.

Die HSK ist der Meinung, dass zufriedenstellende radiologische Verhältnisse in der Anlage und tiefere Personendosen nur erreicht werden können, wenn ein Grossteil der erwähnten Massnahmen gleichzeitig ergriffen wird. Dies ist notwendig, um die Strahlenbelastung des Personals auch bei einer Leistungserhöhung im Einklang mit den neuen Dosisgrenzwerten tief zu halten.

7.1.6 Radiologische Auswirkungen des Normalbetriebes auf die Umgebung

Gemäss Richtlinie R-11 werden Abgabegrenzen sowohl für den Zeitraum eines Jahres als auch für kürzere Perioden (Tag, Woche) festgelegt. Die Kurzzeitabgabegrenzen berücksichtigen, dass die bodennahen Konzentrationen radioaktiver Stoffe, bedingt durch eine bestimmte ungünstige Wetterlage, bedeutend grösser sein können als die Konzentrationen, die mit dem über das ganze Jahr gemittelten Ausbreitungsfaktor berechnet werden.

Die Grenzwerte für die Abgaben von radioaktiven Gasen, Jod, Aerosolen und Flüssigkeiten sind so festgelegt, dass auch bei ihrer gleichzeitigen Ausschöpfung das Schutzziel von 0,2 mSv/Jahr für Personen der Bevölkerung (Kap. 5.3.2.2) eingehalten wird. Zur Festlegung dieser Grenzwerte werden Rechenmodelle mit soweit wie möglich realistischen, andernfalls konservativen Annahmen verwendet. Bei der Berechnung der Dosis wird angenommen, dass eine Einzelperson der Bevölkerung am Ort wohnt, an dem die grösste Aktivitätskonzentration in der Luft und die grösste Aktivitätsablagerung auf dem Boden zu erwarten sind, und dass sie sich zudem nur mit lokal produzierten Nahrungsmitteln ernährt (kritischer Ort). Ausserdem wird angenommen, dass diese Person ihr Trinkwasser dem Fluss unterhalb der Anlage entnimmt. Folgende Belastungspfade werden bei der Dosisberechnung berücksichtigt:

- Direkte Bestrahlung durch radioaktive Edelgase in der Luft
- Inhalation und Ingestion von radioaktivem Jod über den Milchpfad
- Externe und interne Bestrahlung durch radioaktive Aerosole mit Halbwertszeit grösser 8 Tage über folgende Pfade:
 - Direkte Bestrahlung aus der Luft
 - Inhalation
 - Direkte Bestrahlung durch auf dem Boden abgelagerte radioaktive Aerosole
 - Verzehr von pflanzlichen Produkten, Milch und Fleisch

Bei den zwei letztgenannten Pfaden werden Beiträge berücksichtigt, welche die bis zum angenommenen 50. Betriebsjahr abgelagerte Aktivität verursachen würde. Diese Annahme ist konservativ.

- Konsum von Trinkwasser und Fisch aus der Aare direkt unterhalb des KKM

Die Verdünnung der radioaktiven Substanzen in der Atmosphäre wurde mit dem Gauss'schen Schadstoffausbreitungsmodell berechnet. Die dabei verwendeten Langzeit- und Kurzeitausbreitungsfaktoren berücksichtigen die Topographie und die meteorologischen Verhältnisse am Standort Mühleberg.

In Tab. 7-1 sind die von der HSK vorgeschlagenen Jahres- und Kurzzeitabgabelimits zusammengestellt (Auflage). In dieser Tabelle ist der heute gültige Jahresgrenzwert für die Edelgasabgabe von $1,1 \cdot 10^{16}$ Bq auf $2,0 \cdot 10^{15}$ Bq reduziert. Diese Reduktion stützt sich auf die Richtlinie R-11, wonach die Abgabelimits dem Stand der Technik entsprechen müssen.

In Tab. 7-1 sind auch die Dosen für Erwachsene und Kleinkinder am kritischen Ort zusammengestellt, die sich bei Ausschöpfung der Abgabelimits ergaben. Bei den durchgeführten Dosisberechnungen wurden radioaktive Stoffe, für welche keine Abgabelimits festgelegt oder die durch betriebliche Massnahmen kaum zu beeinflussen sind, nicht berücksichtigt. Als Beispiele seien genannt: andere Jodisotope als I-131, kurzlebige Aerosole, C-14 und Tritium in der Abluft. Auch unter konservativen Annahmen ist sowohl für Erwachsene als auch für Kleinkinder der Dosisbeitrag dieser radioaktiven Stoffe kleiner als die in Tab. 7-1 angegebene totale Jahresdosis. Somit wird auch bei Ausschöpfung der Abgabelimits aller Belastungspfade der zulässige Jahresdosisgrenzwert von 0,2 mSv nicht erreicht.

Die Betriebserfahrung über die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umgebung zeigt, dass die Jahresabgabegrenzwerte immer eingehalten wurden und die jährlichen Abgaben im allgemeinen deutlich unterhalb von 10 % der zulässigen Werte lagen (Kap. 4.6.3).

In diesem Zusammenhang ist die Betriebsstörung zu erwähnen, die 1986 zu einer unkontrollierten Abgabe von radioaktiven Pulverharze führte (Kap. 4.3.6). Die Auswirkungen auf die Umgebung sind im KUEr-Bericht 1985/1986 ausführlich dargelegt. Die gesamte Abgabe betrug ca. 60 % der Jahresabgabelimits für Aerosole. Ob dabei der Kurzzeitabgabegrenzwert überschritten wurde, konnte wegen des Versagens der Aerosolmessung nicht festgestellt werden, da der Zeitraum, während dem die Abgaben erfolgten, im nachhinein nicht näher bestimmt werden konnte. Die Dosis am kritischen Ort wurde für das Jahr 1986 zu 0,1 mSv abgeschätzt. Dabei konnte der interne Dosisbeitrag durch eine Ganzkörpermessung einer Person bestätigt werden. In den Jahren 1987 resp. 1988 betrug die Dosis 0,07 resp. 0,04 mSv. Somit ist das Schutzziel von 0,2 mSv/Jahr eingehalten worden. Heute beträgt die auf dieses Ereignis zurückzuführende Dosis noch ca. 0,02 mSv/Jahr.

Tab. 7-1: Zusammenstellung der Abgabelimits und der bei Ausschöpfung der Limits resultierenden Personendosen am kritischen Ort

Belastungspfad	JAL (Bq/Jahr)	Dosis (mSv/Jahr)		KAL	Dosis(mSv)*	
		E	K.K.		E	K.K.
A B L U F T Edelgase (bezogen auf $C_a = 3,7 \cdot 10^5$ Bq/m ³)	$2,0 \cdot 10^{15}$	0,002	0,002	$1,9 \cdot 10^{14}$ Bq/Tag	0,006	0,006
Jod-131 (Ganzkörperdosis)	$1,9 \cdot 10^{10}$	0,001	0,004	$3,7 \cdot 10^9$ Bq/Woche	0,003	0,043
Aerosole mit $T_{1/2} > 8$ Tage (γ , β , ohne Jod)	$1,9 \cdot 10^{10}$	0,021	0,019	$1,9 \cdot 10^9$ Bq/Woche	0,023	0,022
A B W A S S E R Abwässer ohne Tritium (bezogen auf $C_w = 3,7 \cdot 10^6$ Bq/m ³) - Trinkwasser - Fischverzehr Tritium im Abwasser - Trinkwasser Maximale Konzentration im Abwasser bei der Abgabe	$3,7 \cdot 10^{11}$					
		0,002	0,002		-	-
		0,056	0,000		-	-
	$1,9 \cdot 10^{13}$	0,000	0,000		-	-
				$10 \cdot C_w$		
Total		0,082	0,027		-	-

JAL = Jahresabgabelimits

KAL = Kurzzeitabgabelimits

E = Erwachsene

K.K. = Kleinkinder

C_a = Richtwert für höchstzulässige Aktivitätskonzentrationen in Luft gem. SSVO (Anhang 7)

C_w = Richtwert für höchstzulässige Aktivitätskonzentrationen in Wasser gem. SSVO (Anhang 7)

* Dosis, welche bei einmaliger Ausschöpfung der KAL zu erwarten ist.

In der näheren Umgebung von Siedewasserreaktoren kann die Ortsdosisleistung durch die Gamma-Direktstrahlung des N-16 aus dem Frischdampf im Turbinenbereich des Maschinenhauses erhöht sein. Beim KKM wird entlang der Umzäunung am Ort der höchsten Dosisbelastung eine Ortsdosisleistung bis ca. 2 mSv/Jahr über dem natürlichen Untergrund gemessen. Der Grenzwert gemäss SSVO für die Ortsdosisleistung durch Direktstrahlung ausserhalb des umzäunten Areals von 5 mSv/Jahr ist somit eingehalten. Dies ist auch nach der Leistungserhöhung zu erwarten, da die Ortsdosisleistung etwa proportional mit der Leistungserhöhung ansteigen wird. Eine weitere Einschränkung der Ortsdosisleistung drängt sich nicht auf, da in der näheren Umgebung des umzäunten Areals keine Personen wohnen und sich dort kaum Personen während längerer Zeit aufhalten, so dass auch der Grenzwert von 0,3 mSv/Jahr der Richtlinie R-11 eingehalten wird.

7.2 ALTERUNG VON BAUTEN UND AUSTRÜSTUNGEN

Alterung ist die direkt oder indirekt zeitabhängige Veränderung von Materialeigenschaften. Die Alterung von Komponenten und Materialien in Kernkraftwerken wird durch folgende Belastungen bestimmt:

- Temperatur
- Druck
- Spannung, Dehnung
- Wechselnde Beanspruchungen (z. B. durch Temperatur- und Druckänderungen, Vibration)
- Neutronen- und γ -Strahlen
- Chemischer Materialabtrag (Korrosion)
- Mechanischer Materialabtrag (Erosion, Reibung)

Die Auswirkungen sind Ermüdung, Versprödung, Abnützung, Rissbildung oder sonstige Veränderungen der Materialeigenschaften.

Ausser der Neutronen- und γ -Strahlung sind alle anderen Alterungsmechanismen auch in der konventionellen Technik bekannt. Alterung ist somit kein für Kernkraftwerke spezifisches Problem. Ungeöhnlich ist die im Vergleich zu vielen anderen Industrieanlagen eingeschränkte Zugänglichkeit für Reparaturen oder Ersatz und die relativ lange projektierte Lebensdauer des Kernkraftwerks. Dem ist in der Auslegung der Komponenten auf 40 Betriebsjahre zwar nach Möglichkeit Rechnung getragen worden. Trotzdem lassen sich vorzeitige Reparaturen und Ersatz ganzer Komponenten nicht vermeiden, falls dies wegen unvorhergesehenen Effekten nötig wird.

Die bisherige Erfahrung zeigt, dass es eine Reihe von Beanspruchungen gibt, die zu einer beschleunigten Alterung und damit zu vorzeitigen Materialschäden führen. Vorwiegend solche Beanspruchungen sollen nachfolgend beschrieben werden.

7.2.1 Bauten

In Kernkraftwerken gehören sicherheitsrelevante Betonbauten zu den alterungsbeständigsten Strukturen. Die bei modernen Hoch- und Tiefbauten gelegentlich auftretenden Bauschäden können folgende Ursachen haben:

- Hohe, auch wechselnde Beanspruchung und daraus resultierende Rissbildung
- Geringe Wanddicken und deshalb zu geringe Betonüberdeckung der Armierung
- Karbonatisierung des Betons mit anschliessender Rostbildung am Armierungsstahl
- Chemische Angriffe durch Salz und Luftverschmutzung

Diese Ursachen von Bauschäden treffen bei Kernkraftwerken nur bedingt zu. Der einzige nennenswerte Bauschaden ist im KKM bisher an der Reaktorgebäudekuppel in Form von Rissen aufgetreten. Er betrifft eine Stelle mit relativ dünner Wandstärke und hohen und wechselnden Beanspruchungen durch Temperaturunterschiede zwischen innen und aussen. Diese Stelle wurde durch Anbringen einer äusseren Wärmeisolation zum Schutz vor Temperaturunterschieden und vor Witterungseinflüssen saniert.

Es sind keine weiteren Stellen mit nennenswerten Bauschäden bekannt. Die sicherheitsrelevanten Betonstrukturen sind aus heutiger Sicht weit über die Lebensdauer der Anlage hinaus tauglich.

7.2.2 Mechanische Ausrüstungen

Die Alterungsmechanismen mechanischer Ausrüstungen sind relativ gut bekannt und werden in der Auslegung systematisch berücksichtigt.

Vorzeitige Alterung an metallischen Ausrüstungen entsteht dann, wenn Beanspruchungen und Randbedingungen auftreten, die bei der Auslegung nicht oder ungenügend berücksichtigt worden sind. Folgende Fälle sind im KKM aufgetreten:

- Spannungsrisskorrosion an den austenitischen Umwälzleitungen

Dies wird nach heutigem Kenntnisstand zukünftig vermieden durch den anderen Werkstoff der neuen Umwälzleitung und durch das angewandte bessere Schweissverfahren.

- Korrosion von ferritischen Leitungen

Obwohl eine mögliche Korrosion durch einen Zuschlag auf die Wandstärke berücksichtigt wurde, ist die an einigen Anschlussleitungen des Torus aufgetretene flächige und punktuelle Korrosion doch grösser als erwartet. Eine solche Korrosion entsteht gelegentlich in Leitungen mit stehendem Wasser. Die Leitungen werden demnächst ersetzt. Grundsätzlich kann zwar Korrosion an solchen Leitungen nie ganz ausgeschlossen werden; die Wanddicken können aber durch Ultraschall relativ einfach überprüft werden.

- Erosionskorrosion von ferritischen Leitungen

Solche Schäden entstehen häufig in der Sekundäranlage, wo hohe Wasser- oder Dampfgeschwindigkeiten herrschen und gelegentlich auch Tropfenmitriss auftritt. Ähnliche Schäden sind im Primärteil der Anlage nie vorgekommen, was durch umfangreiche Wandstärkenmessungen bestätigt werden konnte.

- Ermüdung durch Temperaturschwankungen

Mit diesem Effekt ist überall dort zu rechnen, wo Wasser unterschiedlicher Temperatur zusammenrifft, und die Vermischung unstabil ist. Im KKM tritt dieser Effekt an den Speisewasserstutzen des Reaktordruckbehälters auf. Er wird hervorgerufen durch Undichtheiten an den Wärmeschutzhüllen der Stutzen. Ohne Gegenmassnahmen besteht die Möglichkeit, dass die zulässige Ermüdungsausnutzung an der Stutzenoberfläche vorzeitig erreicht wird (Kap. 6.4.1.5).

- Vibrationen

Alle Systeme, welche von einem Medium durchströmt werden, haben minime Vibrationen, welche aber nicht zur Ermüdung beitragen. Insbesondere wenn Resonanzeffekte auftreten, können die Vibrationsamplituden so gross werden, dass sie eine Ermüdung oder unzulässigen Abrieb an Kontaktstellen bewirken. Solche Resonanzeffekte können nicht mit absoluter Sicherheit vorausgesehen werden. Im KKM sind in den ersten Betriebsjahren Vibrationsschäden an den Speisewasserverteilungen und an den Messlanzen im Reaktorkern aufgetreten und durch konstruktive Änderungen behoben worden. Aufgrund der 20jährigen Betriebserfahrung des KKM kann erwartet werden, dass im Primärteil der Anlage keine zur Vibration neigenden Komponenten mehr vorhanden sind.

Die auslegungsgemässe Alterung soll am Beispiel des Reaktorbehälters beschrieben werden. Eine Berechnung der tatsächlich aufgetretenen Ermüdung des Reaktordruckbehälters ergab, dass bisher erst etwa 4 % der zulässigen Ermüdung aufgebraucht wurde (Stand 1988). Für weitere 20 Betriebsjahre ist ein ähnlich grosser Wert zu erwarten. Der Reaktordruckbehälter weist deshalb mit Ausnahme der Speisewasserstutzen keine vorzeitige Alterung auf, und die Auslegungslbensdauer kann aus heutiger Sicht ohne Probleme erreicht werden.

Ein weiterer Aspekt ist die Versprödung des Reaktordruckbehälters durch Neutronenbestrahlung. Massgebend ist eine Schweissnaht im unteren Bereich des Reaktorkerns. Der Versprödungsgrad wird durch die Sprödbrech-Übergangstemperatur RT_{NDT} charakterisiert. Solange die Materialtemperatur genügend weit oberhalb dieser Temperatur liegt, ist das Material duktil, und es besteht keine Gefahr eines Sprödbrechens. Heute (1990) beträgt die RT_{NDT} ca. 52 °C. Nach 38 Vollastjahren wird die RT_{NDT} unter Berücksichtigung der geplanten Leistungserhöhung von 10 % auf 65 °C gestiegen sein. Es wurde die Beanspruchung des Reaktorbehälters bei Abkühltransienten untersucht und festgestellt, dass diese im zulässigen Rahmen bleibt. Diese Versprödung ist deshalb weder für den Betrieb noch für Störfälle bedenklich.

Auch die fest installierten Kerneinbauten sind einer gewissen Versprödung unterworfen. Sie dienen der Aufrechterhaltung der Kerengeometrie und der Strömungsführung. Ihre Belastung ist im Normalbetrieb gering und mässig bei Störfällen. Im Gegensatz zum Reaktordruckbehälter handelt es sich um austenitische Werkstoffe. Die Versprödungsmechanismen austenitischer Werkstoffe werden international untersucht. Es gibt heute noch keine internationalen Kriterien, welche die Lebensdauer von Kerneinbauten beschränken. Die 1990 festgestellten rissartigen Anzeigen am Kernmantel haben ihre Ursache nicht in der Versprödung, sondern höchstwahrscheinlich in Spannungsrisskorrosion aufgrund von herstellungsbedingten Eigenspannungen. Die Rissanzeigen sind zum jetzigen Zeitpunkt unbedenklich, und ein weiteres Wachstum wird aufgrund der geringen Belastungen nicht erwartet. Trotzdem werden die Rissanzeigen am Kernmantel durch regelmässige Prüfungen weiter verfolgt.

7.2.3 Elektrische Ausrüstungen

Die Elektrotechnik umfasst sehr verschiedenartige Ausrüstungen, z. B. Transformatoren, Kabel, Schalter, Relais, Batterien und Elektronikbauteile. Deren Lebensdauer liegt erfahrungsgemäss im Bereich von 10 bis 40 Jahren. Anspruchsvoll aus der Sicht der Alterung sind jene für die Störfallbeherrschung notwendigen elektrischen Komponenten, welche nicht unter Störfallbedingungen geprüft werden können und deren Eignung für zukünftige Beanspruchungen daher im Labor nachgewiesen werden muss. Dies sind im wesentlichen die Komponenten im Containment und - etwas weniger gravierend - im Reaktorgebäude. Die Eignungstests werden in der Regel im Zeitraffer durchgeführt, was nicht in jedem Fall die tatsächlichen, im Anforderungsfall zeitlich anders ablaufenden Beanspruchungen abdeckt. Viele Komponenten im Containment, teilweise auch Kabel, wurden wegen technologischer Veralterung oder vorsorglich ersetzt. Im Rahmen des Alterungsüberwachungsprogramms für elektrische Ausrüstungen (Kap. 6.10.2) ist es nötig, die Kabel und möglicherweise auch andere jetzt 20jährige Komponenten neu zu qualifizieren.

7.3 ALTERUNG DES ANLAGEKONZEPTE

7.3.1 Allgemeine Bemerkungen

Neben der durch Gebrauch und Langzeiteinwirkungen verursachten physischen Alterung einer gebauten Anlage ist auch die Alterung der gewählten technischen Konzepte für die Gesamtanlage oder einzelner ihrer Teile zu beachten. Es werden dafür auch die Begriffe technologische Alterung und Veraltung verwendet. Fortschreitende Alterung dieser Art führt dazu, dass ein Konzept als veraltet zu bezeichnen ist. Ein veraltetes Konzept ist jedoch nicht mit ungenügender Sicherheit gleichzusetzen. Ob eine derartige Anlage noch betrieben werden darf, ist durch eine Sicherheitsbeurteilung abzuklären.

Alterung des Anlagekonzeptes bedeutet Abweichung vom aktuellen, weiterentwickelten Stand der Technik. Solche Abweichungen sind normal und damit grundsätzlich zulässig, vergehen doch zwischen Konzeptfestlegung und Stilllegung eines Kernkraftwerkes mehrere Jahrzehnte und soll doch die Weiterentwicklung des Standes der Technik nicht unterbunden werden. Diese Weiterentwicklung kann Verbesserungen sowohl der Wirtschaftlichkeit des Betriebes als auch der Sicherheit betreffen. Bei der Sicherheitsbewertung ist zu unterscheiden, ob das neue Konzept lediglich eine Weiterentwicklung oder Variante des alten Konzeptes ist oder ob nachträglich erkannte Mängel des alten Konzeptes behoben werden sollen.

Gemäss Atomgesetz sind alle Massnahmen zu treffen, welche nach der Erfahrung und dem Stande der Wissenschaft und der Technik zum Schutz von Leben und Gesundheit notwendig sind. Darüber hinaus ist zu prüfen, ob das Projekt alle zumutbaren Massnahmen zum Schutz von Menschen, fremden Sachen und wichtigen Rechtsgütern vorsieht. Bei der Anwendung auf bestehende Anlagen werden diese Forderungen so ausgelegt, dass eine Nachrüstung - d.h. Anpassung an den neuen Stand der Technik - soweit stattfinden muss, als diese mit einem vernünftigen Verhältnis zwischen Aufwand und Sicherheitsgewinn möglich ist. Dies gilt selbst dann, wenn keine nachträglich entdeckten Mängel des ursprünglichen Anlagenkonzeptes vorliegen.

Es wird auch auf diese Weise im allgemeinen nicht möglich sein, eine ältere Anlage so nachzurüsten, dass sie alle Anforderungen erfüllt, welche an neue Anlagen gestellt werden. Wichtig ist schliesslich nicht das Anlagekonzept, sondern die erreichte Sicherheit. Diese kann über die ursprüngliche Begutachtung hinaus auf zwei Arten beurteilt werden. Einerseits ergeben sich aus der aufgelaufenen Betriebserfahrung Hinweise auf die Sicherheit der Anlage. Andererseits erlaubt die anlagenspezifische Risikostudie die Identifizierung und Bewertung allfälliger Schwachstellen; darüber hinaus ist auch ein Vergleich mit dem Risiko neuer Anlagen möglich.

7.3.2 Anwendung auf KKM

Abweichungen des im KKM realisierten Anlagekonzeptes vom heutigen Stand der Technik werden im Kap. 1.3.3 beschrieben. Entsprechende Abweichungen der sicherheitstechnisch wichtigen Anlageteile sind aus den im Kap. 6 gegebenen Beschreibungen von Auslegung, Ausführung und Zustand dieser Teile ersichtlich.

Die wichtigen seit der Inbetriebsetzung durchgeführten bzw. heute geplanten Anlageänderungen sind im Kap. 3.3 zusammengestellt. Meist handelt es sich dabei um Anpassungen an den weiter entwickelten Stand der Technik.

Zusätzlich werden heute an neu zu bauende Kernkraftwerke Anforderungen gestellt, welche im KKM nicht mit vertretbarem Aufwand voll realisiert werden können. Die wichtigsten sind:

- Redundanz der Sicherheitssysteme so hoch, dass Auslegungsstörfälle bei zusätzlichem Eintreten eines Einzelfehlers auch dann beherrscht werden können, wenn eine Komponente wegen Reparatur nicht zur Verfügung steht (Kap. 6.6)
- Systematische Separation redundanter Teile, insbesondere der Komponenten im Reaktorgebäude auf Kote -11 m sowie von elektrischen und leittechnischen Ausrüstungen
- Grosszügige Platzverhältnisse im Containment (insbesondere Drywell) in bezug auf Zugänglichkeit für Wartung und Reparatur
- Bessere Zugänglichkeit des Reaktordruckbehälters für Wiederholungsprüfungen
- Niedrige Begrenzung des Kobalt-Gehaltes benetzter Teile im Reaktorkühlkreislauf, um seine Kontamination durch aktivierte Korrosionsprodukte gering zu halten
- Weg der Transportflasche für Brennelemente innerhalb des Reaktorgebäudes so gewählt, dass auch bei einem sehr unwahrscheinlichen Störfall (Absturz der Transportflasche) eine Beschädigung sicherheitsrelevanter Teile ausgeschlossen ist
- Systematische Auslegung der Anlage gegen Flugzeugabsturz und Erdbeben

Andererseits weist das KKM eine Reihe von Merkmalen auf, welche bei neuen Anlagen nicht gefordert werden, zur Sicherheit des KKM jedoch positive Beiträge leisten. Dazu gehören:

- Zwei Dampfturbinen und zwei Hauptwärmesenken, die auch zur Nachwärmeabfuhr benutzt werden können
- Möglichkeit der Notkühlung mittels Speisewasser bei Kühlmittelverluststörfällen
- Hochreservoir mit der Möglichkeit der Wassereinspeisung in den Reaktordruckbehälter
- Batteriegestützte Motorventile zur zusätzlichen Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs

- Relativ zur Reaktorleistung grosses Primärcontainment mit grossem Wasserinhalt
- Grosses Sekundärcontainment mit Ueberdruckentlastung in den Aussentorus
- Reinigung des gesamten Kondensatstromes

Das Mark I-Containment mit seiner gelegentlich kritisierten Form mag heute veraltet sein. Im Falle KKM erfüllt es jedoch seine Aufgabe bei Auslegungsstörfällen und verhält sich bei auslegungsüberschreitenden Unfällen eher günstiger als andere Containments.

Ebenfalls kritisiert wurde das Abschaltssystem, weil die Steuerstäbe sowohl für die Schnellabschaltung als auch für das betriebliche Fahren hydraulisch bewegt werden. Die Risikostudie zeigt, dass Unfälle mit Abschaltversagen das Risiko nicht wesentlich beeinflussen. Eine Änderung des Abschaltsystems drängt sich deshalb nicht auf.

Sowohl die negativen als auch die positiven Merkmale des KKM sind in der anlagenspezifischen Risikostudie weitgehend berücksichtigt worden. Die Ueberprüfung dieser Studie durch die HSK (Kap. 9) hat ergeben, dass das Risiko des KKM im Vergleich zu anderen älteren KKW gering und von etwa gleicher Grösse wie das Risiko neuer Anlagen ist. Entscheidende Nachteile für die Sicherheit des heute vorliegenden KKM-Anlagekonzeptes im Vergleich zu modernen Konzepten liegen somit nicht vor.

7.4 ZUSAMMENFASSENDE BEWERTUNG

Das KKM hat in ca. 20 Betriebsjahren eine hohe Betriebszuverlässigkeit bewiesen. Die Strahlenbelastung des Personals lag unterhalb der behördlich festgelegten Grenzen. Die radiologischen Verhältnisse, insbesondere im Drywell, erschweren aber die Kontroll-, Reparatur- und Unterhaltsarbeiten. Es sollen deshalb technische Massnahmen zur Dosisreduktion getroffen werden. Die radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung waren gering, und die vorgeschriebenen Jahresabgabegrenzen wurden immer eingehalten.

Abgesehen von einzelnen Komponenten ist die Alterung baulicher und mechanischer Ausrüstungen gering. Die Ursachen dieser Einzelfälle sind entweder behoben, oder die Alterungsmechanismen sind bekannt und werden überwacht. Bisher unbekannte Alterungsmechanismen können zwar nicht generell ausgeschlossen werden. Regelmässige Prüfungen und Inspektionen lassen aber eine rechtzeitige Entdeckung erwarten. Die Lebensdauer der elektrischen Ausrüstungen ist mehrheitlich geringer als die der Gesamtanlage zugrunde gelegte Auslegungslbensdauer von 40 Betriebsjahren.

Aufgrund des heutigen Kenntnisstandes kann erwartet werden, dass bei Durchführung der nötigen Prüfungen, Reparaturen und Erneuerungen ein Weiterbetrieb der Anlage zumindest bis zum Ablauf

der Auslegungslbensdauer möglich sein wird. Um die Gebrauchstauglichkeit der Bauwerke sowie die Funktionsfähigkeit und den rechtzeitigen Ersatz der elektrischen und mechanischen Ausrüstungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung sicherzustellen, ist ein systematisches Alterungsüberwachungsprogramm durchzuführen (Auflage).

Der Betreiber des KKM hat der HSK in Abständen von 10 Jahren jeweils einen Bericht über die Sicherheit der Anlage einzureichen. Dieser soll eine zusammenfassende Beschreibung und Bewertung des Zustands der Anlage enthalten. Insbesondere ist auf die Betriebserfahrung, Ereignisse im KKM und in ähnlichen Anlagen, den Alterungszustand und den Stand der probabilistischen Sicherheitsanalyse einzugehen. Weitere Inhalte sind mit den Sicherheitsbehörden abzusprechen (Auflage). Der Bericht stellt eine Ergänzung zu den übrigen, bisher schon regelmässig durchgeführten Ueberprüfungen dar und soll als zusätzliche Unterlage für die 10-jährliche Ueberprüfung der Sicherheit der Anlage durch die Sicherheitsbehörden dienen.

Wie aus der Risikoanalyse hervorgeht, weist das im KKM realisierte Anlagekonzept im Vergleich zu modernen Konzepten keine entscheidenden Nachteile für die Sicherheit auf.

8. AUSLEGUNGSSTÖRFÄLLE

8.1 GRUNDLAGEN DER STÖRFALLANALYSEN

8.1.1 Zielsetzung und Vorgehen

Gemäss Auslegung soll die Reaktoranlage Störfälle, die nach der Erfahrung während der Lebensdauer zu erwarten oder nach menschlichem Ermessen nicht auszuschliessen sind, soweit beherrschen können, dass keine schwerwiegenden Auswirkungen in ihrer Umgebung auftreten. Diese Ereignisse werden unter dem Sammelbegriff **Auslegungsstörfälle** zusammengefasst.

In vorherigen Kapiteln wurde das grundsätzliche Sicherheitskonzept (Kap. 1.3), die der Auslegung der einzelnen Bauteile, Systeme und Komponenten zugrunde gelegten Anforderungen und Belastungen bei Normalbetrieb und bei Störfällen (Kap. 5.3 und 5.4) sowie die konkrete Ausführung der sicherheitstechnisch wichtigen Anlageteile (Kap. 6) beschrieben. Die Fragen,

- ob die Sicherheitseinrichtungen die erwartete Wirksamkeit während Störfällen zeigen,
- ob die Beanspruchungen der sicherheitstechnisch wichtigen Anlageteile innerhalb des spezifizierten Rahmens bleiben und
- welche Auswirkungen in der Anlage und in der Umgebung zu erwarten sind,

können nur beantwortet werden, indem der Ablauf eines grossen Spektrums von Störfällen mittels Modellrechnungen analysiert wird.

Die Störfallanalysen sollen nachweisen, dass je nach Störfallkategorie die Auslegungswerte für den Reaktorkern (Kap. 5.5), für den Reaktordruckbehälter (Kap. 6.4.1), das Containment (Kap. 6.5) und die vorgeschriebenen radiologischen Grenzwerte (Kap. 5.4.4) eingehalten werden. Dazu werden zum Teil umfangreiche und komplexe Rechenprogramme eingesetzt. Die exakte Erfassung der physikalischen Vorgänge in der Anlage und die genaue Darstellung aller relevanten Anlagensysteme ist allerdings nicht immer möglich. Es ist dann notwendig, konservative Vereinfachungen und Näherungen einzuführen.

Je nachdem, ob die tatsächlichen Gegebenheiten und physikalischen Vorgänge möglichst realistisch abgebildet werden oder ob lediglich eine obere Grenze der möglichen Resultate bestimmt wird, spricht man von realistischen oder konservativen Rechnungen. Für den Sicherheitsnachweis werden konservative Ergebnisse verlangt. Damit wird sichergestellt, dass die Ergebnisse die tatsächlich auftretenden Konsequenzen eines Auslegungsstörfalls sicher abdecken und eine obere Grenze der zu erwartenden Beanspruchungen und radiologischen Folgen darstellen. Konservative Ergebnisse können gewonnen

werden entweder durch Rechnungen mit konservativen Rechenmodellen und Eingabedaten oder durch Rechnungen mit realistischen Rechenmodellen und Eingabedaten unter Berücksichtigung von Sicherheitszuschlägen, die aufgrund der Unsicherheiten der Rechenmodelle und der Streuung der Eingabedaten bestimmt werden.

Es wird nur eine begrenzte Anzahl Störfälle detailliert untersucht. Ein solches Vorgehen ist zulässig, sofern systematisch gerade jene Ereignisabläufe gesucht werden, welche die maximalen Beanspruchungen verursachen und maximale Anforderungen an die Anlage und die Sicherheitssysteme stellen (umhüllende Störfälle). Es orientiert sich u. a. am NRC Reg. Guide 1.70, welcher eine systematische Aufzählung von Störfallursachen enthält¹. Auf diese Weise kann sichergestellt werden, dass alle Auslegungsstörfälle beherrscht und damit die gemäss Richtlinie R-11 zulässigen radiologischen Belastungen in der Umgebung eingehalten werden.

8.1.2 Rechenmodelle für das Anlageverhalten bei Störfällen

Die HSK hat eine Überprüfung der wichtigen Rechenmodelle (Rechenprogramme) vorgenommen, welche bei den Sicherheitsanalysen zur Bestimmung des Anlageverhaltens bei Störfällen verwendet wurden. Sie hat keine eigenen Kontrollrechnungen durchgeführt. Das Paul Scherrer Institut hat im Auftrag der HSK die Ergebnisse des Reaktorlieferanten für ausgewählte Kühlmittelverluststörfälle und für den Steuerstabfall durch unabhängige Rechnungen im wesentlichen bestätigt. Die Überprüfung der HSK betraf die verwendeten Gleichungen und Korrelationen, die Eingabedaten und den Anwendungsbereich. Die analytischen Ergebnisse wurden entweder durch Vergleich mit Experimenten in Siedewasser-Reaktoranlagen oder in speziellen Versuchseinrichtungen sowie durch Plausibilitätsbetrachtungen beurteilt. Die verwendeten Rechenprogramme sind zudem durch die amerikanische Sicherheitsbehörde NRC überprüft und genehmigt worden.

Folgende Rechenprogramme des Reaktorlieferanten wurden für das KKM benützt:

- das dreidimensionale quasistationäre Kernmodell bestehend aus den Rechenprogrammen TGBLA, PANACEA und ISCOR (Kap. 6.3)
- die Rechenprogramme für Transienten REDY, OLYN und TASC
- das Rechenprogramm für den Steuerstabfall (Kap. 8.2.3)
- die Rechenprogramme für Kühlmittelverluststörfälle LAMB, SCAT, SAFER, GESTR, CORECOOL, CHASTE und TRAC-G01
- die Rechenprogramme für das Containmentverhalten M3CPT, SHEX und RELAP4/MOD5

¹ NRC Reg. Guide 1.70: Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants (November 1978)

8.1.2.1 Transientenmodelle

Die Modelle, die das Anlageverhalten bei Transienten beschreiben, berücksichtigen den Reaktorkern, das Reaktorkühlsystem, das Reaktorschutzsystem, die zwei Turbinen und ihre Regelsysteme, das Speisewassersystem, die Notspeise- und Notkühlsysteme, die Isolationslogik der Frischdampfisolationsventile sowie die Sicherheits-/Abblaseventile.

Die Rechenprogramme REDY und OLYN unterscheiden sich im wesentlichen in der Modellierung des Reaktorkerns. Das einfachere Modell REDY beschreibt die Neutronenkinetik durch ein punktkinetisches Modell. Die Thermodynamik des Reaktorkerns wird durch einen einzigen Kanal mit zwei axialen Zonen (je eine Zone mit unterkühltem und siedendem Wasser) dargestellt. Dieses relativ einfache Modell verwendet Eingabedaten aus über den Kern gemittelten Ergebnissen von dreidimensionalen, quasistationären Kernrechnungen. Zur Kompensation von Modellvereinfachungen verwendet REDY teilweise empirische Faktoren. Durch konservative Werte für diese empirischen Faktoren und für Eingabedaten werden konservative Ergebnisse erhalten.

Für Transienten mit starken Druck- oder Neutronenflussänderungen wird das eindimensionale Modell OLYN verwendet, das für die Neutronenkinetik und die Thermodynamik mehrere axiale Zonen berücksichtigt. OLYN ist ein realistischeres Modell, wobei konservative Ergebnisse durch entsprechende Eingabedaten sowie durch Sicherheitszuschläge auf den Resultaten erzielt werden.

Die Heisskanalanalyse, mit der die maximale Brennstoffbelastung bestimmt wird, erfolgt mit dem separaten Rechenprogramm TASC.

8.1.2.2 Rechenmodelle für Kühlmittelverluststörfälle

Für die Analyse der Kühlmittelverluststörfälle wird ein System von Rechenprogrammen verwendet, wobei jedes Programm für spezielle Aspekte eingesetzt wird. Die folgenden zwei Rechenprogramme werden nur für grosse Lecks verwendet:

- Im Rechenprogramm LAMB wird für die Druckentlastungsphase (Blowdown) das Reaktorkühlsystem durch mehrere Zonen dargestellt. Es modelliert die Ausströmungen, die Fluidodynamik und die Energiebilanzen. Als Ergebnis resultieren die thermohydraulischen Parameter am Kerneintritt, welche als Eingabedaten für SCAT dienen.
- Das Rechenprogramm SCAT berechnet Ort und Zeitpunkt des Uebergangssiedens während der Druckentlastungsphase im heissesten Brennelement. Es berücksichtigt mehrere axiale Zonen im Kern.

Bei kleinen und mittleren Lecks tritt während der Druckentlastungsphase kein Uebergangssieden auf. Die beiden folgenden, voneinander unabhängigen Rechenprogramme decken das gesamte Spektrum von Leckgrößen ab:

- Das Rechenprogramm SAFER ist ein detailliertes Modell des Reaktorkühlsystems, welches durch mehrere Teilvolumen dargestellt wird. Es berechnet Menge, Niveau und Druck des Kühlmittels im Reaktordruckbehälter während des gesamten Störfallablaufs. Dazu werden die komplexen fluiddynamischen Vorgänge im Kern und im unteren Plenum während der Abdeckung und der Flutphase modelliert und die Zeitpunkte bestimmt, bei denen das heisseste Bündel abgedeckt und wieder geflutet wird.
- Das Rechenprogramm GESTR modelliert das thermomechanische Verhalten eines Brennstabes, um Gasdruck, Gasinventar und Wärmeleitfähigkeit des Spaltes zwischen Hüllrohr und Brennstoff zusammen mit anderen Parametern vor und während des Störfalls zu ermitteln.

Drei Möglichkeiten bestehen, um die Hüllrohrtemperaturverläufe im heissen Brennelement zu ermitteln. Alle verwenden als Eingangsgrößen die thermohydraulischen und -mechanischen Zustände im Reaktorkern, welche von LAMB und SCAT oder SAFER und GESTR errechnet wurden. Im SAFER-Code selbst besteht ein Aufheizungsmodell, welches bei niedriger Hüllrohrtemperatur verwendet wird, solange die Wärmestrahlung nicht von Bedeutung ist. Andernfalls wird CHASTE oder CORECOOL benutzt, weil jedes dieser Rechenprogramme über ein detailliertes Modell für die Wärmestrahlung zwischen Hüllrohrstäben im heissen Brennelement besitzt. CORECOOL wurde besonders für Notkühlsituationen entwickelt, bei denen der abgedeckte Kern nur durch Sprühkühlung gekühlt wird, wie dies für das KKM bei grossen Kühlmittelverluststörfällen charakteristisch ist.

TRAC-G01 ist ein allgemeines, modulares Rechenprogramm, welches das thermohydraulische Verhalten von Zweiphasenströmungen analysieren kann. Wegen seiner Fähigkeit, die Wechselwirkungen und das thermodynamische Ungleichgewicht zwischen den Phasen zu behandeln, ist TRAC-G01 besonders geeignet, um die komplexen Phänomene bei Kühlmittelverluststörfällen zu beschreiben. Das Programm wird verwendet, um die Voraussagen von SAFER zu verifizieren und Massstabeffekte bei der Uebertragung von Versuchsergebnissen zu bestimmen.

8.1.2.3 Rechenmodelle für die Containmentbelastung

Für die Belastung des Primärcontainments und des Reaktorgebäudes kann bei einem Störfall - insbesondere bei einem Kühlmittelverluststörfall - eine kurzfristige und eine langfristige Phase unterschieden werden.

Das Kurzzeitmodell M3CPT berechnet die Temperaturen und Drücke im Drywell und Torus während der schnellen Druckentlastung beim Bruch einer Umwälzleitung oder einer Frischdampfleitung inner-

halb des Drywells. Die Ausströmraten des Kühlmittels aus der Bruchstelle werden durch ein konservatives Modell für die kritische Zweiphasenströmung berechnet. Auch bei der Ueberströmung zum Kondensationsbecken wird die Zweiphasenströmung berücksichtigt. Die Ausströmraten aus der Bruchstelle werden mittels Faktoren so korrigiert, dass die Expansionswelle in der Rohrleitung und die anfänglich erhöhte Ausströmraten berücksichtigt werden. Die dynamischen Lasten beim Wasseraufwurf im Kondensationsbecken werden aufgrund von Versuchen an Modellen im Massstab 1:4, 1:5 und 1:12 modelliert.

Mit dem Langzeitmodell SHEX wird während und nach der Druckentlastungsphase die Temperatur des Kondensationsbeckens unter Berücksichtigung der Wirksamkeit der Nachkühlsysteme berechnet. Im Gegensatz zum Kurzzeitmodell wird nur der Druck der Wassersäule in den Ueberströmrohren als Druckdifferenz zwischen Drywell und Torus berücksichtigt. Für die Belastung des Primärcontainments werden Druck und Temperatur ohne Berücksichtigung von Wärmeabgabe an die Strukturen und somit in konservativer Weise bestimmt. Für die Qualifikation der sicherheitsrelevanten Ausrüstungen wird jedoch die Wärmeabgabe an die Strukturen in Betracht gezogen.

Das Rechenprogramm RELAP4/MOD5 wird für das Kurzzeit- und das Langzeitverhalten des Reaktorgebäudes verwendet. Um die räumliche Druckdifferenz während der Druckentlastungsphase bei einem Leitungsbruch innerhalb des Reaktorgebäudes zu ermitteln, wird das Gebäude in mehrere Teilvolumen unterteilt. Die Ausströmraten aus der gebrochenen Leitung werden ähnlich wie beim M3CPT-Modell unter Berücksichtigung der Expansionswellen analysiert. Den Störfall beeinflussende Randbedingungen wie die Isolation der gebrochenen Leitung, die Wärmeabfuhr aus dem Torus, die Strömung zum äusseren Torus, die Vakuumbrecher und die Wärmeabgabe an die Strukturen sind in konservativer Weise berücksichtigt.

8.1.3 Rechenmodelle für die Bestimmung der radiologischen Auswirkungen

Bei der Bestimmung der radiologischen Auswirkungen von Störfällen eines Kernkraftwerks sind folgende Vorgänge zu berücksichtigen und entsprechende Rechnungen durchzuführen:

- Transport der radioaktiven Stoffe in der Anlage
- Freisetzung der radioaktiven Stoffe in die Umgebung
- Ausbreitung der radioaktiven Stoffe in der Atmosphäre
- Bestimmung der Dosis von Personen in der Umgebung

Die HSK hat die vom KKM verwendeten Rechenmodelle sowie deren Annahmen und Eingabeparameter überprüft. Für alle wichtigen Störfälle hat sie zudem eigene Kontrollrechnungen durchgeführt.

8.1.3.1 Transport radioaktiver Stoffe in der Anlage und Freisetzung in die Umgebung

Bei der Berechnung des Transports radioaktiver Stoffe in der Anlage und ihrer Freisetzung in die Umgebung (Quelltermberechnung) werden relativ einfache, konservative Modelle verwendet. Im folgenden werden die wichtigsten Annahmen, Parameter und Rückhaltefaktoren erläutert und bewertet. Störfallspezifische Beschreibungen der für die Analysen betrachteten Freisetzungspfade finden sich in Kap. 8.3.

Bei Störfällen ohne störfallbedingte Hüllrohrschäden ist die Aktivitätskonzentration im Reaktorkühlsystem massgebend für die Höhe der Freisetzung. Diese bestimmt auch das in Hilfssystemen gespeicherte Aktivitätsinventar. Den Störfallanalysen werden eine I-131-Kühlmittelaktivität und eine Edelgas-Abgasrate aus dem Kondensator zugrunde gelegt, welche die Werte der Technischen Spezifikationen abdecken. Eine Ueberprüfung der HSK zeigte, dass allfällige aus defekten Brennstäben ausgewaschene Aerosole für die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung von untergeordneter Bedeutung sind. Sie können aber zur anlageinternen Kontamination beitragen.

Bei Störfällen mit störfallbedingten Hüllrohrschäden werden die im Gasraum der Brennstäbe vorhandenen radioaktiven Stoffe ins Kühlmittel austreten. Von dort werden sie, je nach Störfall, auf verschiedenen Pfaden weitertransportiert. Die aus den Brennstäben ausgetretenen radioaktiven Stoffe werden in Edelgase, Jod und Aerosole unterteilt. Bei der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung werden grundsätzlich die Edelgase und die Jodisotope berücksichtigt, nicht aber die Aerosole. Dies wird vom KKM damit begründet, dass Aerosole (z. B. Cäsium) im Vergleich zum Jod im Reaktorkühlsystem und in der übrigen Anlage besser zurückgehalten werden. Es wird deshalb angenommen, dass Aerosole auf die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung nur einen kleinen Einfluss haben. Diese Annahme ist nach Ansicht der HSK berechtigt, wenn nur die Bestrahlung aus der Wolke berücksichtigt wird, wie dies in den Störfallanalysen des KKM der Fall ist. Die Annahme trifft jedoch nicht unbedingt zu, falls auch die langfristige Bestrahlung infolge der am Boden abgelagerten radioaktiven Stoffe berücksichtigt wird. Die HSK hat deshalb beim wichtigsten Störfall mit störfallbedingten Hüllrohrschäden, dem Kühlmittelverluststörfall, den Einfluss von Aerosolen auf die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung speziell untersucht. Die Ueberprüfung der HSK zeigte, dass Aerosole einen nicht zu vernachlässigenden Beitrag zur gesamten durch den Störfall bewirkten Jahresdosis liefern.

Bei den Berechnungen des KKM wird angenommen, dass aus dem Brennstoff im Mittel 1,8 % der Edelgas- und 0,32 % der Jodaktivität freigesetzt werden. Diese Prozentangaben beziehen sich auf das gesamte Inventar der jeweiligen Spaltprodukte in den beschädigten Brennstäben. Aus heutigem Wissensstand sind diese Freisetzungsraten als konservativ zu betrachten.

Bei einem Kühlmittelverluststörfall im Drywell werden die radioaktiven Stoffe zusammen mit Wasser, Dampf und Stickstoff grösstenteils vom Drywell über die Ueberströmöffnungen ins Toruswasser geleitet und bleiben damit im Containment. Beim Öffnen von Sicherheits-/Abblaseventilen werden die radioaktiven Stoffe durch die Abblaseleitungen direkt ins Toruswasser geleitet. Dieses hat eine grosse Dekontaminationswirkung für Jod und Aerosole, d. h. ein Grossteil dieser Stoffe wird im Wasser zurückgehalten. Bei Freisetzungen im Drywell werden allerdings auch Pfade berücksichtigt, die das Sekundärcontainment über Rohrleitungen mit undichten Isolationsarmaturen umgehen.

In den Rechenmodellen wird der Dekontaminationsfaktor des Toruswassers und anderer Wasservorlagen (z. B. Brennelementbecken) unter Verwendung des Jod-Partitionskoeffizienten bestimmt. Der Jod-Partitionskoeffizient ist das Verhältnis der volumetrischen Jodkonzentrationen in Wasser und Gas bei Gleichgewichtszuständen. Das KKM hat in seinen Störfallanalysen einen Jod-Partitionskoeffizienten von 100 verwendet. Die experimentellen Werte sind zum Teil beträchtlich grösser, insbesondere wenn Jod in Form von Cäsiumjodid vorliegt, was nach heutigen Erkenntnissen vorwiegend der Fall ist. Da im KKM das Volumenverhältnis zwischen Gas- und Wasserraum im Primärcontainment 2,5 beträgt, entspricht dem Jod-Partitionskoeffizienten von 100 ein Dekontaminationsfaktor von 40.

Die Dekontaminationswirkung der Kondensationsbecken für Jod wurde in den USA, aber auch in anderen Ländern, experimentell untersucht. Der gemessene Dekontaminationsfaktor ist vor allem abhängig vom Gasanteil des in das Kondensationsbecken einströmenden Dampfes. Die Experimente zeigten, dass selbst bei ungünstigen Randbedingungen mit einem Dekontaminationsfaktor von mindestens 100 zu rechnen ist. In vielen Fällen ist der Faktor bedeutend grösser. Die HSK ist aufgrund dieser Tatsachen der Ansicht, dass in den Analysen des KKM die Rückhaltung von Jod in konservativer Weise behandelt wurde.

Für die Freisetzung aus dem Containment wird die Leckrate ins Sekundärcontainment zu 1 Volumen-%/Tag angenommen. Sie entspricht damit dem gemäss den Technischen Spezifikationen maximal zulässigen Wert. Die Abgabe aus dem Sekundärcontainment erfolgt über das Notabluftsystem. In den Technischen Spezifikationen wird für Notabluftsysteme ein Filterwirkungsgrad von > 99,9 % für elementares Jod und > 99 % für organisches Jod vorgeschrieben, wobei im allgemeinen die effektiv gemessenen Rückhaltefaktoren der Aktivkohle um etwa eine Grössenordnung besser sind. Die HSK akzeptiert den in den Berechnungen des KKM verwendeten Wirkungsgrad von 99 % für die Filter des Notabluftsystems.

Bei Freisetzungen im Maschinenhaus gelangen die radioaktiven Stoffe entweder durch die Lüftungsanlage über den Abluftkamin in die Umgebung oder, falls höherer Druck im Maschinenhaus die Fenster zum Bersten bringt, direkt ins Freie. Die an die Umgebung abgegebene Jodmenge hängt stark davon ab, wieviel Jod beim Transport durch die verschiedenen Gebäudeteile an den Wänden und in den Lüftungskanälen abgelagert wird. Diese Ablagerung wird beeinflusst von der Struktur und der

Temperatur der Einbauten und Wände sowie von der Feuchtigkeit der Gebäudeluft. Die Ablagerung kann dabei über kondensierenden Wasserdampf erfolgen oder direkt durch Ablagerung an relativ kälteren Oberflächen. Durch die Temperaturdifferenz zwischen den einzelnen Gebäudeteilen entsteht eine natürliche Konvektion, womit dauernd radioaktives Jod zu den kälteren Strukturen bzw. Wandoberflächen transportiert wird. Diese natürlichen Ablagerungsprozesse wurden in zahlreichen Experimenten untersucht. Mit experimentell abgestützten Rechenmodellen kann heute die Ablagerung von elementarem und organischem Jod sowie von Aerosolen durch natürliche Prozesse beim Durchgang durch mehrere Gebäudeteile berechnet werden. Die bisher vorwiegend in kleineren Volumen gemessenen Ablagerungsfaktoren (Verhältnis der totalen zur luftgetragenen Aktivität) waren grösser als 10, meistens sogar grösser als 100. Die Störfallanalysen des KKM und der HSK berücksichtigen die natürliche Ablagerung innerhalb des Reaktorkühlkreislaufts im allgemeinen nicht.

Der Carryover-Faktor für Jod (Verhältnis der Aktivitätskonzentration im Frischdampf zu derjenigen im Reaktorwasser) weist laut den bisherigen Erfahrungen einen Wert von 2 % auf. Dieser Wert wird in den Störfallanalysen verwendet.

Die Edelgase erfahren keine Dekontamination im Toruswasser und lagern sich in den Gebäudeteilen nicht ab.

8.1.3.2 Atmosphärische Ausbreitung und Dosisberechnung

Atmosphärische Ausbreitung

Zur Bestimmung der Ausbreitung der radioaktiven Stoffe in der Atmosphäre hat die HSK mit dem Gauss'schen Ausbreitungsmodell die Ausbreitungsfaktoren berechnet, welche die Verdünnung der radioaktiven Wolke beschreiben. Als Ausbreitungsparameter wurden Werte nach Vogt² und Schriber³ eingesetzt: Die Festlegung der Kurzzeit-Ausbreitungsfaktoren erfolgte unter Berücksichtigung beider Datensätze. Die verwendeten Langzeit-Ausbreitungsfaktoren basieren auf den KKM-standortspezifischen Daten nach Schriber.

Die atmosphärische Ausbreitung der radioaktiven Stoffe wird durch die Wetterlage (Stabilität, Windgeschwindigkeit und -richtung sowie Niederschlagsmenge) bestimmt. Bei allen Störfällen, bei denen die Abgabe radioaktiver Stoffe zu einem nicht wählbaren Zeitpunkt erfolgt, wurde während der maximalen Dauer einer Wetterlage mit richtungsfesten Winden mit dem Kurzzeit-Ausbreitungsfaktor gerechnet. Der Kurzzeit-Ausbreitungsfaktor bezieht sich bei einer vorgegebenen Windrichtung auf eine bestimmte Windgeschwindigkeit und Wetterkategorie ohne Berücksichtigung der entsprechenden Häufigkeiten.

² H. Geiss: Ausbreitung von Schadstoffen in der Atmosphäre; theoretische und praktische Anwendung. Seminar der Kerntechnischen Gesellschaft, Band 1 (1983)

³ G. Schriber: Beiträge zur Bestimmung der Strahlenbelastung in der Umgebung von Kernkraftwerken. Dissertation Universität Bern (Februar 1979)

Welche Wetterlage zu den grössten radiologischen Auswirkungen führt, hängt unter anderem ab von den Niederschlagsverhältnissen, der Freisetzungshöhe der radioaktiven Stoffe, der Windgeschwindigkeit und der betrachteten Abwinddistanz. Bei bodennahen Freisetzungen führen stabile Schichtwindlagen in der näheren Umgebung zu den grössten radiologischen Auswirkungen. Wetterlagen mit Regen verursachen gegenüber trockenen Wetterlagen grössere Bodenkontaminationen und damit grössere chronische Dosisbelastungen.

In Anlehnung an die amerikanische Praxis⁴ wurde in den vorliegenden Analysen für den Kurzzeit-Ausbreitungsfaktor eine Windgeschwindigkeit von 1 m/s und eine maximale Dauer einer Wetterlage mit richtungsfesten Winden von einem Tag angenommen. Während den ersten 8 Stunden wurde von ungünstigsten Wetterbedingungen ausgegangen. In der Zeit zwischen 8 und 24 Stunden wurde mit einem um den Faktor 2 reduzierten Kurzzeit-Ausbreitungsfaktor gerechnet, da durch natürliche Schwankungen eine zusätzliche Verdünnung der radioaktiven Wolke erfolgt.

Für die Zeit nach 4 Tagen wurde generell mit dem Langzeit-Ausbreitungsfaktor gerechnet. Der Langzeit-Ausbreitungsfaktor berücksichtigt im Gegensatz zum Kurzzeit-Ausbreitungsfaktor die entsprechenden Häufigkeiten von Windrichtung, Windgeschwindigkeit und Wetterkategorie. Der Berechnung des Langzeit-Ausbreitungsfaktors wurde die KKM-standortspezifische Wetterstatistik zugrundegelegt. Die Zeit zwischen 1 und 4 Tagen wird mit Hilfe eines Quasi-Langzeit-Ausbreitungsfaktors überbrückt. Dieser berücksichtigt, anders als beim echten Langzeit-Ausbreitungsfaktor, nur die Häufigkeit der Windrichtung aber nicht der Windgeschwindigkeit oder der Wetterkategorie.

Für die Störfallanalysen werden Ausbreitungsfaktoren (Bq/m^3 am Expositionsort pro abgegebenes Bq/s am Freisetzungsort) sowohl für Freisetzungen über den Kamin als auch für Freisetzungen auf Bodenhöhe benötigt. Im allgemeinen wurden die Ausbreitungsfaktoren von Tab. 8-1 verwendet, welche nach Meinung der HSK für den Standort KKM konservativ sind. Bei zwei Störfällen (Bruch einer Abgasleitung und eines Aktivkohlebehälters) beruhen die KKM-Rechnungen auf der deutschen Vorgehensweise⁵. Dabei wird insbesondere die Berechnung der externen Wolkendosis mit einem Gammasubmersionsmodell durchgeführt. Die HSK akzeptiert auch diese Berechnungsgrundlagen.

⁴ NRC Reg. Guide 1.3: Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Boiling Water Reactors (June 1974)

⁵ Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien des Bundesministeriums des Inneren zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR, Bundesanzeiger Nr. 245a vom 31.12.1983

Tab. 8-1: Atmosphärische Ausbreitungsfaktoren

Freisetzungsart	Ausbreitungsfaktor [s/m^3]			
	Kurzzeitfaktor	Reduzierter Kurzzeitfaktor	Quasi-Langzeit- faktor	Langzeit- faktor
	0-8 h	8-24 h	1-4 d	4-30 d
Ueber den Kamin	$2,0 \cdot 10^{-5}$	$1,0 \cdot 10^{-5}$	$5,0 \cdot 10^{-6}$	$6,0 \cdot 10^{-7}$
Auf Bodenhöhe	$2,0 \cdot 10^{-4}$	$1,0 \cdot 10^{-4}$	$5,0 \cdot 10^{-5}$	$6,0 \cdot 10^{-6}$

Dosisberechnung

Die HSK hat folgende Belastungspfade bei der Berechnung der Dosen von Personen in der Umgebung des KKM berücksichtigt:

- Externe Dosis durch Bestrahlung aus der radioaktiven Wolke
- Interne Dosis durch Inhalation aus der radioaktiven Wolke
- Externe Dosis durch Bestrahlung der am Boden abgelagerten radioaktiven Stoffe
- Interne Dosis durch Inhalation der wiederaufgewirbelten radioaktiven Stoffe

Bei den Wolkendosen (externe Bestrahlung und Inhalation aus der radioaktiven Wolke) wurde die Expositionszeit so lange angenommen, als die Abgabe aus der Anlage dauert (maximal 30 Tage). Bei den chronischen Dosisbelastungen (externe Bestrahlung durch abgelagerte radioaktive Stoffe und Inhalation der wiederaufgewirbelten radioaktiven Stoffe) betrug die Expositionszeit ein Jahr. Dabei wurden für die langfristigen Dosen realistische Annahmen bezüglich Aufenthaltszeit im Freien getroffen. In allen Fällen wurde bei der Inhalation die Folgedosis über 50 Jahre aus der Exposition im ersten Jahr berechnet.

Zur Bestimmung der durch die Bestrahlung akkumulierten Dosen wurden Dosistaktoren verwendet, die dem neuesten Stand des Wissens entsprechen. Zur Berechnung der Strahlendosen aufgrund externer Bestrahlung wurde das Modell der Immersion in einer halbinendlichen Wolke zusammen mit

ORNL-Dosistaktoren⁶ benutzt. Zur Berechnung der Strahlendosen für Inhalation wurden die effektiven Äquivalentdosistaktoren des Instituts für Strahlenhygiene des deutschen Bundesgesundheitsamtes⁷ verwendet. Gemäss amerikanischer Praxis (NRC Reg. Guide 1.3) wurden folgende Atemraten berücksichtigt: 0,35 l/s während den ersten 8 Stunden, 0,18 l/s in den nächsten 16 Stunden und anschliessend 0,23 l/s.

Nicht berücksichtigt wurde die Dosisbelastung infolge interner Bestrahlung durch Ingestion von kontaminierten Nahrungsmitteln, da angenommen wird, dass der Verzehr kontaminierter landwirtschaftlicher Produkte nötigenfalls eingeschränkt wird.

In Anlehnung an die amerikanische Praxis hat KKM im allgemeinen nur die beiden ersten Belastungspfade berücksichtigt. Sonst wurden dieselben Annahmen getroffen wie bei den HSK-Rechnungen. Ausnahmsweise wurde beim Bruch einer Abgasleitung und eines Aktivkohlebehälters auch der dritte Pfad berücksichtigt, wobei als Expositionszeit bei der Bodenstrahlung 50 Jahre angenommen wurde.

⁶ D.C. Kocher: Dose-Rate Conversion Factors for External Exposure to Photons and Electrons. Health Physics Vol. 45, pg. 665 (1985)
⁷ D. Nosske, B. Gerich, S. Langer: Institut für Strahlenhygiene, Deutschland, Heft Nr. 63 (1985)

8.2 VERHALTEN DER ANLAGE BEI AUSLEGUNGSSTÖRFÄLLEN

8.2.1 Transienten

8.2.1.1 Einleitung

Transienten können beschrieben werden als Störung des Gleichgewichts zwischen Wärmeproduktion und Wärmeabfuhr innerhalb des Reaktorkühlsystems, wobei Rohrbrüche ausgeschlossen werden. Als Ursache kommen generell Fehlfunktionen jener Komponenten oder Systeme in Frage, die sich in verschiedener Weise auf den Reaktorkern und das Reaktorkühlsystem auswirken. Neben Komponenten und Regelsystemen des Reaktorkühlsystems sind demnach auch die Fehlfunktion von Sicherheitssystemen sowie Störungen der Sekundäranlage im Maschinenhaus zu untersuchen. Das Spektrum der auslösenden Ereignisse ist deshalb sehr gross. Diese wirken sich aber nur über eine beschränkte Anzahl unabhängiger Prozessparameter auf den Reaktorkern aus, nämlich über die

- Frischdampfmenge
- Umwälzmenge (Kerndurchfluss)
- Speisewassermenge
- Speisewassertemperatur
- Steuerstabstellung

Störungen dieser Parameter äussern sich in der Veränderung folgender für den Reaktorkern direkt sicherheitsrelevanter Prozessgrössen:

- Reaktordruck
- Wasserniveau im Reaktordruckbehälter (Reaktorniveau)
- Reaktorleistung

Das Reaktorschutzsystem überwacht diese Grössen und löst bei Erreichen entsprechender Grenzwerte eine Reaktorschnellabschaltung aus. Diese Auslösegrenzwerte sind: Reaktordruck hoch (75,3 bar (abs)), Reaktorniveau tief (0,28 m, siehe Tab. 6-3, Kap. 6.6.3.3) oder Reaktorleistung hoch (120 % der Nennleistung). Die Reaktorschnellabschaltung ist somit die primäre Massnahme zur Beherrschung von Transienten. Die Zweckmässigkeit der Auslösegrenzwerte des Reaktorschutzes muss anhand von Transientenanalysen nachgewiesen werden.

Die meisten Transienten sind als Betriebsstörungen (Störfälle der Ereigniskategorie 1 gemäss Richtlinie R-100) zu klassieren. Dies bedeutet insbesondere, dass die Hüllrohrintegrität der Brennstäbe erhalten bleiben soll, wofür nachgewiesen werden muss, dass die thermischen Sicherheitsgrenzwerte

für den Brennstab nicht verletzt werden (Kap. 5.5). Da bei der linearen Stabileistung ein grosser Abstand zwischen Betriebs- und Sicherheitsgrenzwert besteht, ist vor allem der zeitabhängige Verlauf des kritischen Leistungsverhältnisses (CPR) wichtig. Bei einigen Transienten mit Mehrfachfehlern (Kap. 8.2.1.4 und 8.2.1.6) kann zwar eine Verletzung des CPR-Sicherheitsgrenzwerts nicht ausgeschlossen werden, doch ist das Auftreten dieser Transienten so unwahrscheinlich, dass sie nicht mehr zur Kategorie der Betriebsstörungen gehören.

Im Vergleich zu anderen Siedewasserreaktoranlagen ähnlicher Bauart weist das KKM mit den zwei getrennten und unabhängigen Turbogruppen und den zugeordneten Kondensat- und Speisewassersystemen eine Besonderheit auf. Die zwei Turbogruppen sind vorteilhaft, nicht nur wegen der Anlagenverfügbarkeit, sondern auch bei Störfällen, bei denen nur eine Turbogruppe oder eines ihrer Hilfssysteme betroffen ist. Die zweite Turbogruppe bleibt dann als Hauptwärmesenke für die Nachwärmeabfuhr vorhanden, und das zweite Speisewassersystem versorgt den Reaktor weiterhin mit Kühlwasser.

In den folgenden Abschnitten werden zunächst die bei den Transientenanalysen verwendeten Randbedingungen dargelegt; danach werden Störungen der drei sicherheitsrelevanten Prozessgrössen Reaktordruck, -niveau und -leistung behandelt, und schliesslich werden einige spezielle Störfälle diskutiert.

8.2.1.2 Randbedingungen

Die Transientenanalysen gehen davon aus, dass im Normalbetrieb bei Voll- und Teillast die massgebenden Betriebsgrenzen für die lineare Stabileistung (LHGR) und das kritische Leistungsverhältnis (CPR) gemäss den Technischen Spezifikationen eingehalten werden. Alle limitierenden sowie einige ausgewählte zusätzliche Transienten wurden für eine thermische Reaktorleistung von 1097 MWt berechnet. Die übrigen Transienten sind entweder qualitativ beschrieben, oder es konnte auf ältere Analysen für eine Leistung von 947 MWt zurückgegriffen werden, welche zumindest qualitativ das Reaktorverhalten auch bei der erhöhten Leistung wiedergeben.

Die tatsächlichen Sicherheitsreserven liegen vor allem in den gewählten, meist konservativen Eingabedaten und in Sicherheitszuschlägen (Kap. 8.1.1) und weniger in den Rechenmodellen. Typische Beispiele für konservative Eingabedaten sind die Schliesszeit der Turbinenschnellschlussventile und die SCRAM-Zeit. Für letztere wurde nicht der Messwert sondern der gemäss den Technischen Spezifikationen zulässige Maximalwert angenommen. Ein Beispiel eines Sicherheitszuschlages ist eine Erhöhung von 4 % in der axial integrierten Brennelementleistung, die im CPR-Sicherheitsgrenzwert berücksichtigt ist.

Das Spektrum der auslösenden Ereignisse und der Anlagebetriebszustände (z. B. Leistung, Kerndurchfluss, Reaktordruck, Speisewassertemperatur), die als Randbedingungen für jede Störung defi-

nirt werden müssen, ist sehr gross. Ohne Durchführung einer Vielzahl von Rechnungen für jeden Störfall ist es nicht einfach, die konservativen Randbedingungen zu identifizieren. Für das KKM ist dies insofern noch schwieriger, als die Anlage zur Leistungsüberwachung nur über ein fest vorgegebenes Neutronenfluss-Reaktorschnellabschaltsignal bei 120 % der Nennleistung verfügt. Modernere Anlagen haben zusätzliche, z. B. vom Kerndurchfluss abhängige Neutronenfluss-Reaktorabschaltsignale und verfügen über verschiedene, automatische Massnahmen zur Begrenzung einer Leistungszunahme. Aus diesen Gründen hat die HSK den Betreiber aufgefordert, zur Vereinfachung des Nachweisverfahrens für Teillast und zur Anpassung des Reaktorschutzes an den Stand der Technik moderner Anlagen Verbesserungen durchzuführen. Der Betreiber hat zu dieser Forderung positiv Stellung genommen und eine Realisierung bis 1994 zugesichert.

Die Annahme, dass das erste Reaktorschutzsignal die Reaktorschnellabschaltung einleitet, ist in Übereinstimmung mit den Anforderungen der schweizerischen Richtlinie R-101 und entspricht der Praxis in den USA. Nach deutscher Praxis werden diversitäre Reaktorschutzsignale verlangt, und es wird erst das spätere, zweite Signal in den Analysen berücksichtigt. Dafür ist aber in Deutschland eine kurzzeitige Verletzung der thermischen Sicherheitsgrenzwerte für die Brennstabintegrität (Kap. 5.5) erlaubt. Zwar verfügt auch das KKM über zusätzliche diversitäre Schutzkriterien, die bei Versagen des ersten Reaktorschutzsignals eine Reaktorschnellabschaltung auslösen. Es gibt jedoch einzelne Störfälle, bei denen das zweite Reaktorschutzsignal nicht rechtzeitig genug anspricht, um die kurzzeitige Verletzung der thermischen Sicherheitsgrenzen zu verhindern. Für Transienten, die zu einer Leistungszunahme führen, gibt es kein vom Neutronenfluss unabhängiges Reaktorschutzsignal. Ein unbegrenzter Leistungsanstieg ist aber trotzdem nicht möglich, da eine Begrenzung in der Turbinenregelung eine Dampfmenge von über 115 % des Nenndurchflusses nicht zulässt. Ein weiterer Leistungsanstieg würde dann zu einem Druckanstieg und damit zu einer Reaktorschnellabschaltung führen.

Als weitere Randbedingung für Sicherheitsanalysen ist das Einzelfehlerkriterium zu erwähnen. Die Praxis in den USA ist derart, dass das Einzelfehlerkriterium nur auf Sicherheitssysteme angewandt wird. Im Falle von Transienten betrifft dies praktisch nur das Reaktorschutzsystem, welches aber ohnehin bereits auslegungsgemäss dem Einzelfehlerkriterium genügen muss. Die HSK hingegen vertritt den Standpunkt, dass bei Transientenanalysen das Einzelfehlerkriterium auch bei Betriebs- und Regelsystemen anzuwenden sei. Obwohl keine systematische Untersuchung vorliegt, konnte anhand von Plausibilitätsbetrachtungen die Schlussfolgerung gezogen werden, dass die thermischen Sicherheitsgrenzwerte für die Brennstabintegrität nicht in jedem Fall eingehalten werden können. Solche Transienten sind jedoch so unwahrscheinlich, dass sie nicht mehr zur Kategorie der Betriebsstörungen gehören.

8.2.1.3 Druckstörungen

Charakteristisch für Siedewasserreaktoren ist das Verhalten bei Druckerhöhungen, hervorgerufen z. B. durch plötzliche Verringerung der abströmenden Frischdampfmenge. Infolge der sich ergebenden Kompression der Dampfblasen nimmt die Reaktivität im Reaktorkern plötzlich zu, was zu einer kurzfristigen Leistungsspitze führt. Dieser Leistungsanstieg wird durch inhärente Rückkopplungsmechanismen (Dopplereffekt der Brennstofftemperatur) gebremst. Die Wärmeabgabe an das Kühlmittel wird aufgrund der Wärmekapazität und Wärmeleitfähigkeit des Brennstoffs noch weiter gedämpft. Dies begünstigt den Dopplereffekt und wirkt damit zusätzlich dem Leistungsanstieg entgegen. Trotz dieser inhärenten Dämpfungsmechanismen würde die Reaktorschnellabschaltung durch hohen Neutronenfluss nicht immer rechtzeitig genug erfolgen, um eine kurzzeitige Ueberschreitung der thermischen Auslegungsgrenzen des Brennstabs zu verhindern. Aus diesem Grunde wird von den direkten Ursachen der Druckerhöhung eine vorgezogene Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Solche Ursachen können sein:

- Schnellschluss beider Turbinen oder einer Turbine, falls die andere ausser Betrieb ist (nur oberhalb 30 % Leistung)
- Generator-Lastabwurf beider Generatoren oder eines Generators, falls der andere ausser Betrieb ist (nur oberhalb 30 % Leistung)
- Schliessen der Frischdampfisolationsventile

Um einen Turbinenschnellschluss oder eine Frischdampfisolierung rechtzeitig zu erkennen, wird die Stellung der entsprechenden Ventile überwacht. Verlassen mehrere Ventile die Offenstellung, wird dadurch vorgezogen eine Schnellabschaltung ausgelöst. Bei einem Generator-Lastabwurf löst der tiefe Regelöl Druck für die Turbinenregelventile die vorgesehene Schnellabschaltung aus.

Beim Turbinenschnellschluss und beim Generator-Lastabwurf erfolgt die vorgezogene Reaktorschnellabschaltung allerdings nur, falls das Turbinenbypasssystem versagt. Bei funktionierendem Bypasssystem wird die vorgezogene Reaktorschnellabschaltung blockiert, und es erfolgt stattdessen ein automatischer Einwurf einer Anzahl vorbestimmter Steuerstäbe (Select Rod Insertion, SRI). Durch diese Massnahme und durch Regelung des Dampfdruckes mit Hilfe der Bypassventile kann ein zu hohes Ueberschwingen des Neutronenflusses verhindert und die Anlage auf einem tieferen Leistungsniveau stabilisiert werden.

Für den Sicherheitsnachweis wird sowohl das Ausfallen des SRI als auch von 50 % der Bypasskapazität angenommen. Bei Teillast ist es nicht einfach zu beurteilen, ob die verwendeten leistungs- und durchflussabhängigen Betriebsgrenzwerte alle möglichen Druckerhöhungstransienten abdecken (Kap. 8.2.1.2).

Das Bypasssystem mit einer Kapazität entsprechend 110 % der Nenndampfmenge spielt eine wichtige Rolle für die Beherrschung des Lastabwurfs auf Eigenbedarf und zur Vermeidung von Containmentbelastungen durch Ansprechen der Sicherheits-/Abblaseventile. Ausser bei Reaktor- und Netzstörungen, die auf beide Turbinen wirken, ist ein gleichzeitiger, unabhängiger Ausfall beider Generatoren unwahrscheinlich. Alle diese Lastabwurf-Transienten stellen hohe Anforderungen an die Regelsysteme. Im Falle einer Frischdampf-Regelungsstörung oder eines Bypassversagens bei Lastabwurf kommt es zu einer Reaktorschnellabschaltung. Beim Versagen des Bypasssystems oder bei einer Frischdampfisolation öffnen zudem noch die Sicherheits-/Abblaseventile.

Druckstörungen im Sinne einer Druckabsenkung infolge erhöhter Dampfenahme führen zu einer Vergrößerung des Dampfblasenvolumens im Kern und damit zu einer Leistungsreduktion. Als Folge davon kommt es zu einem Niveauanstieg des Kühlmittels im Reaktor und eventuell zu einem Turbinenschnellschluss durch Reaktorniveau "hoch". Bei Erreichen eines Reaktordruckes von 57 bar wird die Druckabsenkung durch automatisches Schliessen der Frischdampfisolationsventile und eine dadurch ausgelöste Reaktorschnellabschaltung abgefangen. Eine Überwachung innerhalb des Regelsystems begrenzt im Fall einer Druckregelungsstörung an beiden Turbinen die maximale Dampfenahme auf 115 % der Nennmenge. Bei Nulllast und Betriebsartenschalter auf "Anfahren" wird die Druckabsenkung erst bei Reaktorniveau 2 (-1,07 m) durch Frischdampfisolation abgefangen.

Die folgenden beiden Druckstörungstransienten sind bezüglich CPR-Abnahme limitierend:

- Abschaltung beider Turbinen mit Ausfall des SRI und von 50 % der Bypasskapazität (maximale CPR-Abnahme während des Störfalls: 0,114)
- Lastabwurf beider Generatoren mit Ausfall des SRI und von 50 % der Bypasskapazität (maximale CPR-Abnahme während des Störfalls: 0,096)

8.2.1.4 Reaktorniveaustörungen

Diese Art von Störungen dürfte die häufigste Ursache für eine Reaktorschnellabschaltung (ausgelöst durch Wasserniveau "tief" bei 0,28 m) oder einen Turbinenschnellschluss (ausgelöst durch Wasserniveau "hoch" bei 1,54 m) sein, da der Betriebsbereich zwischen oberem und unterem Grenzwert relativ eng ist (Tab. 6-3). Störungen mit Niveauabsenkung sind potentiell für den Kern gefährlich, da dessen Kühlung nur bei Überdeckung mit Wasser sicher gewährleistet ist. Ein Niveauanstieg ist hingegen nur indirekt gefährlich, da durch erhöhten Wassertropfenmitriss zuerst die Turbinen gefährdet werden. Bei einem weiteren Niveauanstieg wäre dann allerdings auch mit Kondensations- und Wassersschlägen in der Frischdampfleitung zu rechnen.

Innerhalb der Transienten ist der totale Ausfall der Speisewasserversorgung die massgebende Störung bezüglich Niveauabsenkung. Neben der Reaktorschnellabschaltung bei Reaktorniveau 3

(0,28 m) ist bei dieser Transiente auch der Einsatz von Sicherheitssystemen notwendig, um eine Kernabdeckung zu vermeiden. Als Hochdruckeinspeisesystem stehen die beiden RCIC-Stränge zur Verfügung. Beide werden bei Reaktorniveau 2 (-1,07 m) eingeschaltet. Jeder ist für sich allein in der Lage, eine Niveauabsenkung bis zum sogenannten Notkühlniveau, Reaktorniveau 1 (-2,77 m), zu verhindern.

Falls zusätzlich zum totalen Speisewasserausfall ein Sicherheits-/Abblaseventil fehlerhaft öffnet bzw. offen bleibt und zusätzlich nur einer der RCIC-Stränge verfügbar ist, entsteht eine dem Kühlmittelverluststörfall ähnliche Situation. In diesem Falle ist mit einer kurzzeitigen Kernabdeckung und einem Temperaturanstieg der Brennstabhüllrohre zu rechnen (Kap. 8.2.2.6). Aus diesem Grunde ist die Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit der zwei RCIC-Hochdruckeinspeisestränge sowie der Sicherheits-/Abblaseventile besonders wichtig.

Beim Ausfall einer der zwei laufenden Speisewasser- oder Kondensatpumpen wird die entsprechende Reservepumpe automatisch zugeschaltet. Diese Zuschaltung bewirkt lediglich kurzzeitig einige Reaktorleistungs- und Niveauschwankungen. Beim Startversagen der Reservepumpe wird eine Reaktorschnellabschaltung durch Reaktorniveau 3 ausgelöst.

Bei Störungen mit Niveauanstieg wird bei Erreichen des Reaktorniveaus 8 (1,54 m) ein Turbinenschnellschluss und als Folge davon ein Stabeinwurf (SRI) oder gegebenenfalls eine Reaktorschnellabschaltung über Neutronenfluss "hoch" (120 %) ausgelöst. Sollte das Wasserniveau weiter ansteigen, wäre mit Kondensations- und Wassersschlägen in der Frischdampfleitung zu rechnen. Aus diesen Gründen werden alle Hochdruckeinspeisesysteme automatisch ausgeschaltet und zwar das RCIC-System beim Erreichen von Reaktorniveau 8 (1,54 m) und das Speisewassersystem bei Reaktorniveau 9 (2,51 m). Die Speisewasserdördermenge wird bereits beim Erreichen von Reaktorniveau 8 auf Minimaldrehzahl zurückgeregt. Da Störungen im Speisewassersystem die Hauptursache für einen Niveauanstieg sind, ist dessen automatische Abschaltung bei Reaktorniveau 9 eine wichtige, sicherheitsrelevante Funktion. Obwohl diese Abschaltfunktion nicht zum Reaktorschutz gezählt wird, sind die entsprechenden Schaltungen redundant ausgeführt.

Die einzige Niveaustörung, welche einen Einfluss auf das CPR hat, ist das Versagen des Speisewasserreglers in Richtung maximaler Fördermenge. Diese Transiente wird bei den Leistungsstörungen (Kap. 8.2.1.5) beschrieben.

8.2.1.5 Leistungsstörungen

Hier sollen nur Leistungsstörungen des Gesamtkerns diskutiert werden, währenddem lokale und langsame Leistungsstörungen als Folge von Steuerstabbewegungen im Rahmen der Reaktivitätsstörfälle (Kap. 8.2.3) untersucht werden.

Es ist offensichtlich, dass nur eine Leistungszunahme und nicht eine Leistungsabsenkung eine Gefahr darstellt. Die drei Hauptursachen für eine Leistungszunahme sind neben der Druckerhöhung (Kap. 8.2.1.3):

- Erhöhung der Speisewassermenge (z. B. durch Regelungsfehler)
- Erniedrigung der Speisewassertemperatur (z. B. durch Ausfall eines Hochdruckvorwärmers)
- Zunahme der Umwälzmenge (z. B. durch Regelungsfehler)

Die Erhöhung der Speisewassermenge führt zu einem Leistungsanstieg infolge stärkerer Unterkühlung am Kerneintritt. Schliesslich führt sie zu einem Turbinenschnellschluss durch Reaktorniveau 8 (1,54 m) und bei Versagen des Stabeinwurfs (SRI) zu einer Reaktorschnellabschaltung durch Neutronenfluss "hoch" (120 %). Die maximale Abnahme des kritischen Leistungsverhältnisses durch Leistungserhöhung und Turbinenschnellschluss beträgt 0,103.

Die häufigste Ursache einer Absenkung der Speisewassertemperatur ist der Ausfall eines Hochdruckvorwärmerstranges. Für diese Transienten wurden sowohl anlagenspezifische Berechnungen mit der zu erwartenden Temperaturabsenkung von 29,5 °C als auch generische Rechnungen mit einer Temperaturabsenkung von 55 °C durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen, dass die Transiente relativ langsam verläuft und die Reaktorleistung sich ohne Eingriff des Reaktorschutzsystems bei etwa 107 % stabilisiert. Die CPR-Abnahme beträgt dabei 0,064.

Eine schnelle Leistungssteigerung ist bei einem Fehler in der Umwälzregelung möglich. Die beiden Umwälzregelsysteme sind unabhängig, und die beiden Sollwerte werden manuell vorgegeben. Beim Hochlaufen eines oder beider Umwälzregelsysteme mit maximaler Regelgeschwindigkeit steigt der Neutronenfluss innerhalb von 2 Sekunden über den Reaktorschutz-Grenzwert von 120 %, wodurch eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst wird. Die thermische Leistung (Wärmestrom vom Hüllrohr an das Kühlmittel) folgt diesem Neutronenflussanstieg allerdings stark gedämpft, weshalb die thermischen Sicherheitsgrenzwerte für den Brennstab nicht verletzt werden. Beim langsamen Hochlaufen einer oder beider Umwälzmengen gibt es keinen schnellen Anstieg des Neutronenflusses, der wie die thermische Leistung nur langsam ansteigt. Durch Einhaltung des durchfluss- und leistungsabhängigen CPR-Betriebsgrenzwertes wird sichergestellt, dass bei diesem Störfall die Hüllrohrintegrität nicht verletzt wird.

Ausser einem Fehler in der Umwälzregelung kann auch das Zuschalten einer stehenden Umwälzpumpe zu einem Leistungsanstieg führen. Durch Operateurvorschriften wird verlangt, dass diese Zuschaltung nur bei tiefer Leistung und nur bei minimaler Öffnung der Pumpenabsperarmatur durchgeführt werden darf. Sollte diese Zuschaltung fälschlicherweise bei zu hoher Leistung oder bei zu grosser Öffnung der Armatur erfolgen, wird eine Reaktorschnellabschaltung durch Neutronenfluss

"hoch" (120 %) ausgelöst. Auch in diesem Fall werden die thermischen Sicherheitsgrenzwerte nicht verletzt.

Eine rasche Abnahme der Umwälzmenge, z. B. durch Ausfall beider Umwälzpumpen oder Blockieren einer Umwälzpumpe, ist unproblematisch, da die Leistung selbsttätig reduziert wird. Der Abstand zur kritischen Wärmestromdichte nimmt zu. Bei dieser Störung sind keine Aktionen des Reaktorschutzsystems notwendig.

8.2.1.6 Ueberdrucksicherung des Reaktorkühlkreislaufs

Der Nachweis der Ueberdrucksicherung des Reaktorkühlkreislaufs erfolgt anhand von Druckzunahmetransienten, wobei zusätzlich die erste Reaktorschutzanregung zur SCRAM-Auslösung nicht berücksichtigt wird. Für das KKM sind die folgenden zwei Transienten massgebend (Kap. 8.2.1.3):

- Schliessen der Frischdampfisolationsventile
- Schnellschluss beider Turbinen mit Versagen des Turbinenbypasssystems einer Turbine

Die erste Reaktorschutzanregung würde von der Stellungsmeldung der Frischdampfisolationsventile bzw. den Endschaltem der Turbinenschnellschlussventile ausgelöst. Die zweite, die tatsächlich berücksichtigt wird, erfolgt durch Neutronenfluss "hoch" (120 %).

Die Ergebnisse der Störfallrechnungen für die Frischdampfisolationstransienten zeigen einen Maximaldruck des Reaktordruckbehälters von 89 bar (rel). Damit ist gewährleistet, dass selbst bei Nichtöffnen eines Sicherheits-/Abblaseventils (Einzelfehler) und unter Berücksichtigung der Sicherheitsfunktionen der übrigen fünf Ventile die Kriterien des ASME-Codes für den zulässigen Maximaldruck (95 bar (rel)) noch eingehalten werden. Die Ueberdrucksicherung des Reaktorkühlkreislaufs ist damit nachgewiesen.

Die Ergebnisse für die Turbinenschnellschluss-Transienten zeigen, dass der maximale Ueberdruck im RDB durch das Öffnen der vier Sicherheits-/Abblaseventile auf 77,7 bar (rel) begrenzt wird und damit deutlich unter dem Auslegungsdruck von 86,2 bar (rel) und unter dem Ansprechdruck der Sicherheitsventile liegt.

8.2.1.7 Fehlverhalten von Sicherheits-/Abblaseventilen

Ein fehlerhaftes Öffnen eines Sicherheits-/Abblaseventils (SRV) während des Leistungsbetriebs ist eine Betriebsstörung. Sie verursacht keine Druck-, Niveau- oder Leistungsstörungen, da die Reaktor-druckregelung solche Störungen durch Drosseln der Turbinenregelventile auskorrigieren kann. Lediglich die mittlere Temperatur des Kondensationsbeckens steigt bei dieser Störung langsam an. Da der Reaktor nicht gefährdet ist, erfolgt auch kein direkter Eingriff durch das Reaktorschutzsystem. Eine

unmittelbare Gefährdung des Kondensationsbeckens besteht, wenn die für eine stabile Dampfkondensation maximal zulässige mittlere Toruswassertemperatur von 77 °C erreicht ist. Zudem ist ein andauerndes Abblasen in das Kondensationsbecken bei Leistungsbetrieb nicht zulässig, weil die Gefahr besteht, dass die maximal zulässige Toruswassertemperatur von 82 °C überschritten wird, bei welcher der NPSH-Wert (Net positive suction head oder Nettosaughöhe) der Pumpen des Toruskühlsystems (TCS) erreicht wird.

Um diese beiden Grenzwerte für die mittlere Toruswassertemperatur einzuhalten, wird der Reaktor bereits bei 42 °C automatisch ab- und das TCS automatisch zugeschaltet. Der Reaktor wird bei dieser Transiente über das offengebliebene SRV langsam drucklos entlastet und dann durch die normalen Abfahrssysteme in einen kalten Zustand gebracht. Während der ganzen Zeit wird der Reaktorkern durch das Speisewassersystem, das RCIC oder die Niederdruck-Notkühlsysteme ausreichend mit Wasser überdeckt. Die Druckentlastung durch Dampfabblassen ist bei einer mittleren Toruswassertemperatur von ca. 54 °C beendet. Dann kann der Reaktorkern entweder über das STCS oder über den mit Wasser gefüllten Reaktordruckbehälter, die Frischdampfleitungen und die offenen Sicherheits-/Abblaseventile gekühlt werden. Im zweiten Fall erreicht die mittlere Toruswassertemperatur nach ca. 8 Stunden 73 °C, wenn die Nachwärmeabfuhr über einen TCS-Strang mit der produzierten Nachwärme im Gleichgewicht ist.

8.2.1.8 Transienten ohne Reaktorschnellabschaltung (ATWS)

Die ATWS-Transienten (Anticipated Transients Without Scram, Betriebsstörungen mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung) fallen zwar nicht unter die Auslegungsstörfälle, da bei diesen Mehrfachfehler im Reaktorschutz, im ARSI-System oder im Abschaltssystem nicht postuliert werden. Wie probabilistische Untersuchungen zeigen, ist ein Ausfall der Reaktorschnellabschaltung im Anforderungsfall deshalb auch äusserst unwahrscheinlich. Dennoch ist es heute Stand der Technik, das Verhalten der Anlage bei diesen Störfällen zu untersuchen und gegebenenfalls Massnahmen zur Beherrschung oder Linderung der Auswirkungen zu treffen. Die folgenden Überlegungen gehen von einem Versagen aller Steuerstäbe aus, obwohl ein Teilversagen eher anzunehmen wäre.

Das Verhalten der Anlage bei einem ATWS-Störfall ist grundsätzlich verschieden, je nachdem ob die Hauptwärmesenke vorhanden ist oder nicht. Im ersten Fall kann die Reaktorleistung weiterhin via Turbinenbypass (bei Ausfall der Turbinen) über den Kondensator nach aussen abgegeben werden. Gelingt es, die Reaktorleistung innert Minuten unterhalb von ca. 70 % Nennleistung zu bringen, z. B. durch Abschalten der Umwälzpumpen, kann die Reaktorleistung im Prinzip für unbeschränkte Zeit abgeführt werden. In diesem Fall ist, solange die Kernkühlung durch Speisewasser gewährleistet bleibt, mit keiner Kernabdeckung zu rechnen. Der Operateur hat ausreichend Zeit, geeignete Massnahmen zur Abschaltung des Reaktors einzuleiten. Dazu gehören das manuelle Einfahren der Steuerstäbe oder das Auslösen des Vergiftungssystems.

Der zweite Fall, ein ATWS-Störfall mit Verlust der Hauptwärmesenke, stellt höhere Anforderungen an die Anlage und an das Betriebspersonal. In diesem Fall wird die Leistung über die Sicherheits-/Abblaseventile ins Kondensationsbecken (Torus) abgeführt. Der dadurch bedingte Temperaturanstieg des Toruswassers kann ohne geeignete Gegenmassnahmen zum Ausfall von Notkühlsystemen und längerfristig zum Überdruckversagen des Primärcontainments führen. Zur Reduktion des Wärmeeintrags ins Kondensationsbecken muss deshalb versucht werden, die Kernleistung möglichst schnell zu reduzieren. Ein Abschalten der Umwälzpumpen erfolgt automatisch entweder durch hohen Reaktordruck oder tiefes Reaktorniveau. Gelingt es zusätzlich, das Wasserniveau im Reaktordruckbehälter auf die Kernoberkante abzusenken, dann reduziert sich die Kernleistung auf etwa 10 % der Nennleistung. Detaillierte Analysen haben gezeigt, dass in diesem Fall eine Kühlwassereinspeiserate in den Reaktordruckbehälter von ca. 14 kg/s am günstigsten ist. Damit wird einerseits der Reaktorkern ausreichend gekühlt und andererseits die Reaktorleistung genügend stark reduziert.

Bereits mit einem RCIC-Einspeisestrang allein kann diese Fördermenge erbracht werden. Falls das Speisewasser noch verfügbar ist, kann auch damit durch entsprechende Drosselung der Fördermenge die benötigte Einspeisemenge sichergestellt werden. Die Operateure müssen allerdings darauf achten, dass bei tiefem Reaktorniveau die automatische Druckentlastung (ADS) nicht ausgelöst und dadurch Niederdruck-Notkühlsysteme unkontrolliert in den Reaktor einspeisen. Die Operateure müssen deshalb eine automatische Druckentlastung durch periodisches Rückstellen des ADS-Zeitgliedes verhindern. Da die Gefahr besteht, dass die Operateurhandlung unter Stresssituationen unterbleibt, wird der Betreiber die Überbrückung der automatischen ADS-Auslösung ermöglichen.

Sind die Hochdruckeinspeisesysteme nicht verfügbar, so stehen nach einer gezielten, langsamen Druckentlastung die Niederdrucksysteme CS und ALPS sowie das Kondensatsystem zur Wassereinspeisung zur Verfügung. Die Druckentlastung führt zu einer weiteren Leistungsreduktion. Der Operateur verfügt somit über verschiedene Möglichkeiten, eine ausreichende Kühlwassereinspeiserate sicherzustellen. Mittelfristig ist es aber notwendig, den Reaktor entweder durch manuelles Einfahren der Steuerstäbe oder durch Einspeisen von Borsäure (Vergiftungssystem) abzuschalten. Es ist wichtig festzuhalten, dass der Betriebsmannschaft bei rechtzeitiger Niveauabsenkung ausreichend Zeit zur Verfügung steht, um den Reaktor abzuschalten, bevor die Torustemperatur unzulässige Werte erreicht. Die wichtigste Voraussetzung dafür ist, dass der Operateur das Wasserniveau im Reaktor genügend rasch senkt. Diese Handlung wird am Simulator eingehend geübt und ist auch in den ATWS-Nottalivorschriften enthalten.

8.2.1.9 Zusammenfassende Bewertung

Das Verhalten eines Siedewasserreaktors bei Transienten ist dadurch gekennzeichnet, dass wichtige Betriebssysteme und deren Regelung direkt auf das Reaktorkühlsystem einwirken und dass durch Änderung von Temperatur und Blasengehalt im Reaktorkern schnelle Reaktivitäts- und Leistungsän-

derungen erzeugt werden können, welche durch die Reaktorschnellabschaltung begrenzt werden müssen. Die Beherrschung der Transienten basiert somit in erster Linie auf dem Reaktorschutzsystem. Zusätzlich muss aber auch die Funktionsfähigkeit anderer Ausrüstungen berücksichtigt werden (z. B. der Sicherheits-/Abblaseventile, Bypassventile usw.), um eine Beschädigung von Brennstäben und eine Ueberbeanspruchung des Reaktorkühlsystems bei Betriebsstörungen zu vermeiden. Auch zum Schutz des Torus gegen unzulässige Erwärmung bestehen automatische Schutzmassnahmen.

Angesichts der Vielzahl von Störungsmöglichkeiten mit Auswirkungen auf den Reaktor und von möglichen Ausgangsbetriebszuständen ist der Aufwand zur Ueberprüfung der Transientenanalysen relativ gross. Die HSK hat sich aufgrund der durchgeführten Analysen davon überzeugen können, dass das Sicherheitskonzept des KKM bei Vollast genügend erhärtet ist, um eine Beschädigung von Brennstäben und eine Ueberbeanspruchung des Reaktorkühlsystems zu vermeiden. Entsprechende Nachweise liegen entsprechend bisherigem Vorgehen auch für Teillast vor. Um das Nachweisverfahren für Teillast zu vereinfachen und den Reaktorschutz dem Stand der Technik modernerer Anlagen anzupassen, sind Verbesserungen durchzuführen.

Detaillierte Untersuchungen zu den ATWS-Störfällen haben gezeigt, dass der Operateur selbst bei diesen auslegungsüberschreitenden Transienten mehrere Möglichkeiten hat, einen solchen Störfall abzufangen. Um die Beherrschbarkeit von ATWS-Transienten zu verbessern, wird die Ueberbrückung der automatischen ADS-Auslösung ermöglicht.

8.2.2 Kühlmittelverluststörfälle

8.2.2.1 Einleitung

Ein Kühlmittelverluststörfall wird hier wie allgemein üblich definiert als Bruch oder als Leckage an einer Rohrleitung des Reaktorkühlkreislaufts innerhalb des Drywells. Rohrbrüche ausserhalb des Drywells im Reaktorgebäude oder im Maschinenhaus werden in Kap. 8.2.5 und 8.2.6 behandelt. Diese Rohrbrüche können mit Ausnahme der Brüche der kleinen Messleitungen durch Armaturen automatisch oder von Hand vom Reaktorkühlsystem isoliert werden. Sie führen zudem nicht zu einem Druckanstieg im Drywell, welcher neben einer Reaktorniveauabsenkung als diversitäre Erkennungsgrösse für einen Kühlmittelverlust innerhalb des Drywells verwendet wird.

Bei einem Kühlmittelverluststörfall muss nachgewiesen werden, dass die Kühlbarkeit des Kerns gewährleistet bleibt und das Primärcontainment den auftretenden dynamischen Lasten standhält (Kap. 5.5 und 6.5.3).

Die folgenden Hauptleitungen des Reaktorkühlsystems sind direkt am Reaktordruckbehälter angeschlossen:

- Umwälzleitungen
- Frischdampfleitungen
- Speisewasserleitungen
- Notkühlleitungen

Zudem sind Leitungen des RWCU-, Instrumentierungs-, Vergiftungs-, Deckelsprüh- und Steuerstabantriebssystems direkt und Leitungen des Probenahme-, Entwässerungs- und Abfahrkühlsystems indirekt am Reaktordruckbehälter angeschlossen. Je nach Höhe des Anschlussstutzens der vom Bruch betroffenen Leitung am Reaktordruckbehälter wird das Kühlmittel vorwiegend in Form von Dampf (z. B. bei einem Frischdampfleitungsbruch) oder vorwiegend in Form von Heisswasser (z. B. bei einem Bruch einer Umwälzleitung) ausströmen. Brüche mit Wasserausströmung stellen höhere Anforderungen an die Kernnotkühlung, da sie zu einer geringeren Druckabsenkung im Reaktorkühlsystem und zu einem schnelleren und grösseren Inventarverlust führen.

8.2.2.2 Erkennung und Gegenmassnahmen

Jeder Kühlmittelverluststörfall führt zu einem Druckanstieg im Drywell und, falls der Inventarverlust nicht ergänzt wird, zu einer Niveauabsenkung des Kühlmittels im Reaktordruckbehälter und schliesslich zur Kernabdeckung. Die Zunahme des Drywelldrucks ist der erste Hinweis für einen Kühlmittelverlust, da dieser auch erfolgt, wenn anfänglich keine Niveauabsenkung im Reaktordruckbehälter stattfindet, z. B. wenn das Speisewassersystem den Kühlmittelverlust ausgleicht.

Die Reaktorschnellabschaltung wird ausgelöst durch die Signale "Drywelldruck hoch" (0,14 bar relativ zum Druck im Reaktorgebäude) oder "Reaktorniveau 3" (Kap. 6.6.3.3, Tab. 6-3). Zur Notkühlung stehen das Hochdruckeinspeisesystem (RCIC), das Niederdruckkernsprühsystem (CS) und das Niederdruckeinspeisesystem (ALPS) zur Verfügung. Das CS wird durch "Drywelldruck hoch" (0,14 bar (rel)) oder "Reaktorniveau 1" angeregt. Die RCIC- und ALPS-Pumpen starten bereits bei Reaktorniveau 2, um bei kleinen Lecks eine Niveauabsenkung unter Reaktorniveau 1 zu verhindern.

Als Massnahme gegen den Austritt radioaktiver Stoffe aus dem Primärcontainment wird eine automatische Isolation aller nicht zur Notkühlung benötigten Systeme ausgelöst; gleichzeitig wird das Sekundärcontainment automatisch lüftungstechnisch isoliert und das Notabluftsystem eingeschaltet (Tab. 6-4). Die Durchführungen der meisten Systeme durch das Primär- und Sekundärcontainment werden sowohl durch die Signale "Drywelldruck hoch" als auch "Reaktorniveau 2" abgesperrt. Wichtige Ausnahmen sind die Speisewasser- und Frischdampfleitungen. Die Speisewasserleitungen sind nur mit Rückschlagklappen gegen aussen abgesperrt, so dass die Notkühlung mittels Speisewasser unterstützt werden kann. Die Frischdampfleitungen werden nicht durch "Drywelldruck hoch" isoliert, um die Kondensatoren möglichst lange als Hauptwärmesenke zu erhalten.

Als weitere Massnahme zur Notkühlung ist die automatische Druckentlastung mittels ADS zu erwähnen, welche 120 Sekunden nach Unterschreiten des Reaktorniveaus 1 und in Kombination mit "Drywelldruck hoch" (0,14 bar (rel)) ausgelöst wird. Hierbei werden 3 der 4 Sicherheits-/Abblaseventile geöffnet, was zu einer schnellen Druckabsenkung führt, so dass die Niederdrucksysteme CS und ALPS einspeisen können.

Das Hochdruckeinspeisesystem RCIC fördert Kühlwasser über die Speisewasserleitungen und den Speisewasserverteiler in den Annulus zwischen Kernmantel und Reaktordruckbehälterwand. Von dort strömt das Wasser durch die Strahlpumpen in den unteren Bereich des Reaktordruckbehälters (unteres Plenum). Die Brennelemente werden dadurch von unten wieder geflutet. Bei einem grossen Leck an den Umwälzleitungen ist das RCIC allerdings nicht wirksam, da das Wasser über die gebrochene Umwälzleitung wieder ausströmen kann.

Die Niederdrucksysteme CS und ALPS haben die Aufgabe, den Reaktorkern von oben zu besprühen, bis er wieder geflutet ist. Wegen der relativ kleinen Fördermenge des ALPS (ca. 1/3 des CS) kann mit diesem System keine gleichverteilte Sprühmenge oberhalb des Kerns erreicht werden. Deshalb wirkt das ALPS weniger als Sprühkühlsystem, sondern vielmehr als Flutsystem. Bei einem Bruch der Umwälzleitung kann der Kern nur bis ca. 2/3 der Kernhöhe geflutet werden. Eine vollständige Flutung ist kurzfristig nicht möglich, da das Wasser über die internen Strahlpumpen und die gebrochene Umwälzleitung ins Containment ausläuft. Langfristig muss der gesamte Drywell geflutet werden.

In gewissen Phasen der Notkühlung wird die Sprühkühlung durch entgegenströmenden Dampf behindert. Dies führt einerseits zu einer Verminderung des Sprühwassers, das in den Kern eintreten kann, und zu einer Verzögerung des Auffüllens des unteren Plenums. Andererseits wird durch entgegenströmenden Dampf Kühlwasser auch auf der Kernunterseite gestaut, was einen vollständigen Kühlwasserverlust im Kern verzögert und damit die Kernkühlung begünstigt.

Nach dem Wiederauffüllen des Reaktordruckbehälters bis mindestens zum oberen Ende der Strahlpumpen strömt das mit den Notkühlsystemen in den Reaktordruckbehälter geförderte Kühlwasser über die Bruchstelle und den Drywell in den Torus zurück. Dort vermischt es sich mit dem gekühlten Toruswasser, wird von den Notkühlpumpen wieder angesaugt und zur Kühlung in den Reaktordruckbehälter zurückgeführt. Bei kleinen und mittleren Lecks kann der Reaktordruckbehälter vollständig geflutet werden, wobei dann Wasser auch über die Frischdampfleitungen und die offenen Sicherheits-/Abblaseventile in den Torus zurückströmen kann (Kap. 8.2.1.7).

8.2.2.3 Bemerkungen zum Störfallablauf

Ein Kühlmittelverlust in einem Siedewasserreaktor kann wie folgt charakterisiert werden⁸:

- Das Kühlmittel ist vor und während des Störfalls im Sättigungszustand oder nur geringfügig unterkühlt.
- Der grösste Rohrleitungsquerschnitt ist im Vergleich zu den Dimensionen des gesamten Reaktorkühlkreislauks klein.

Dadurch ist auch beim grössten Bruch nicht mit einer schlagartigen, sondern mit einer kontinuierlichen Druckentlastung zu rechnen, und es treten auch keine nennenswerten Unterdruckwellen innerhalb des Reaktordruckbehälters auf.

Folgende Effekte gefährden die Kühlung der Brennelemente:

- Frühzeitige Aenderung der Wärmeübergangsverhältnisse (Uebergangssieden) bei grossen Lecks an der Umwälzleitung als Folge der Verringerung der Kühlmittelströmung durch den Kern
- Stagnation des Kerndurchflusses nach der Abdeckung der Strahlpumpen bei grossen Lecks an der Umwälzleitung
- Zeitweilig vollständiger Verlust des Kühlmittels im Kernbereich sowohl bei grossen als auch bei kleinen Lecks, falls die automatische Druckentlastung (ADS) anspricht. Die Kühlungsmechanismen während dieser Phase sind Dampfkühlung und Wärmestrahlung von den Brennstäben an die kälteren Brennelementkästen sowie Sprühtropfenkühlung, falls die Kernsprühsysteme einspeisen.

Grosse Lecks an der Umwälzleitung vereinigen alle diese ungünstigen Effekte und führen deshalb zu hohen Hüllrohrtemperaturen. Die maximale Hüllrohrtemperatur hängt davon ab, wie lange der Kernbereich mit der höchsten Leistung nicht mit Wasser geflutet ist und ob während dieser Zeit die Sprühkühlung wirksam ist. Die Verfügbarkeit von Notkühlsystemen spielt deshalb eine wichtige Rolle.

Lecks an der Frischdampf- oder Speisewasserleitung reduzieren die Kerndurchströmung nicht. Sie bewirken hingegen eine schnelle Druckabsenkung, welche den Einsatz der Niederdruckpumpen ermöglicht. Bei solchen Lecks bleiben die Hüllrohrtemperaturen deshalb grundsätzlich niedriger als bei einem Umwälzleitungsbruch. Auch ist die Abhängigkeit von der Leckgrösse nicht sehr ausgeprägt.

Ein fehlerhaftes Öffnen oder ein offengebliebenes Abblase- oder Sicherheitsventil entspricht einem kleinen Frischdampf-Kühlmittelverluststörfall. Es kommt dabei aber nicht zu einer automatischen Druckentlastung (ADS). Der Grund dafür ist, dass der Dampf über das offengebliebene Ventil direkt in den Torus einströmt und kondensiert und der Druck im Drywell zunächst nicht ansteigt. Das typische

⁸ CSNI Report 161: Thermohydraulics of Emergency Core Cooling in Light Water Reactors, OECD Nuclear Energy Agency, Paris (October 1989)

Erkennungssignal für einen Kühlmittelverluststörfall (Drywelldruck hoch) fehlt somit. Die automatische Auslösung der Notkühlsysteme erfolgt durch die entsprechenden Niveausignale. Ist das RCIC zusammen mit dem ALPS oder dem CS verfügbar, kann der Kühlmittelverlust ohne Kernabdeckung ergänzt werden.

Die RCIC-Systeme sind bereits allein in der Lage, einen Kühlmittelverlust durch kleine Lecks bis 28 kg/s zu ergänzen, ohne dass es zum Erreichen des Reaktorniveaus 1 mit anschliessender automatischer Druckentlastung kommt.

Das grösstmögliche, in der Auslegung berücksichtigte Leck im unteren Plenum des Reaktordruckbehälters entspricht dem Versagen einer Kerninstrumentierungsdurchführung. Dieser Störfall verläuft ähnlich wie ein kleines Leck an der Umwälzleitung. In der Analyse wurde in konservativer Weise ein doppelt so grosses Leck unterstellt.

8.2.2.4 Verhalten der Brennstabhüllrohre

Oberhalb einer Temperatur von etwa 900 °C kann die Integrität der Brennstabhüllrohre aus Zirkaloy durch Oxidation (Metall/Wasser-Reaktion) und plastische Verformung (Durchmesserzunahme) beeinträchtigt werden. Die Oxidation bewirkt eine Versprödung des Hüllrohrs, so dass es infolge Temperaturspannungen bei der Flutung und Abkühlung zerbrechen könnte, was die Kühlbarkeit des Kerns gefährden würde. Die international anerkannten Sicherheitskriterien fordern deshalb die Einhaltung einer maximalen lokalen Oxidation von 17 % der Wandstärke und einer maximalen Wandtemperatur von 1206 °C (2200 °F), um die Kernkühlbarkeit sicherzustellen (Kap. 5.5).

Massgebend für die maximale Hüllrohrtemperatur bei Kühlmittelverluststörfällen ist weniger die maximale lokale lineare Stableistung, sondern die maximale lokale lineare Bündelleistung. Das liegt daran, dass innerhalb eines Bündelquerschnitts infolge Wärmestrahlung ein Temperatenausgleich zwischen Stäben unterschiedlicher Leistung stattfindet. Entsprechend sind im Normalbetrieb die Betriebsgrenzen für die maximale lokale lineare Bündelleistung (MAPLHGR) einzuhalten (Kap. 5.5).

Die plastische Verformung der Hüllrohre ist ebenfalls bedeutsam im Hinblick auf die Kühlbarkeit des Kerns. Anders als die Oxidation, welche experimentell und theoretisch voll verstanden wird, sind die zahlreichen Experimente bezüglich Plastizität nicht durch einfache Gesetzmässigkeiten erklärbar. Sowohl das Verhalten eines Einzelstabes als auch das Verhalten eines Stabbündels hängt von mehreren Parametern ab (z. B. Innendruck, Aufheizgeschwindigkeit). Ausserdem wird die maximale Dehnung noch durch nicht messbare Parameter (z. B. Unregelmässigkeiten bezüglich Materialeigenschaften, Erwärmung oder Kühlung) beeinflusst.

Der Reaktorlieferant hat das Verhalten eines Brennelementbündels unter den bei Kühlmittelverluststörfällen auftretenden Bedingungen getestet und nur eine mässige Verringerung des freien Strö-

mungsquerschnittes im Inneren des Brennstabbündels (Abb. 6-2) festgestellt. Dieses Ergebnis ist auf die Eigenart des Siedewasserbrennelementes zurückzuführen, das von einem Kasten umgeben ist, welcher von den Randstäben Wärmestrahlung aufnehmen kann. Der Einfluss der plastischen Hüllrohrdehnung auf die Kühlung ist daher aus folgenden Gründen gering:

- Die Brennstäbe werden während der Aufheizphase hauptsächlich durch Wärmestrahlung und Sprühtropfchen gekühlt. Beide Effekte werden von Querschnittsveringerungen nur wenig beeinflusst.
- Die Flutung der Brennelemente ist vom Randbereich her immer möglich, selbst bei einer - nicht erwarteten - sehr hohen Blockage im Innern des Brennelements.

Obwohl nur ein Teil der Brennstabhüllrohre hoher Temperatur, plastischer Verformung oder hoher Oxidation ausgesetzt ist, wird für die Berechnung der Freisetzung radioaktiver Stoffe konservativerweise angenommen, dass bei einem Kühlmittelverluststörfall sämtliche Hüllrohre des Kerns defekt sind.

8.2.2.5 Verhalten des Primärcontainments

Das Primärcontainment ist speziell auf die Beanspruchungen bei Kühlmittelverluststörfällen ausgelegt (Kap. 6.5.3). Bei grossen Leitungsbrüchen erfährt der Drywell einen ersten raschen Druckanstieg, bis nach ca. 0,5 s die senkrechten Ueberströmöffnungen zum Torus freigelegt sind und das Dampf/Wasser/Gas-Gemisch vom Drywell in den Torus überströmen kann. Dieses erstmalige Ueberströmen eines Gemisches mit hohem Gasanteil bewirkt im Torus einen starken Wasseraufwurf.

Der Druck im Drywell steigt zunächst als Folge des aus dem Leck freigesetzten Dampfes, der Druck im Torus wegen des über die Ueberströmöffnungen aus dem Drywell in den Torus verdrängten Stickstoffs. Dieses überströmende Gas komprimiert das Gas in der Torusatmosphäre, wodurch die Temperatur auf ca. 120 °C ansteigt. Während der Druckentlastung des Reaktorkühlsystems herrscht zwischen Drywell und Torus ein Druckunterschied von maximal etwa 1,3 bar und der maximale Druck im Drywell beträgt ca. 3,5 bar (abs). Am Ende der Druckentlastungsphase gleicht sich der Druck zwischen Drywell und Torus praktisch aus und beträgt ca. 3,2 bar (abs); der nur leicht höhere Druck im Drywell entspricht der Eintauchtiefe der Ueberströmöffnungen. Dank der grossen Masse des Toruswassers steigt dessen Temperatur trotz der Energiezufuhr aus dem Drywell nur sehr langsam an.

Sobald die Notkühlsysteme in den Reaktordruckbehälter einspeisen, wird die Dampfeinleitung in den Drywell unterbrochen, da die Nachwärme allein durch Erwärmung des eingespeisten Wassers abgeführt werden kann; eine Kühlmittelverdampfung findet nicht mehr statt. Das durch die gebrochene Leitung auslaufende, unterkühlte Notkühlwasser kondensiert den Dampf innerhalb des Drywells und führt damit zu einer langsamen Druckabsenkung im Drywell. Um den dadurch relativ zum Torus ent-

stehenden Unterdruck im Drywell auszugleichen, strömt Gas über die vier Vakuumbrecher in den Ueberströmlungen vom Torus in den Drywell zurück. Drywell- und Torusdruck reduzieren sich bis auf einen Druck, der durch die Partialdrücke des Gases und Dampfes im Torus bestimmt ist. Nach ca. 10 Stunden wird eine maximale Toruswassertemperatur von 66 °C erreicht und es stellt sich ein Druck im Torus und Drywell von 1,6 bar (abs) ein. Dabei ist vorausgesetzt, dass nur einer von vier Nachkühlsträngen in Betrieb ist, was ausreicht, um Drywell und Torus langsam abzukühlen (Kap. 6.6.3.4).

Weil Drywell und Torus im Normalbetrieb durch Stickstoff inertiert sind, besteht keine Deflagrationsgefahr für den Wasserstoff, welcher während der Kernaufheizung durch die Zirkon/Wasserreaktion erzeugt wird. Durch Radiolyse des Wassers im Kern und im Kondensationsbecken entstehen aber Sauerstoff und Wasserstoff, die nach Wochen ohne Gegenmassnahme zu einer zündfähigen Mischung führen könnten. Mit dem Wasserstoff-Rekombinatorsystem kann dieser langfristige Anstieg der Sauerstoff- und Wasserstoffkonzentration begrenzt werden. Dadurch wird die Bildung einer zündfähigen Wasserstoff/Sauerstoffmischung verhindert.

8.2.2.6 Ergebnisse der durchgeführten Analysen

Der Reaktorlieferant hat eine grosse Anzahl von Notkühlrechnungen durchgeführt, um nachzuweisen, dass sowohl die Notkühlkriterien für den Brennstab als auch die Auslegungsdaten des Primärcontainers bei beliebiger Bruchgrösse und Bruchlage an irgendeiner Leitung eingehalten werden. Gemäss Richtlinie R-101 ist bei allen Notkühlanalysen der Verlust der äusseren Netzeinspeisung sowie der Ausfall aller Betriebssysteme zu unterstellen. Zusätzlich muss ein beliebiger, vom auslösenden Ereignis unabhängiger Einzelfehler in einem Notkühlsystem angenommen werden.

Wie bei den Transientenanalysen wird auch bei den Notkühlanalysen vorausgesetzt, dass im Normalbetrieb, d. h. vor dem Eintreten des Kühlmittelverlusts, die Betriebsgrenzwerte eingehalten sind. Von Bedeutung sind vor allem die thermischen Betriebsgrenzwerte für den Brennstab (MCPR, MLHGR), für den Fall der Kühlmittelverluststfälle insbesondere die maximale lokale lineare Bündelleistung (MAPLHGR; Kap. 5.5, Abschnitt "Kühlbarkeit der Kerns" und Kap. 8.2.2.4). Der MAPLHGR-Betriebsgrenzwert ist über den lokalen Peakingfaktor mit dem Betriebsgrenzwert für die lineare Brennstableistung (MLHGR) verknüpft, der durch die mechanische Brennstabbelastung bei Betriebsstörungen bestimmt wird (Kap. 5.5, Abschnitt "Hüllrohrintegrität").

Aufgrund der dominierenden Rolle des Niederdruckkernsprühsystems musste bei den Analysen insbesondere der Einzelfehler eines CS-Strangs berücksichtigt werden. Von besonderem Interesse für den Nachweis einer ausreichenden Notkühlung ist deshalb der Bruch einer CS-Einspeiseleitung mit gleichzeitigem Ausfall des zweiten CS-Strangs (Einzelfehler). Dieser Störfall ist deshalb wichtig, weil auch das ALPS über die CS-Einspeiseleitungen in den Kern einspeist. Beim Bruch einer CS-Einspeiseleitung fällt somit immer auch der betreffende ALPS-Strang aus. Die Ergebnisse der betref-

fenden Notkühlanalysen zeigen, dass ein CS-Leitungsbruch mit einem ALPS-Strang und 2 RCIC-Strängen beherrscht werden kann.

Wie bereits in Kap. 8.1.1 und 8.1.2.2 dargelegt, wurden die Notkühlanalysen mit realistischen Modellannahmen durchgeführt. Die HSK hat sowohl die Rechenmodelle als auch die Vollständigkeit der untersuchten Fälle geprüft. Alle Fälle wurden mit realistischen Randbedingungen analysiert, um die tatsächlichen Verhältnisse im Reaktorsystem und im Kern während des Störfalls zu bestimmen. Der für den Sicherheitsnachweis benötigte Sicherheitszuschlag wurde durch eine statistische Bewertung aller Streuungen (z. B. der Nachzerfallswärmeleistung, der aus dem Leck ausströmenden Wassermenge, der lokalen linearen Bündelleistung und der Reaktorleistung bei Störfallbeginn, der Temperatur des Notkühlwassers und seiner Verteilung über dem Reaktorkern usw.) mit einer Vertrauenswahrscheinlichkeit von 95 % ermittelt. So wurde z. B. für die Reaktorleistung eine Abweichung von 2 % berücksichtigt. Bei gewissen Kühlmittelverluststfällen wurden zur Bestimmung der Streuungen einzelner Parameter die sehr konservativen Vorschriften von Appendix K der amerikanischen Vorschriften 10 CFR 50⁹ verwendet. Beide Vorgehensweisen (ohne oder mit Berücksichtigung der Appendix K-Vorschriften) sind in Übereinstimmung mit der Richtlinie R-101.

Berechnete maximale Hüllrohrtemperaturen bei repräsentativen Kühlmittelverluststfällen sind in Tab. 8-2 dargestellt. Sie gelten für die beantragte thermische Reaktorleistung von 1097 MWt. Unter Berücksichtigung des Sicherheitszuschlags liegen alle Maximaltemperaturen unterhalb des gemäss den Sicherheitskriterien zulässigen Grenzwerts von 1206 °C. Die berechneten lokalen Oxidationsraten von maximal 7,1 % weisen einen deutlichen Abstand zum zulässigen Grenzwert von 17 % auf. Die Wasserstoffproduktion im Kern beträgt maximal 0,17 % der möglichen Menge und ist damit ebenfalls kleiner als der zulässige Grenzwert von 1 %.

⁹ Code of Federal Regulation Title 10, Part 50, Appendix K: ECCS Evaluation Models, NRC (November 1988)

Tab. 8-2: Maximale Hüllrohrtemperatur bei Kühlmittelverluststörfällen

Störfall	Maximale Hüllrohrtemperatur (°C)	
	Aufgrund realistischer Rechnung	Aufgrund realistischer Rechnung mit Sicherheitszuschlag
a) Doppelendiger Umwälzleitungsbruch	842	1172
b) Mittlerer Bruch der Umwälzleitung (60 % von Fall a)	544	973
c) Bruch einer CS-Leitung	903	1080
d) Leck im unteren Plenum	650	1167
e) Fehlerhaftes Öffnen eines SRV mit nur 1 x RCiC vorhanden	477	655

8.2.2.7 Zusammenfassende Bewertung

Der Reaktorlieferant hat durch umfassende Analysen nachgewiesen, dass das gesamte Spektrum der unterstellten Kühlmittelverluststörfälle auch bei Eintreten eines Einzelfehlers beherrscht wird. Die Analysen haben insbesondere gezeigt, dass die Kernkühlung bei allen Kühlmittelverluststörfällen gewährleistet ist und dass bei Einhaltung der Betriebsgrenzwerte für die lokale lineare Bündelleistung die international anerkannten Grenzwerte für die Hüllrohrtemperatur und die lokale Hüllrohroxidation nicht erreicht werden. Damit ist die korrekte Auslegung der Notkühlsysteme nachgewiesen. Die Analysen zeigten zudem, dass die zu erwartenden thermischen und dynamischen Lasten für das Containment unterhalb den der Containmentauslegung zugrunde gelegten Lasten liegen.

Die HSK kommt zum Ergebnis, dass der Nachweis der ausreichenden Wirksamkeit der Notkühlung unter Berücksichtigung der gemäss Richtlinie R-101 anzunehmenden Randbedingungen erbracht ist. Die Einhaltung des Instandhaltungskriteriums wurde von der HSK nicht verlangt und ist bei grossen Brüchen und beim Bruch der Kernsprühleitung nicht erfüllt.

8.2.3 Störungen der Leistungsverteilung und der Reaktivität

In diesem Abschnitt werden die Fehlorientierung und Fehlpositionierung von Brennelementen, der Steuerstabfall und das Steuerstab-Fehlverhalten besprochen. Eine Fehlorientierung oder -positionierung von Brennelementen ist mit einer ungewollten lokalen Aenderung in der Leistungsverteilung verbun-

den. Sie könnte zu einer Verletzung des CPR-Betriebsgrenzwertes (Kap. 5.5) führen, die nicht von der Kernüberwachung angezeigt wird. Würde sich zusätzlich während des Zyklus eine Transiente mit einer grösseren CPR-Aenderung ereignen, so könnten Brennstabschäden und eine Freisetzung radioaktiver Stoffe nicht ausgeschlossen werden. Der Steuerstabfall und das fehlerhafte Ausfahren von Steuerstäben sind durch einen lokalen Leistungsanstieg und eine Reaktivitätserhöhung charakterisiert. Globale Leistungserhöhungen sind in Kap. 8.2.1 behandelt.

Die **Fehlorientierung eines Brennelementes** führt wegen der inhomogenen Anreicherungsverteilung innerhalb eines Brennelementes und wegen der asymmetrischen Anordnung der Brennelemente in der Viererbündelzelle (Kap. 6.3.1) zu einer Leistungserhöhung in den Brennstäben, die an den breiten Wasserspalt angrenzen. Die Orientierung und die Positionierung eines Brennelementes werden bei der Beladung mit Hilfe einer Unterwasser-Fernsehkamera überprüft und auf Videoband aufgezeichnet, so dass eine nachträgliche Kontrolle jederzeit möglich ist. Die korrekte Brennelementorientierung kann anhand mehrerer Kennzeichen festgestellt werden, z. B. anhand der Stellungen der Befestigungsfeder und der beiden Abstandhalternocken des Brennelementkastens sowie anhand der Richtung der auf dem Brennelementgriff angebrachten Brennelementidentifikation. Eine **Fehlpositionierung einzelner Brennelemente** ist ebenfalls nur möglich, falls den Operateuren beim Brennelementladen mehrere Fehler bei den administrativen Kontrollen unterlaufen. Aufgrund der mehrfach und unabhängig durchgeführten Kontrollen werden die Fehlorientierung und die Fehlpositionierung eines Brennelements bei den Auslegungsstörfällen nicht berücksichtigt.

Beim **Steuerstabfall** wird angenommen, dass ein Steuerstab in voll eingefahrener Stellung von seinem Antrieb entkoppelt und in dieser Position hängen bleibt. Wird nun der Stabantrieb ausgefahren, könnte sich der Steuerstab plötzlich aus seiner Verklemmung lösen und bis auf die Höhe des Antriebes - im schlimmsten Fall bis zur Ausfahrposition - frei fallen. Dieser Vorgang führt im Reaktorkern zu einem grossen, sehr schnellen Reaktivitätsanstieg, der durch die prompt wirkende Doppler-Rückkopplung abgefangen und durch die Reaktorschnellabschaltung (bei der Analyse wurde ein APRM-Scram bei 120 % der Nennleistung angenommen) beendet wird. Dieser Störfall ist nur im Anfahrbereich (0 - 20 % Leistung) massgebend, da hier die Steuerstab-Reaktivitätswerte grösser sind als im Leistungsbereich und zudem die Wirkung des negativen Brennstofftemperaturkoeffizienten (Dopplerkoeffizient) verzögert ist. Das Eintreten dieses Störfallszenarios ist sehr unwahrscheinlich. Umfangreiche Kontrollen und die im Stillstand und im Leistungsbetrieb durchgeführten Steuerstab-Kupplungstests haben zum Ziel, ein Entkoppeln zwischen Steuerstab und Stabantrieb rechtzeitig zu erkennen. Ein Verklemmen des Steuerstabs zwischen den Brennelementkästen ist praktisch auszuschliessen. Wahrscheinlicher ist, dass ein entkoppelter Steuerstab durch das eigene Gewicht zusammen mit dem Steuerstabantrieb ausfährt.

Bei einem Steuerstabfall darf keine Zerstörung der Brennstabgeometrie auftreten, d. h. aufgrund von Analysen muss nachgewiesen werden, dass die maximale Brennstabbelastung beschränkt ist und der

Grenzwert von 280 cal/g UO_2 für die maximal zulässige Brennstabenthalpie nicht überschritten wird (Kap. 5.5, Teil "Begrenzte Brennstoffbelastung bei Reaktivitätsstörungen").

Bei den Störfallrechnungen wurden die maximal möglichen Reaktivitätszunahmen berücksichtigt und zwar unter der Voraussetzung, dass die Einhaltung der vorgeschriebenen Ausfahrfolge der Steuerstäbe durch den Stabwertbegrenzer (RWM-System, Kap. 6.3.2) gewährleistet ist. Weitere Annahmen sind: eine Stabfallgeschwindigkeit, die der experimentell gemessenen plus deren dreifachen Standardabweichung entspricht (Kap. 6.3.1.2), sowie eine Einfahrgeschwindigkeit der Steuerstäbe bei der Schnellabschaltung, wie sie in den Technischen Spezifikationen angegeben wird (Kap. 6.6.2.2). Die inhärent wirkende Moderatorrückkopplung infolge Wärmetransport vom Brennstoff zum Moderator und direkter Aufheizung des Moderators durch Gammastrahlung und Neutronenabbremung wurde bei diesen Rechnungen nicht berücksichtigt. Alle diese Annahmen erhöhen die berechnete, beim Störfall freigesetzte Energie.

Aufgrund dieser Rechnungen müsste bei einem Steuerstabfall mit maximal 850 beschädigten Brennstäben gerechnet werden (ein Brennstab wird als undicht angenommen, falls dessen Brennstoffenthalpie grösser als 170 cal/g UO_2 ist; Kap. 5.5). Die Kernkühlung bleibt aber gewährleistet, d. h. der Grenzwert von 280 cal/g UO_2 wird von keinem Brennstab überschritten. Die HSK hat diese Rechnungen eingehend studiert und ist der Ansicht, dass die Zahl der beschädigten Brennstäbe aufgrund der sehr konservativen Annahmen erheblich überschätzt sein dürfte. Analysen mit Berücksichtigung der Moderatorrückkopplung zeigen nämlich, dass die Brennstoffenthalpie höchstens ca. 100 cal/g UO_2 beträgt und dass somit Brennstabbeschädigungen kaum zu befürchten sind.

Das **Fehlverhalten von Steuerstäben** (Rod Withdrawal Error, RWE) ist die Folge eines Nichtbeachtens von Fahrvorschriften oder eines technischen Fehlers. Während des Brennelementwechsels sind alle Steuerstäbe in den Kern eingefahren. Der Kern ist so ausgelegt, dass er auch beim Ausfahren des Steuerstabs mit dem höchsten Reaktivitätswert, dem sogenannten "stuck rod", unterkritisch bleibt. Nach jedem Brennelementwechsel wird dies auch experimentell bestätigt. Administrative Vorschriften und Verriegelungen verhindern, dass während des Brennelementwechsels eine unerwünschte Kritikalität, z. B. durch das Herausfahren von mehr als einem Steuerstab, entstehen kann.

Beim RWE-Störfall im Bereich von 0 % bis 30 % der Nennleistung wird angenommen, dass ein Steuerstab bei gerade kritischem Reaktor mit der maximal möglichen Geschwindigkeit (Kap. 6.6.2.1) aus dem Kern herausfährt. Der sich ergebende Leistungsanstieg wird durch einen Neutronenflussscrum (IRM-Scram resp. APRM-Scram beim Erreichen von 15 % resp. 120 % des Nenn-Neutronenflusses) begrenzt. Bei diesem RWE-Störfall wird höchstens eine Brennstoffenthalpie von 60 cal/g UO_2 freigesetzt, so dass die Auslegungsgrenze für Hüllrohrbeschädigungen von 170 cal/g UO_2 (Kap. 5.5) nicht erreicht ist. Da der anfängliche Abstand zur Filmsiedegrenze gross ist, besteht keine Gefahr einer Verletzung des CPR-Sicherheitsgrenzwertes. Damit wird der sogenannte "Anfahrungsfall" ohne Hüllrohrschäden beherrscht.

Im Leistungsbereich oberhalb 30 % wird ein irrtümliches Ausfahren eines Steuerstabes durch die Steuerstabausfahrbegrenzung RBM beschränkt (Kap. 6.3.2). Ein Ausfall des RBM-Systems muss nicht betrachtet werden, da dieses aus zwei redundanten Kanälen besteht und einzelfehlensicher ausgelegt ist. Die Leistungszunahme, bei der das RBM-System eine Stabblockierung auslöst, wurde so festgelegt, dass die CPR-Aenderung bei dieser Störung mit den bei den übrigen Betriebsstörfällen zu erwartenden CPR-Aenderungen vergleichbar ist. Tatsächlich ist im KKM seit dem Brennelementwechsel 1987 die CPR-Aenderung des RWE-Störfalles für die Festlegung des CPR-Betriebsgrenzwertes bei Nennleistung massgebend. Durch Quittieren und erneutes Anwählen desselben Steuerstabes könnte der Operateur eine Stabblockierung des RBM-Systems im Prinzip aufheben und den Steuerstab weiter herausziehen, bis das APRM-System eine Stabblockierung auslöst. Eine Verletzung des CPR-Sicherheitsgrenzwertes wäre dadurch möglich, aber nur als Folge einer mehrfachen Verletzung von Betriebsvorschriften.

Beurteilung

Der Steuerstabfall ist nur im Anfahrbereich von Bedeutung, da bei höherer Leistung der Steuerstabreaktivitätswert abnimmt und die Rückkopplungsmechanismen (Doppler- und Voideffekt) wirksamer sind. Es wird davon ausgegangen, dass die vorgeschriebene Ausfahrfolge der Steuerstäbe durch den Stabwertbegrenzer (RWM-System) gewährleistet ist, so dass die maximal mögliche Reaktivitätszunahme beschränkt bleibt. Konservative Analysen haben gezeigt, dass die für die Erhaltung der Brennstabgeometrie und damit der Kühlbarkeit des Kerns maximal zulässige Brennstabbelastung nicht erreicht wird und eine Beschädigung von maximal 6 % der im Kern eingesetzten Brennstäbe möglich ist.

Das fehlerhafte Ausfahren eines Steuerstabes wird im Anfahrbereich durch die Reaktorschnellabschaltung beendet, ohne dass dabei Hüllrohrschäden auftreten. Im Leistungsbereich wird das fehlerhafte Ausfahren eines Steuerstabes durch die Steuerstabaufbegrenzung (RBM-System) so beschränkt, dass Einzelfehler des Operateurs oder technische Einzelfehler ohne Hüllrohrbeschädigungen beherrscht werden.

8.2.4 Störfälle beim Transport und bei der Handhabung von Brennelementen

Bei diesen Störfällen handelt es sich einerseits um den Absturz schwerer Lasten, insbesondere eines mit Brennelementen beladenen Transportbehälters, andererseits um das Herabfallen eines Brennelementes bei Belade- resp. Entladevorgängen im Kern oder im Brennelementbecken.

Die Bruttogewichte der vom KKM bisher verwendeten Transportbehälter betragen 2 t beim Transport von zwei frischen Brennelementen und 36 t beim Transport von 7 abgebrannten Brennelementen. In Zukunft ist die Verwendung eines Behälters zum Transport von 17 abgebrannten Brennelementen mit

einem Bruttogewicht von 79 t vorgesehen. Im Maschinenhaus werden die Transportbehälter von der Kote 0 m auf die Kote +8 m gehoben resp. von +8 m auf 0 m abgesenkt. Da die Transportbehälter für abgebrannte Brennelemente gemäss den internationalen Transportvorschriften für einen Absturz aus 9 m Höhe ohne Verlust der Integrität ausgelegt sind, besteht hier bei einem postulierten Absturz keine Gefahr einer Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Transportbehälter, aber eventuell aus der Abklingstrecke der Abgasanlage. Dieser Störfall wird in Kap. 8.2.6 untersucht.

Im Reaktorgebäude wird der Transportbehälter bei geschlossener Materialschleuse mit dem 80 t-Rundlaufkran in der Transportöffnung zwischen den Koten +8 m und +29 m vertikal verschoben. Der Reaktorgebäudekran wurde gemäss den zum Bestellzeitpunkt gültigen schweizerischen Vorschriften ausgelegt. Bis 1992 sind Erüchtigungsmassnahmen am Kran vorgesehen (Kap. 6.17). Pro Jahr werden während ca. 2 Stunden Kranbewegungen mit einem Transportbehälter für abgebrannte Brennelemente durchgeführt. Der Zustand des Krans wird regelmässig umfassend kontrolliert. Deshalb ist ein Kranversagen und damit ein **Absturz eines Transportbehälters** unwahrscheinlich, so dass dieser - wie in USA - nicht als Auslegungstörfall zu betrachten ist (Kap. 9.3.2.2). Unterstellt man trotzdem einen Absturz, dann muss mit Schäden an der Anlage und mit einer Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Transportbehälter gerechnet werden. Dabei könnten die Zwischenböden bei +8 m und 0 m durchschlagen und der Torus und das Ablahrkühlsystem beschädigt werden. Dies hätte eine Ueberflutung des Reaktorgebäudes auf Kote -11 m zur Folge. Da das Kondensat- und das Speisewassersystem nicht beeinträchtigt werden, ist die Kühlung des Reaktorkerns sichergestellt. Eine entsprechende Störfallvorschrift gibt die nötigen Anweisungen, um die Nachwärmeabfuhr an die Hauptwärmesenke zu gewährleisten, auch wenn aufgrund der Erschütterungen fehlerhafte Signale auftreten sollten.

Der Transportbehälter für abgebrannte Brennelemente wird im Brennelementbecken unter Wasser beladen. Er wird aber nicht über dem Kern und den Lagergestellen bewegt. Mit Ausnahme des Wasserabscheiders und des Dampftrockners, deren Handhabung durch Betriebsvorschriften geregelt ist, werden somit keine schweren Lasten über ungeschützten Brennelementen bewegt. Im Rahmen der Auslegungstörfälle muss ein **Absturz schwerer Lasten auf Brennelemente** nicht berücksichtigt werden.

Ein Handhabungstörfall, der zu einer Freisetzung einer beschränkten Menge radioaktiver Stoffe führen kann, ist der **Absturz eines Brennelementes** über dem Reaktorkern oder dem Brennelementbecken. Mögliche Ursachen wären eine Funktionsstörung an der Brennelement-Wechselmaschine (Seilriss, Bremsversagen, Bruch des Greifers), ein Bruch des Brennelementgriffs oder ein unkorrektes Anheben des Brennelements. Ein einmal korrekt mit dem Greifer am Teleskopmast der Brennelementhandhabungsmaschine angehobenes Brennelement kann nicht durch Bedienungs- oder Steuerungsfehler ausgeklinkt werden. Wird trotzdem ein Absturz unterstellt, kann das abstürzende Brennelement auf andere Brennelemente im Kern oder im Brennelementbecken fallen, ohne aller-

dings die Anordnung der Brennelemente im Kern oder im Brennelementbecken wesentlich zu ändern. Eine Kritikalitätsgefahr ist deshalb ausgeschlossen, weil die neutronenphysikalische Wechselwirkung zwischen dem abgestürzten und den übrigen Brennelementen zu gering ist, um die Reaktivität der ursprünglichen, unterkritischen Anordnung spürbar zu erhöhen.

Der Reaktorielerant hat die Zahl der beim Brennelementabsturz beschädigten Brennstäbe abgeschätzt. Bei dieser Rechnung wird u. a. die durch das Wasser oberhalb des Reaktorkerns verursachte Reduktion der Fallgeschwindigkeit nicht berücksichtigt. Aufgrund dieser Abschätzung wird beim Brennelementabsturz auf den Reaktorkern bei einer maximal möglichen Absturzhöhe von 9,1 m mit maximal 104 beschädigten Brennstäben gerechnet. Der Sicherheitsbericht 1989 gibt eine etwas höhere Anzahl beschädigter Brennstäbe an, die auf einer älteren Rechnung beruht. Die HSK hat sich davon überzeugt, dass beide Abschätzungen konservativ sind. Beim Brennelementabsturz auf das Lagerbecken mit einer maximal möglichen Absturzhöhe von 0,8 m ist eine kleinere Anzahl von beschädigten Brennstäben zu erwarten.

Bei den bisher in Kernkraftwerken aufgetretenen Brennelementabstürzen sind nur in wenigen Fällen vereinzelte Hüllrohrschäden beobachtet worden; die Aktivitätsfreisetzung war immer unbedeutend, und es wurden keine störfallbedingten Personendosen festgestellt.

8.2.5 Leitungsbrüche im Reaktorgebäude

Gemäss amerikanischen Regeln brauchen Brüche nur an "hochenergetischen" Leitungen unterstellt zu werden, das heisst nur an solchen, deren Medium (Wasser oder Dampf) eine Temperatur über ca. 90 °C oder einen Druck über ca. 20 bar aufweist. Ein Leitungsbruch oder ein Leck kann folgende Gefährdungen hervorrufen:

- Der Bruch einer Leitung mit Reaktorwasser oder -dampf ist zunächst ein Kühlmittelverluststörfall. Allerdings fehlt das Notkühlsignal "Drywelldruck hoch", welches gewisse automatische Notkühlmassnahmen auslösen würde. Solche Leitungsbrüche müssen deshalb entweder automatisch oder durch den Operateur vom Reaktorkühlkreislauf isoliert werden. Ohne Isolation des Reaktorkühlkreislaufs würde ein andauernder Kühlmittelverlust im Reaktorgebäude zu einer Entleerung des Torus und einer Ueberflutung des Reaktorgebäudes führen. Nicht isolierbare Leitungen erfordern zur Beherrschung des Kühlmittelverlustes eine Druckentlastung des Reaktorkühlsystems.
- Der Austritt von Heisswasser oder -dampf beeinflusst die Umgebungsbedingungen der sicherheitsrelevanten Ausrüstungen im Reaktorgebäude.
- Der Bruch einer mit dem Torus verbundenen Leitung kann zu einem Verlust von Toruswasser und damit zum Austauschen der Lochrohrdüsen der Abblaseleitungen führen.

- Jeder Austritt von Wasser kann, bei ausreichendem Wasseranfall, im Reaktorgebäude den Bereich auf -11 m überfluten. Dort sind die Kernnot- und Toruskühlpumpen aufgestellt, deren Funktionstüchtigkeit durch eine Überflutung gefährdet ist.

Im folgenden werden die Auswirkungen von Brüchen an den wichtigsten Leitungen im Reaktorgebäude behandelt, die zu einer Überflutung, zu hohen Raumtemperaturen oder zu einer Entleerung des Torus führen können.

Ein grosses Leck an einer **Frischdampfleitung** wird bei Dampfdurchfluss > 120 % automatisch vom Reaktorkühlkreislauf isoliert. Kleinere Lecks werden durch eine Temperaturüberwachung im Dampftunnel (Ansprechpunkt bei 94 °C) ebenfalls rasch erkannt und isoliert. Die Temperatur erreicht lokal im Reaktorgebäude auf -11 m Werte bis 152 °C. Die betroffenen sicherheitsrelevanten Ausrüstungen sind für diese Bedingungen ausgelegt. Eine Überflutungsgefahr besteht nicht. Durch die hohe Temperatur werden ungewollt auch die RCIC-Dampfleitungen während ca. 40 s isoliert, bis die Temperatur wieder genügend tief ist. Eine wesentliche Beeinträchtigung der RCIC-Funktion resultiert daraus nicht.

Lecks oder Brüche einer Speisewasserleitung werden mittels zweier Rückschlagklappen vom Reaktorkühlkreislauf isoliert, so dass ein Kühlmittelverlust auszuschliessen ist. Bei der Entspannung von Heisswasser auf Atmosphärendruck entstehen keine höheren Temperaturen als 100 °C. Die Temperaturüberwachung der RCIC-Dampfleitungen wird deshalb nicht ansprechen, so dass das RCIC verfügbar bleibt. Bei einem Speisewasserleck zwischen den beiden Rückschlagklappen speist eine RCIC-Pumpe ins Leck. Bei jedem Leck besteht eine Überflutungsgefahr des Reaktorgebäudes durch Nachspeisen von Speisewasser aus dem Kaltkondensatbehälter. Für die Berechnung der Konsequenzen im Reaktorgebäude wird angenommen, dass die Speisewasserpumpen nach Störfalleintritt für weitere 10 oder 30 Minuten mit der maximalen Fördermenge von 556 kg/s weiterlaufen, bevor sie durch den Operator abgeschaltet werden. Für die Temperaturberechnung wird angenommen, dass während der ersten 2 Minuten heisses Speisewasser und danach kälteres Speisewasser ausströmt. Diese Annahme ist gerechtfertigt, da ca. 20 s nach dem Störfalleintritt eine Reaktorschnellabschaltung bei Reaktorniveau 3 (Tab. 6-3) und nach ca. 120 s eine Turbinenabschaltung durch Rückwatt (Generator wird zum Motor) erfolgt. Somit ist spätestens nach 2 Minuten die Speisewasservorwärmung durch Verlust des Anzapfdampfs vollständig ausgefallen. Bereits ab 20 Sekunden wird der Anzapfdampfdruck stetig abnehmen. Die Ergebnisse zeigen, dass für die Temperaturbelastungen des Reaktorgebäudes der Frischdampfleitungsbruch massgebend ist, da er zu höheren Temperaturen führt.

Werden die Speisewasserpumpen nach 10 Minuten abgeschaltet, so werden ca. 330 t Wasser ins Reaktorgebäude gefördert, was zu einer Überflutung auf -11 m von ca. 0,3 m führt. Die Pumpen auf -11 m bleiben aber bis zu einer Fluthöhe von 0,5 m funktionstüchtig. Würde das Speisewasser allerdings entsprechend der Richtlinie R-101 erst nach 30 Minuten abgestellt, so wären alle Notkühlpumpen überflutet. Da die 2 Speisewasserstränge erst im Reaktorgebäude (im Dampftunnel) von einer

gemeinsamen Leitung abzweigen, ist eine Speisewassereinspeisung in den Reaktor grundsätzlich nicht mehr möglich. Auch die Hochreservoir-Einspeisung, welche allerdings nur bei drucklosem Reaktor möglich ist, fällt bei einer Bruchlage zwischen den beiden Rückschlagarmaturen aus. Ein Speisewasserleitungsbruch im Reaktorgebäude ist zwar sehr unwahrscheinlich, könnte aber ohne rechtzeitige manuelle Gegenmassnahmen direkt zu einem schweren Unfall führen. Er ist somit gefährlicher als ein solcher im Drywell, welcher vollautomatisch beherrscht wird. Diese Diskrepanz im Automatisierungsgrad ist historisch gesehen erklärbar, aber technisch nicht begründbar. Die HSK hat deshalb den Betreiber aufgefordert, für Speisewasserlecks im Reaktorgebäude eine Schutzlogik vorzusehen, die eine Überflutung des Reaktorgebäudes verhindern soll.

Die **RCIC-Dampfleitung** ist zwar kleiner als die Frischdampfleitung. Sie führt aber bis zur RCIC-Turbine auf -11 m. Im Reaktorgebäude werden bei diesem Bruch deshalb lokal ähnlich hohe Temperaturen wie beim Frischdampfleitungsbruch erreicht.

Die Isolation der RCIC-Leitung erfolgt einerseits über eine Durchflussüberwachung, andererseits über eine Temperaturüberwachung (Ansprechwert bei Temperaturen > 115 °C) in der Umgebung der Leitung. Eine automatische Isolation ist zumindest bei grösseren Lecks sichergestellt. Kleinere Lecks müssen durch den Operator isoliert werden.

Das Leitungssystem der **Reaktorwasserreinigung (RWCU)** steht unter Reaktordruck und besteht aus "heissen" und "kalten" Teilen. Eine sichere automatische Isolation erfolgt bei Brüchen in "heissen" Leitungen innerhalb der RWCU-Räume durch eine Raumtemperaturüberwachung mit einem Ansprechwert bei 55 °C. Bei Bruchstellen ausserhalb der RWCU-Räume war bisher eine Absperrung durch den Operator notwendig. Eine Isolation des RWCU-Systems erfolgt auch automatisch bei einer Wassertemperatur > 60 °C vor dem RWCU-Filter. Diese Signalisierung ist weder redundant noch qualifiziert ausgeführt. Es gibt verschiedene Indizien für den Bruch einer Reaktorwasser führenden RWCU-Leitung. Einige Indizien können auch bei Frischdampf- oder Speisewasserlecks auftreten, so dass eine eindeutige Erkennung einer gebrochenen RWCU-Leitung schwierig ist.

Falls keine automatische Isolation erfolgt, würden innerhalb von 10 Minuten ca. 26 t Reaktorwasser ausströmen, was etwas weniger als der dreifachen Menge entspricht, die beim Frischdampfleitungsbruch ausserhalb des Containments zu erwarten ist. Eine Überflutungsgefahr für das Reaktorgebäude besteht nicht.

Bei der Analyse der Umgebungsbedingungen auf Kote +8 m, wo sich eine sicherheitsrelevante Instrumentierung befindet, wurde eine automatische Anregung der Isolation innerhalb 5 Sekunden nach dem Leitungsbruch unterstellt. Es ist unmöglich, dass Operateure so schnell reagieren können. Deshalb musste die Isolationslogik des RWCU-Systems durch weitere Temperaturmessstellen ertüchtigt werden, was im Jahre 1991 durchgeführt wurde. Damit sind alle Bruchlagen abgedeckt, auch jene ausserhalb der RWCU-Räume.

Das **Abfahrkühlsystem** (STCS) steht nur in Betrieb, falls der Reaktordruck unter 6 bar ist. Bei unkontrolliertem Druckanstieg wird es automatisch vom Reaktorkühlkreislauf isoliert. Eine Isolation erfolgt auch, wenn der Füllstand im Reaktordruckbehälter auf Reaktorniveau 3 absinkt.

Das Abfahrkühlsystem ist auch beim Brennelementwechsel mit geflutetem Reaktor in Betrieb. Ein Leck im Abfahrkühlsystem kann nicht automatisch erkannt werden. Der einzige Hinweis für ein Leck ist die Zunahme des Sumpfwassers im Reaktorgebäude. Dabei kann aber der Herkunftsort des Wasseranfalls nicht eindeutig festgestellt werden. Da beim Brennelementwechsel keine Gefährdung der Brennelementkühlung besteht, können in diesem Fall alle vom Reaktor kommenden Leitungen abgesperrt werden, d. h. ausser dem Abfahrkühlsystem auch das Reaktorwasser-Reinigungssystem. Es ist anzunehmen, dass der Operateur diese Handlungen innerhalb von 10 Minuten durchführt. Bei einer Unterlassung besteht längerfristig eine Ueberflutungsgefahr des Reaktorgebäudes, ohne aber die Kernkühlung direkt zu gefährden.

Messleitungen haben einen kleinen Durchmesser (Aussendurchmesser ≤ 33 mm). An einigen Messleitungen sind im Reaktorgebäude eine Rückschlagarmatur montiert; innerhalb des Drywells sind hingegen keine Rückschlagarmaturen vorhanden. Die SUSAN-Messleitungen enthalten keine Rückschlagarmatur.

Ein Messleitungsbruch innerhalb des Drywells ist ein kleines Leck am Reaktorkühlkreislauf. Die Störfallerkennung und der Störfallaufbau sind somit gleich wie bei einem sogenannten "kleinen" Kühlmittelverluststörfall, der ausführlich in Kap. 8.2.2 behandelt ist.

Im Fall eines nicht isolierbaren Bruchs einer Messleitung im Reaktorgebäude muss der Operateur den Reaktor abschalten und rasch druckentlasten (innerhalb 1,5 Stunden), um so den Kühlmittelverlust zu reduzieren und längerfristig zu unterbinden. Je nach gebrochener Messleitung kann der Operateur den Störfall aufgrund verschiedener Indizien erkennen und die erwähnten Gegenmassnahmen einleiten. Bis der Reaktor drucklos ist, kann ins Reaktorgebäude eine Kühlmittelmenge von ca. 35 t ausfliessen.

Eine direkte Folge eines Messleitungsbruchs ist der Ausfall der angeschlossenen Messwertgeber, was zu Regelungsstörungen führen kann. Diese können dem Operateur aber auch Hinweise über die eigentliche Störfallursache geben. Die Funktion des Reaktorschutzsystems, der Notkühlung, der Frischdampfleitungsisolation sowie der Druckentlastung/Druckbegrenzung mittels der Sicherheits-/Abblasseventile bleibt auch bei Eintreten eines zusätzlichen Einzelfehlers erhalten (Kap. 6.4.4 und 6.6.8).

Die ungünstigste Regelstörung betrifft die Speisewasserregelung, wenn ihr ein falsches Reaktorniveau signalisiert wird. Je nachdem kommt es zu einer Ueber- oder Unterspeisung, als deren Folge eine Reaktorschnellabschaltung auftritt. Im Falle eines Bruches anderer Messleitungen erfolgt jedoch nicht notwendigerweise eine Reaktorschnellabschaltung. Aufgrund mehrerer Indizien, wie beispielsweise

- Anstieg der Raumstrahlung
- Anstieg der Abluftaktivität
- Anstieg der Raumtemperatur

kann der Operateur aber einen solchen Störfall erkennen und eine Abschaltung und eine schnelle Druckentlastung des Reaktors einleiten.

Beim Messleitungsbruch innerhalb des Reaktorgebäudes ist ein Druckanstieg nicht zu erwarten, da die betriebliche Lüftung oder das Notabluftsystem den Unterdruck aufrecht erhalten kann. Nach dem Abkühlen und Kondensieren des aus der Bruchstelle freigesetzten Dampfes würde der dadurch entstehende Unterdruck im Reaktorgebäude durch automatisches Öffnen des Vakuumbrechers zwischen äusserem Torus und Reaktorgebäude begrenzt. Eine Ueberflutungsgefahr besteht wegen des kleinen Bruchquerschnitts einer Messleitung nicht.

Gesamthaft gesehen stellt der Messleitungsbruch keine Gefahr für die Anlage dar. Er erfordert aber die Aufmerksamkeit des Operateurs zur Ueberwachung der Containmentfunktion.

Das **SCRAM-Ablasssystem** steht nur nach einem SCRAM und nur bis zu dessen Rückstellung unter Reaktordruck. Reaktorwasser strömt dabei über Leckagen der Antriebskolben der Steuerstäbe ins SCRAM-Ablasssystem nach. Die maximale Leckmenge aller 57 SCRAM-Ablassventile beträgt 18 kg/s.

Verglichen mit einem Rohrbruch ist das Nichtschliessen des Entwässerungsventils am SCRAM-Ablassbehälter die wahrscheinlichere Ursache für einen Reaktorwasserverlust im Reaktorgebäude. Zur Absperrung dieses Verlustes stehen mehrere Möglichkeiten offen:

- SCRAM-Rückstellung, notfalls mit Eingriff in die Reaktorschutzlogik
- Schliessen der Handventile an den Steuerstab-Antriebseinheiten
- Druckentlastung des Reaktors

Beim Störfall im KKW Hatch (Kap. 4.4) blieb das Entwässerungsventil während Stunden offen, was schliesslich zu Folgeschäden in der Anlage infolge Ausströmens von Dampf aus dem Apparate-Entwässerungsbehälter führte. Ein solcher Ablauf ist im KKM sehr unwahrscheinlich, da das Betriebspersonal über detaillierte Kenntnisse und Vorschriften verfügt. Im KKW Hatch waren keine solchen Vorschriften vorhanden. Im weiteren soll im KKM ein zweites Entwässerungsventil eingebaut werden (Kap. 6.6.5.1).

Die **Notkühlsysteme** (CS, ALPS, RCIC) sind im Normalbetrieb drucklos und stehen mit der Wasserfüllung des Torus bzw. des Kaltkondensatbehälters in Verbindung. Ein spontaner Rohrbruch ist bei drucklosen Leitungen auszuschliessen. Wird trotzdem ein Bruch unterstellt, sind folgende Konsequenzen zu erwarten:

- Bis zu einer gewissen Leckgrösse könnte das im Reaktorgebäude anfallende Wasser vollständig mit dem Rückpumpsystem (2 x 14 kg/s) in den Torus zurückgepumpt werden. Ist dies nicht möglich, käme es längerfristig zur Ueberflutung auf -11 m.
- Bei vollständiger Torusentleerung würden alle Pumpen auf -11 m überflutet und auch die Lochrohdüsen der Abblaseleitungen aus dem Wasser austauschen. In diesem Fall wäre man ausschliesslich auf Betriebssysteme (Speisewasser- und Kondensatsystem) zur Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr angewiesen. Diese Systeme haben erfahrungsgemäss eine hohe Zuverlässigkeit, so dass mit deren Verfügbarkeit gerechnet werden kann. Nach der Druckentlastung steht auch das Hochreservoir zur Wassereinspeisung zur Verfügung.

Ein Leck in der **Torus-Ringleitung** entsprechend dem Querschnitt der Ringleitung kann vom Rückpumpsystem nicht beherrscht werden, weshalb das Reaktorgebäude auf -11 m überflutet würde. Die Kernkühlung und die Nachwärmeabfuhr ist dann nur noch über die Betriebssysteme möglich. Wie oben erwähnt, kann mit deren Verfügbarkeit gerechnet werden.

Das **Hilfskühlwassersystem** steht nur unter geringem Ueberdruck, so dass ein spontaner Bruch von Hilfskühlwasserleitungen ausgeschlossen werden kann. Da der Bereich des Reaktorgebäudes auf Kote -11 m unter dem Aarewasserspiegel liegt, könnte aber auch ohne laufende Pumpen Wasser aus der Aare ins Reaktorgebäude nachströmen.

Im Falle eines Lecks müsste - entweder über Indizien oder durch Inspektion vor Ort - zunächst festgestellt werden, welcher Hilfskühlwasserstrang betroffen ist. Dieser müsste dann durch Motor- oder Handschieber abgesperrt werden. Eine Ueberflutungsgefahr für das Reaktorgebäude besteht nur dann, wenn ein grosses Leck vorhanden wäre und gleichzeitig die entsprechende Kühlwasserpumpe nicht abgestellt würde. Bei Betrieb einer Pumpe mit einer Fördermenge von 110 kg/s würde es mehr als 1 Stunde dauern, bis die Fluthöhe im Reaktorgebäude den kritischen Wert von 0,5 m erreicht hätte. Diese Zeit reicht aus, um den Störfall zu erkennen und die Pumpen abzuschalten.

Bei einem **Bruch einer Löschwasserleitung** im Reaktorgebäude ist mit einer Ausströmmenge von ca. 300 t/h zu rechnen. Es wäre somit in knapp zwei Stunden mit einer Ueberflutung durch 550 m³ Wasser zu rechnen, welche alle Pumpen auf -11 m funktionsunfähig machen würde. Unter Berücksichtigung des Rückpumpsystems (100 t/h) ständen knapp 3 Stunden für Gegenmassnahmen zur Verfügung. Diese Zeit ist bei weitem ausreichend. Allerdings muss darauf geachtet werden, dass die für den Speisewasserleitungsbruch konzipierte zukünftige Schutzlogik rückgestellt werden kann, um die Speisewasserversorgung nicht zu unterbrechen.

Zusammenfassende Bewertung

Von den zahlreichen Leitungen innerhalb des Reaktorgebäudes sind Lecks am ehesten bei den heissen und unter Druck stehenden Leitungen zu erwarten. Dies sind: Frischdampfleitung, Speisewasserleitung, RCIC-Dampfleitung und Leitungen des Reaktorwasserreinigungssystems. Mittlere und grössere Lecks an der Frischdampf- und RCIC-Leitung werden automatisch erkannt und isoliert.

Ein Leck der Speisewasserleitung würde zwar durch eine Temperaturerhöhung im Dampftunnel erkannt; das entsprechende Temperatursignal löst aber lediglich eine Frischdampfisolierung aus. Eine Unterscheidung zwischen Dampf- und Speisewasserlecks ist für den Operateur und auch für die Automatik kaum möglich. Ein gleichzeitiger Ausschaltbefehl auf die Speisewasserpumpen wäre hilfreich bei Lecks in der Speisewasserleitung, aber unnötig bei Lecks in der Frischdampfleitung. Die HSK verlangt vom KKM Vorschläge für eine Schutzlogik bei Lecks in der Speisewasserleitung, welche - nach Freigabe durch die HSK - nachzurüsten ist.

Falls die RWCU-Leitung bei einer Leckage oder einem Bruch nicht rechtzeitig isoliert wird, steigt die Temperatur auf +8 m und längerfristig im ganzen Reaktorgebäude gegen 100 °C an. Um die automatische Isolierung des RWCU-Systems zu verbessern und damit die sicherheitsrelevanten Einrichtungen vor diesen Belastungen zu schützen, werden auf +8 m weitere Temperaturmessstellen installiert. Diese Erüchtigung erfolgt im Laufe des Jahres 1991.

8.2.6 Leitungsbrüche im Maschinenhaus und Aufbereitungsgebäude

Im folgenden werden die Konsequenzen von Leckagen und Brüchen an "hochenergetischen" Leitungen oder an Leitungen mit aktivitätsführendem Medium im Maschinenhaus und im Aufbereitungsgebäude behandelt.

Die Möglichkeiten einer Dampfreisetzung aus dem weitverzweigten **Dampfsystem des Maschinenhauses** reichen vom doppelendigen Querbruch einer grossen Rohrleitung bis zu kleinen Lecks. Alle gebrochenen oder undichten Leitungen sind gegenüber dem Reaktorkühlkreislauf isolierbar. Da ein Kühlmittelverlust im Maschinenhaus das Primärcontainment umgeht, fehlt das Signal "Drywelldruck hoch", das auf einen Kühlmittelverluststörfall hinweist und automatisch Gegenmassnahmen auslöst (Kap. 8.2.2).

Der für die radiologischen Auswirkungen als begrenzend geltende Querbruch einer Frischdampfleitung führt zu einer Freisetzung von 5720 kg Wasser und 1860 kg Dampf aus dem Reaktordruckbehälter ins Maschinenhaus. Durch das Signal "Frischdampfdurchfluss > 120 %" wird sofort eine Isolierung der Frischdampfleitungen ausgelöst, und nach ca. 10 Sekunden sind diese isoliert.

Für kleine und grosse Dampflecks gibt es jedoch keine solchen automatischen Gegenmassnahmen, wenn sie nicht zu einer Durchsatzserhöhung führen, z. B. weil über die Druckregelung der Dampfverlust schnell genug kompensiert wird. Lecks **nach** dem Turbinenregelventil führen überhaupt zu keiner Durchsatzserhöhung, da diese Regelventile den Druck und nicht den Durchsatz regeln. In jedem Fall führt ein Leck an einer Frischdampfleitung zu einer Leistungsreduktion einer Turbine.

Schon relativ kleine Dampfereisetzungen von mehr als 1 % der Nenndampfmenge würden zu einem Ueberdruck im Maschinenhaus führen und die Fenster (Berstdruck 10 mbar (rel)) gefährden. Um eine unkontrollierte Abgabe radioaktiver Stoffe durch die Fenster zu vermeiden, besteht bei 0,5 mbar Ueberdruck im Maschinenhaus eine automatische Lüftungsumschaltung (Zuluft aus und Start des dritten Abluftventilators). Trotz dieser Massnahme erfolgt keine automatische Isolation des Reaktorkühlkreislafs, und eine unkontrollierte Freisetzung durch die Fenster kann bei Lecks ab einer gewissen Grösse trotzdem nicht ausgeschlossen werden. Bei einem Leck mit einer Ausströmmenge entsprechend 1 % der Nenndampfmenge bei Vollastbetrieb würde innert 30 Minuten (Berücksichtigung der 30-Minuten Regel für Operateureingriffe) etwa die gleiche Menge Edelgase und Jod aus dem Primärkreislauf entweichen wie beim vollständigen Frischdampfleitungsbruch. Die HSK ist deshalb der Meinung, dass bei einer grösseren Dampfereisetzung im Maschinenhaus automatische Massnahmen zu deren Beendigung erfolgen sollten, auch wenn der Dampf vollständig über die Lüftungsanlage abgeführt werden kann. Selbst wenn - abweichend von der 30-Minuten-Regel der Richtlinie R-101 - schon nach 10 Minuten ein Operateureingriff erwartet werden kann, so ist selbst diese Verzögerung unnötig. Eine Auslösung automatischer Gegenmassnahmen bedeutet eine Entlastung des Operators und die Möglichkeit einer Optimierung der Gegenmassnahmen. Ausgehend vom Hauptindiz eines Dampflecks, nämlich dem Ueberdruck im Maschinenhaus, können folgende Gegenmassnahmen getroffen werden:

- Turbinenschnellschluss (isoliert Lecks nach dem Turbinenregelventil)
- Reaktorabschaltung (reduziert die Dampfproduktion und führt bei mittleren sowie grösseren Lecks zu Druckabfall sowie zur Isolation der Frischdampfleitungen bei einem Druck im Reaktorkühlkreislauf von 54 bar)

Hingegen wird eine direkte Auslösung der Frischdampfisolierung nicht empfohlen, um die Hauptwärmesenke (den Turbinenkondensator) nicht unnötig zu verlieren. Der Betreiber hat zugesagt, zur automatischen Abspernung von mittleren und grossen Frischdampflecks im Maschinenhaus eine Turbinen- und Reaktorabschaltung zu realisieren.

Dampfleitungsbrüche oder ein Fehlverhalten der Turbinenbypassregelung können auch eine Auswirkung auf den Reaktor haben, falls das Speisewasser nicht zur Verfügung steht und die Isolation der Frischdampfleitungen erst durch Niveau 2 erfolgt. Letzteres ist beim An- und Abfahren der Fall, wenn der Betriebsartenschalter nicht auf "Betrieb" steht. Je nach Grösse des Lecks - es darf nicht grösser

als 120 % Frischdampfmenge sein, sonst erfolgt eine sofortige Isolation - erfolgt mit der Isolation ein Niveaulaps im Reaktordruckbehälter, welcher zu einer teilweisen Kernabdeckung führt. Bis zur Wiederauffüllung des Kerns bleiben die abgedeckten Brennstäbe nur schwach mit Dampf gekühlt. Eine Aufheizung der Hüllrohre ist möglich.

Als Gegenmassnahme bietet sich eine rasche Druckentlastung des Reaktorkühlkreislafs mittels der Abblaseventile SRV an, um den Einsatz aller Niederdruckpumpen zu ermöglichen. Momentan müsste dies von Hand durch die Operateure erfolgen. Schnelle Operateurhandlungen dürfen aber gemäss der Richtlinie R-101 nicht berücksichtigt werden. Zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen beim An- und Abfahren ist eine automatische Druckentlastung im Sinne eines Schnellabfahrens notwendig, die unabhängig vom Drywelldruck nur durch "Reaktorniveau tief" ausgelöst wird. Damit können auch andere Situationen automatisch beherrscht werden (Kap. 9.3.2.1).

Der **Bruch einer Speisewasserleitung** wirkt sich auf den Reaktor nicht schlimmer aus als der Ausfall aller Speisewasserpumpen. Die Menge des vom Kaltkondensatspeicher ergänzten ausströmenden Speisewassers ist für das Anlageverhalten unwesentlich, da das Maschinenhaus keine durch Ueberflutung gefährdeten Sicherheitseinrichtungen enthält.

Die Auswirkungen auf die Maschinenhauslüftung beim Ausströmen von heissem Speisewasser sind ähnlich wie beim Ausströmen von Frischdampf. Die vorhandenen Lüftungstechnischen Massnahmen würden für kleine und mittlere Lecks die kontrollierte Ableitung der radioaktiven Stoffe sicherstellen. Die oben erwähnten weitergehenden Massnahmen - Turbinenschnellschluss und Reaktorabschaltung - würden beim grossen Bruch keine Veränderung der Situation bringen, denn die Reaktorschnellabschaltung wird auch direkt ausgelöst, sobald der Füllstand im Reaktordruckbehälter Niveau 3 erreicht. Bei kleinen und mittleren Lecks hingegen, welche nicht zu einer Niveaubasenkung im Reaktor führen, würde die automatische Turbinen- und Reaktorabschaltung die Speisewasservorwärmung unterbinden, so dass nur unterkühltes Wasser ausströmt.

Für die radiologischen Folgen sind Menge und Kontamination des Speisewassers massgebend. Die Kontamination des Speisewassers vor der Kondensatreinigungsanlage ist gleich wie diejenige des kondensierten Frischdampfs, allerdings ohne Edelgasanteil, da diese im Kondensator abgesaugt werden. Nimmt man konservativerweise den Ausfall der Kondensatreinigung an, so muss mit 120 m³ (Volumen der beiden Hotwells) kontaminiertem Speisewasser gerechnet werden. Da ein Betrieb ohne Kondensatreinigung praktisch nie vorkommt, darf angenommen werden, dass der Kaltkondensatspeicher nicht kontaminiertes Wasser enthält. Nimmt man wiederum in konservativer Weise an, dass die Speisewassertemperatur 215 °C beträgt, was allerdings nach einem Turbinenschnellschluss nicht zutrifft, so wird von den 120 m³ kontaminiertem Kondensat etwa 20 %, entsprechend 24 t, verdampfen. Die Folgen eines Bruchs einer Speisewasserleitung sind somit kleiner als die Konsequenzen einer Freisetzung von 24 t Frischdampf ins Maschinenhaus, da aus dem Speisewasser keine Edelgase entweichen.

Als **Leckagen und Brüche im Abgassystem** sind vor allem der Bruch einer Abgasleitung und der Bruch eines Abgasfilterbehälters (Aktivkohlebehälters) zu beachten.

Jede Turbogruppe hat seine eigene Kondensatorabsaugung einschliesslich Rekombinator und Abgaskondensator. Vor der grossen Abklingstrecke vereinigen sich die Abgasleitungen der beiden Turbogruppen. Ein **Bruch der Abgasleitung** in diesem Bereich betrifft somit beide Kondensatorabsaugungen. Die Abgasleitungen stehen nicht unter Druck. Ein Bruch wäre als Folge eines Erdbebens oder einer Wasserstoffexplosion denkbar. Da die Folgen eines Bruchs wesentlich grösser sind, wenn der Reaktor und die Turbine in Betrieb stehen, wird das Erdbeben als Ursache eines Leitungsbruchs hier nicht weiter untersucht, da in diesem Fall Reaktor und Turbine abgeschaltet werden. Im Falle einer Wasserstoffexplosion wird durch die gebrochene Abgasleitung das gesamte Gas aus der Kondensatorabsaugung, welches normalerweise die Abgasanlage durchströmt, ins Maschinenhaus freigesetzt. Da dabei weder eine interne noch externe Störung der Stromversorgung angenommen werden muss, wird die Maschinenhauslüftung weiterlaufen und die Abluft über den Kamin an die Umgebung abgegeben. Zur Erkennung der Störung stehen dem Operateur folgende Hinweise zur Verfügung:

- Aerosolaktivität im Maschinenhaus
- Fehlen des Unterdrucks in der Abgasanlage
- Durchflussänderung in der Abgasanlage

Es kann angenommen werden, dass der Operateur spätestens innerhalb von 15 Minuten den Reaktor abschaltet und die Frischdampfleitungen isoliert.

Als Ursache des **Bruchs eines Abgasfilterbehälters** (Aktivkohlebehälters) können innere Ereignisse (Wasserstoffexplosion) oder äussere Ereignisse (Erdbeben, Flugzeugabsturz) in Frage kommen. Nach internen Ereignissen ist der Weiterbetrieb der Maschinenhauslüftung anzunehmen, nach externen Ereignissen jedoch nicht. Der folgenschwerste Bruch ist jener des ersten von insgesamt fünf Aktivkohlebehältern, da er die grösste Menge an Jod und Edelgasen enthält. Falls bei diesem Bruch nicht automatisch eine sofortige Reaktorabschaltung erfolgt, wird wie beim Bruch einer Abgasleitung ein Weiterbetrieb der Anlage bis zu 15 Minuten unterstellt.

Radioaktive Stoffe können auch beim **Bruch eines Behälters mit radioaktiver Flüssigkeit** freigesetzt werden. Flüssige radioaktive Abfälle werden im Aufbereitungsgebäude aufgearbeitet und gelagert. Ein spezieller Innenanstrich verhindert das Versickern von allfällig ausgelaufenen Flüssigkeiten. Alle Lagertanks sind zwar zum Gebäude hin offen belüftet, aber die freigesetzte Menge radioaktiver Stoffe ist unbedeutend. Die Gebäudeabluft wird gefiltert und kontrolliert an die Umgebung abgegeben (Kap. 6.14.5).

Ein Sonderfall von "flüssigen" Abfällen sind die Harzfilter in der Kondensatreinigungsanlage im Maschinenhaus. Hier könnten bei einem Bruch auch feste Filtermassen ausgeschwemmt werden. Wie

im Aufbereitungsgebäude sind gegen einen solchen Bruch nur passive Gegenmassnahmen vorhanden, indem der Gebäudeboden dicht ist und die Flüssigkeit aufgefangen werden kann.

Beim Bruch eines Behälters mit radioaktiven Flüssigkeiten wäre die Kontamination innerhalb der Anlage in jedem Fall erheblich. Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung wäre aber erst bei einem Austrocknen der Flüssigkeit zu erwarten. Durch geeignete Strahlenschutz- und Reinigungsmassnahmen kann eine Freisetzung weitgehend verhindert werden. Allfällige luftgetragene radioaktive Stoffe würden kontrolliert über den Kamin abgegeben.

8.2.7 Störfälle durch äussere Einwirkungen

Die folgenden Einwirkungen von aussen sind für das KKM massgebend:

- Ueberflutung
- Erdbeben
- Flugzeugabsturz (FLA)
- Blitzschlag

Diese Ereignisse werden der Kategorie "Unfall" (Kap. 5.4.4) zugeteilt. Es kann davon ausgegangen werden, dass das Reaktorgebäude und das speziell gegen diese Einwirkungen ausgelegte SUSAN-Gebäude sowie alle dem SUSAN zugeordneten Systeme bei einem solchen Störfall gemäss nachfolgender Beschreibung standhalten. Damit sind die Kernkühlung und die Nachwärmeabfuhr sichergestellt. Eine allfällige Freisetzung radioaktiver Stoffe stammt vor allem aus Systemen im Maschinenhaus oder Aufbereitungsgebäude, die nur beschränkt gegen äussere Einwirkungen geschützt sind.

8.2.7.1 Ueberflutung

Bei einer äusseren Ueberflutung (Kap. 5.4.1.3) sind die Systeme im Maschinenhaus nicht gefährdet, da dieses nur geschlossene Systeme enthält, deren Integrität durch die Ueberflutung nicht beeinflusst wird. Hingegen sind im Aufbereitungsgebäude offene Tanks mit flüssigen radioaktiven Abfällen vorhanden, mit deren Freisetzung bei Ueberflutung gerechnet werden muss. Die Systeme im Reaktorgebäude und die radioaktiven Abfälle im Zwischenlager sind nicht gefährdet, da diese Gebäude gegen eine äussere Ueberflutung ausgelegt sind.

8.2.7.2 Erdbeben

Beim schwersten für die Auslegung berücksichtigten Erdbeben (SSE, Kap. 5.4.1.1) ist die Integrität der Komponenten im Maschinenhaus nicht sichergestellt. Der Inhalt aller Systeme, die radioaktive Stoffe enthalten, kann freigesetzt werden. Als Abschätzung für die Menge der bei einem SSE freige-

setzten Stoffe kann die Summe der beim Bruch einer Frischdampfleitung, einer Speisewasserleitung, einer Abgasleitung und eines Aktivkohlebehälters freigesetzten Mengen von radioaktiven Stoffen betrachtet werden.

Das Reaktorgebäude mitsamt den darin angeordneten Sicherheits- und den wichtigsten Betriebssystemen ist grundsätzlich für das SSE ausgelegt. Allerdings ist die Qualifikation einzelner Systeme und Komponenten für das SSE noch im Gang (Kap. 6.10.1). Das Zwischenlager für die radioaktiven Abfälle und das Aufbereitungsgebäude sind ebenfalls für das SSE ausgelegt.

8.2.7.3 Flugzeugabsturz

Der Schutz der sicherheitstechnischen Ausrüstungen eines Kernkraftwerks gegen die Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes erfolgt durch bauliche Massnahmen und räumliche Trennung redundanter Systeme.

Beim Bau des KKM wurde, wie damals weltweit üblich, der Flugzeugabsturz als Lastfall nicht berücksichtigt. Heute wird in der Schweiz für ältere Anlagen zumindest ein ausreichender Trümmerschutz gefordert. Dies entspricht einer Wandstärke von 0,70 m Beton (Kap. 5.4.1.2). Für die Beherrschung eines Flugzeugabsturzes sind nur das Reaktor- und das SUSAN-Gebäude von Bedeutung. Das SUSAN-Gebäude verfügt über einen ausreichenden Trümmerschutz, wobei es mit Wandstärken von 1 bis 2 m deutlich über die heutige Anforderung hinausgeht. Das Reaktorgebäude erreicht mit einer Betondicke von 0,60 m im zylindrischen Teil die geforderte Wandstärke zwar nicht. Doch sind der Reaktorkühlkreislauf, die Kernkühlsysteme und die Einrichtungen zur Isolation des Primärcontainments bei einer allfälligen Beschädigung des Reaktorgebäudes zusätzlich durch gebäudeinterne Betonwände und Decken geschützt. Die Speisewasserleitungen im Dampftunnel sind ebenfalls geschützt. Dadurch sind das sichere Abschalten und die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlsystem gewährleistet. Die abgebrannten Brennelemente im Lagerbecken sind durch die Gebäudekuppel mit einer Wandstärke von 0,15 bis 0,30 m wenig geschützt; ein Auslaufen des Wassers ist wegen der massiven Bauweise des Beckens nicht zu erwarten. Die beiden Einlaufbauwerke für die Kühlwasserentnahme aus dem Fluss sind räumlich getrennt.

Bei einem Trümmerabsturz können zwar Ausrüstungen im Maschinenhaus beschädigt werden. Das Schadensausmass an den Ausrüstungen entspricht etwa demjenigen durch ein SSE. Allerdings kann als Folge eines eventuellen Treibstoffbrandes ein Teil der in den Aktivkohlefiltern zurückgehaltenen festen bzw. leicht flüchtigen radioaktiven Stoffe freigesetzt werden. Die grösste Menge radioaktiver Stoffe würde beim Versagen eines Aktivkohlebehälters der Abgasanlage freigesetzt.

8.2.7.4 Blitzschlag

Ein Blitzschlag mit Auswirkungen auf den Anlagebetrieb ist ein relativ häufiges Ereignis und müsste deshalb in die Kategorie der Betriebsstörungen eingereiht werden. Die für die Auslegung der elektrischen Komponenten zu berücksichtigenden, von der HSK festgelegten Auslegungsblitze haben aber extreme Kennwerte, so dass ein Auftreten solcher Blitze als seltenes Ereignis gewertet werden kann (Kap. 5.4.1.4). Die Einteilung solcher Blitze in die Kategorie Unfall ist deshalb gerechtfertigt.

Die ursprüngliche Auslegung des Blitzschutzes für das KKM erfolgte derart, dass die ganze Anlage zumindest den Vorschriften des konventionellen Blitzschutzes genügt. Dieser Blitzschutz soll grössere Schäden an Bauten und Ausrüstungen sowie eine Gefährdung des Personals innerhalb der Gebäude verhindern.

Die Ausrüstungen des SUSAN-Systems waren so auszulegen, dass bei einem Blitzschlag die Auslegungsblitzen gewährleistet bleibt und damit die Kernkühlung nicht gefährdet ist. Der entsprechende Nachweis steht allerdings noch aus. (1) Wenn die SUSAN-Systeme verfügbar sein sollten, sind einzelne Hüllrohrschäden, die zu einer Verletzung des Sicherheitsgrenzwerts nicht in jedem Fall auszuschliessen. Um auch dies zu verhindern, müsste z. B. der APRM-SCRAM bei 120 % Neutronenfluss sowie die Überwachung der Turbinen- und Bypassventile und die daraus abgeleiteten SCRAM-Signale dem SUSAN zugeordnet werden. In einem Fall mit einzelnen Hüllrohrschäden kann die allenfalls aus dem Brennstab entweichende Radioaktivität im Reaktorkühlkreislauf oder letztlich im Containment zurückgehalten werden.

8.2.8 Zusammenfassende Bewertung

Aufgrund der vorliegenden Analysen und der rund 20jährigen Betriebserfahrung ist das transiente Verhalten des KKM bei Betriebsstörungen ausreichend bekannt. Anhand der Störfallanalysen ist die Zweckmässigkeit und korrekte Auslegung der Sicherheitssysteme auch bei einer Reaktorleistung von 1097 MWt nachgewiesen. Vorausgesetzt wird dabei, dass im Normalbetrieb die in Spezifikationen und Vorschriften festgelegten betrieblichen Grenzwerte eingehalten werden. Wichtig ist vor allem die Einhaltung der thermischen Betriebsgrenzwerte für die lineare Stabileistung (LHGR), die kritische Wärmestromdichte (CPR) und die örtliche Bündelleistung (APLHGR).

Die Einhaltung dieser Betriebsgrenzwerte wird administrativ überwacht und ist Teil des Sicherheitskonzepts. Die Erfahrungen aus 20 Jahren Reaktorbetrieb zeigen, dass die Einhaltung der Betriebsgrenzen mit hoher Zuverlässigkeit erfolgt.

Die Störfallanalysen haben auch einige Verbesserungsmöglichkeiten aufgezeigt, die zur Beherrschung bestimmter Störfälle vorteilhaft sind und damit letztlich die Anlagesicherheit verbessern. Zu erwähnen sind:

- Um die Anlageüberwachung bei Teillast zu verbessern und den Reaktorschutz dem Stand der Technik modernerer Anlagen anzupassen, sind Erweiterungen in bezug auf Abschaltsignale durchzuführen (Kap. 8.2.1.2).
- Für die bessere Beherrschung eines ATWS-Störfall ist die Möglichkeit einer Ueberbrückung der automatischen ADS-Auslösung zu untersuchen (Kap. 8.2.1.8).
- Zur Beherrschung eines Speisewasserleitungsbruchs im Reaktorgebäude ist eine Schutzlogik vorzusehen, die eine Ueberflutung des Reaktorgebäudes verhindern soll (Kap. 8.2.5).
- Zur Beherrschung mittlerer und grosser Lecks im Frischdampfsystem innerhalb des Maschinenhauses ist zur automatischen Absperrung eine Turbinen- und Reaktorabschaltung zu realisieren (Kap. 8.2.6).
- Zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen beim An- und Abfahren ist eine automatische Druckentlastung des Reaktorkühlreislaufs im Sinne eines Schnellabfahrens notwendig, die unabhängig vom Drywelldruck nur durch "Reaktorniveau tief" ausgelöst wird (Kap. 8.2.6 und 9.3.2.1).

Die HSK hat den Betreiber schriftlich aufgefordert, diese Verbesserungsmassnahmen zu untersuchen bzw. zu verwirklichen. Solche punktuellen Anlagenverbesserungen sind bei Kernkraftwerken üblich. Sie sind das Ergebnis einer stetig fortschreitenden sicherheitstechnischen Entwicklung und der laufenden Ueberprüfung der Anlage zur Verbesserung der Zuverlässigkeit und Sicherheit.

8.3 RADIOLOGISCHE AUSWIRKUNGEN VON AUSLEGUNGSSTÖRFÄLLEN

In diesem Kapitel werden die radiologischen Konsequenzen in der Umgebung und in der Anlage der in Kap. 8.2 beschriebenen Auslegungsstörfälle behandelt. Währenddem die verwendeten Rechenmodelle sowie deren Annahmen und Eingabeparameter in Kap. 8.1.3 beschrieben wurden, werden in diesem Kapitel die für die Konsequenzrechnungen angenommenen störfallspezifischen Randbedingungen angegeben. Es ist zu beachten, dass nicht immer der aufgrund deterministischer Analysen bestimmte Schadensumfang berücksichtigt wurde, sondern es wurde ein zum Teil wesentlich umfassenderes, in jedem Fall umhüllendes Schadensausmass angenommen. Durch diese Vorgehensweise ist es teilweise möglich, für Gruppen von Störfällen nur eine einzige konservative Konsequenzanalyse durchzuführen und so den Rechenumfang zu vermindern.

Zweck der radiologischen Konsequenzanalysen für Auslegungsstörfälle ist die Ueberprüfung, ob für Einzelpersonen in der Umgebung von Kernkraftwerken die in der Richtlinie R-11 festgelegten Dosisgrenzwerte von 0,2 mSv/Jahr für Normalbetrieb und Betriebsstörungen, 1 mSv pro Ereignis bei Zwischenfällen resp. 100 mSv pro Ereignis bei Unfällen nicht überschritten werden (Kap. 5.4.4). Für die limitierende Betriebsstörung beträgt der Dosisgrenzwert 0,2 mSv pro Ereignis, da angenommen werden kann, dass derartige Betriebsstörungen selten sind und im Normalbetrieb nur ein kleiner Bruchteil des zulässigen Dosisgrenzwerts ausgeschöpft wird. Mit der Einhaltung der Dosisgrenzwerte wird sichergestellt, dass die grundlegenden Schutzziele eingehalten sind und das für die Beherrschung der Auslegungsstörfälle verwendete Sicherheitskonzept der Anlage zweckmässig ist.

Die radiologischen Auswirkungen der Auslegungsstörfälle in der Umgebung des KKM sind im Sicherheitsbericht 1989 beschrieben. Es zeigte sich, dass aufgrund der unvollständigen Dokumentation der Berechnungsannahmen ein Nachvollziehen der Störfallanalysen durch die HSK nicht möglich war. KKM hat deshalb auf Verlangen der HSK die radiologischen Auswirkungen für vier massgebende Störfälle (Kühlmittelverluststörfall, Steuerstabfall, Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus und Brennelement-Handhabungsstörfall) neu berechnet. Bei der Behandlung dieser vier Störfälle wird im folgenden nur auf die Neuberechnung eingegangen. Die HSK verlangt, dass KKM zur Vervollständigung der Dokumentation im Rahmen eines Zusatzberichtes zum Sicherheitsbericht 1989 eine konsistente und umfassende Darstellung der radiologischen Auswirkungen der Auslegungsstörfälle erarbeitet. Zusätzlich sind noch Betriebsstörungen auf radiologische Folgen zu untersuchen (Kap. 8.3.1). In den Störfallanalysen des Betreibers werden im allgemeinen nur die beiden Belastungspfade externe Bestrahlung und Inhalation aus der radioaktiven Wolke betrachtet (Kap. 8.1.3.2). Dieses Vorgehen entspricht der amerikanischen Praxis und wurde bisher auch von der HSK akzeptiert, da angenommen werden kann, dass bei Auslegungsstörfällen die langfristige Bestrahlung vom kontaminierten Boden durch Notfallschutzmassnahmen weitgehend vermeidbar ist.

Die HSK hat für die wichtigsten Auslegungsstörfälle eigene Dosisberechnungen durchgeführt. Die Ergebnisse des Betreibers werden in diesem Kapitel mit den HSK-Ergebnissen verglichen.

8.3.1 Transienten

Die meisten Transienten sind als "Betriebsstörung" zu klassieren (Kap. 8.2.1.1). Massgebend für die radiologischen Auswirkungen sind die Aktivitätskonzentrationen im Reaktorkühlmittel unmittelbar vor Ereigniseintritt und zusätzlich radioaktive Stoffe, die entsprechend dem Abschaltvorgang aus allfällig vorhandenen defekten Brennstäben austreten.

Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe ist insbesondere dann möglich, wenn bei einer Transiente die Sicherheits-/Abblaseventile öffnen und Dampf ins Toruswasser gelangt. Ein Teil der radioaktiven Stoffe wird im Toruswasser zurückgehalten; der Rest gelangt in die Containmentatmosphäre. Nach einiger Zeit wird das Containment gespült. Dabei gelangen die radioaktiven Stoffe über die Filter des Notabluftsystems in den Abluftkamin und werden von dort kontrolliert an die Umgebung abgegeben. Das Spülen des Containments kann so erfolgen, dass die Abgabegrenzen eingehalten werden.

Nach Meinung der HSK ist für Betriebsstörungen eine eingehende Erfassung der radiologischen Bedingungen in der Anlage und der Konsequenzen in der Umgebung erforderlich. Sie fehlt im eingereichten Sicherheitsbericht und ist vom Gesuchsteller nachzureichen (siehe Einleitung zu Kap. 8.3). Da gemäss Kap. 8.2.1.1 bei Betriebsstörungen keine störfallbedingten Brennelementschäden auftreten, sind nur sehr begrenzte radiologische Auswirkungen zu erwarten.

8.3.2 Kühlmittelverluststürfälle

Bei den in Kap. 8.2.2 beschriebenen Kühlmittelverluststürfällen muss mit Brennelementschäden gerechnet werden, so dass radiologische Auswirkungen in der Umgebung zu erwarten sind. Der hier betrachtete limitierende Kühlmittelverluststürfall wird als "Unfall" klassiert, d. h. die effektive Äquivalentdosis einer Einzelperson in der Umgebung darf 100 mSv nicht überschreiten.

Die radioaktiven Stoffe gelangen beim Kühlmittelverluststürfall über die Bruchstelle in den Drywell und dann durch die Überströmöffnungen ins Toruswasser, in dem ein Grossteil der nicht gasförmigen radioaktiven Stoffe zurückgehalten wird. Der Rest gelangt in die Torusatmosphäre. Durch Leckage des Containments gelangen radioaktive Stoffe ins Sekundärcontainment und über die Filter des Notabluftsystems zum Abluftkamin und schliesslich in die Umgebung. Zudem wird eine direkte Freisetzung aus dem Primärcontainment über Rohrleitungen mit undichten Isolationsarmaturen in das Maschinenhaus und von dort weiter an die Umgebung unter Umgehung des Sekundärcontainments berücksichtigt.

Der Betreiber hat die Edelgas- und Jodquellterme bei einem Kühlmittelverluststürfall mit folgenden Annahmen berechnet:

- Aktivitätsinventar der Brennstäbe entsprechend einem Reaktorbetrieb während 1000 Tagen bei einer Nennleistung von 1097 MWt
- 100 % der Brennstäbe werden beschädigt.
- Mittlere Freisetzung aus dem Brennstoff: 1,8 % der Edelgas- und 0,32 % der Jodaktivität
- Zusammensetzung des freigesetzten Jods: 4 % organisches und 96 % elementares Jod
- Edelgase und organisches Jod gelangen ungehindert, elementares Jod gelangt zu 50 % in den Torus. Der Rest des elementaren Jods verbleibt im Drywell.
- Edelgase und organisches Jod gelangen ungehindert aus dem Toruswasser in die Torusatmosphäre; elementares Jod wird zu 97,5 % im Toruswasser zurückgehalten, und 2,5 % gelangt in die Torusatmosphäre (entsprechend einem Jod-Partitionskoeffizienten von 100)
- Containmentleckage ins Sekundärcontainment: 1 % des Primärcontainmentvolumens pro Tag
- Containmentleckage ins Maschinenhaus: 0,3 % des Primärcontainmentvolumens pro Tag
- Lüftungsrate des Notabluftsystems: 50 % des Sekundärcontainmentvolumens pro Tag
- Wirksamkeit der Jodfilter des Notabluftsystems: 99 %
- Die Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Sekundärcontainment in die Umgebung erfolgt während der ersten 30 Minuten nach Störfallbeginn ungefiltert auf Bodenhöhe und danach über das Notabluftsystem und über den Abluftkamin. Die Freisetzung dauert 30 Tage.
- Die Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Maschinenhaus in die Umgebung erfolgt ungefiltert über den Abluftkamin und dauert ebenfalls 30 Tage.

Nach Ansicht der HSK sind diese Annahmen weitgehend konservativ. Die tatsächlichen Containmentleakagen liegen in der Regel unterhalb der maximal zulässigen und in der Rechnung verwendeten Werte. Aufgrund der durchgeführten Störfallanalysen ist zu erwarten, dass bei einem Kühlmittelverluststürfall nur ein Teil der Brennstäbe undicht werden. In Übereinstimmung mit den amerikanischen Auslegungskriterien wird aber angenommen, dass alle Brennstäbe beschädigt werden. Eine Annahme ist nach Ansicht der HSK allerdings nicht genügend konservativ. Sie betrifft die Leckage aus dem Primärcontainment direkt ins Maschinenhaus. Aufgrund des mit den Notkühlsystemen umgewälzten Wassers verwendet der Reaktorlieferant das Primärcontainment als Bilanzvolumen, in dem die radioaktiven Stoffe gleichmässig verteilt sind. Diese Annahme ist nach Ansicht der HSK berechtigt, wenn der Reaktorkern geflutet ist und die radioaktiven Stoffe somit vorwiegend über die Wasserphase transportiert und umgewälzt werden. Während der ersten Minuten nach Störfalleintritt trifft dies aber nicht zu. Zur Abschätzung dieses Einflusses hat die HSK deshalb eine Rechnung durchgeführt mit der extremen Annahme, dass während 3 Minuten die radioaktiven Stoffe vollständig im Volumen des Reaktordruckbehälters verbleiben. Durch die Wahl dieses kleineren Bilanzvolumens und aufgrund

des dortigen Druckverlaufs ergibt sich eine erhöhte Freisetzung über die Leckagen der Frischdampfisolationsventile.

Die Berechnungen des KKM ergeben bei einer Expositionszeit von 30 Tagen eine externe Dosis durch Bestrahlung aus der radioaktiven Wolke von maximal 0,065 mSv, die maximale effektive Äquivalentdosis durch Inhalation beträgt 0,23 mSv (entsprechend einer Schilddrüsendosis von 7,5 mSv). Die maximal zu erwartende Dosis aus der radioaktiven Wolke beträgt damit 0,29 mSv.

Die HSK hat die Quelltermberechnungen des KKM überprüft und mit den KKM-Quelltermen eigene ergänzende Dosisberechnungen durchgeführt. Dabei wurde unter Berücksichtigung zusätzlicher radioaktiver Stoffe (Aerosole) ein kurzfristig kleineres Bilanzvolumen für die Leckage ins Maschinenhaus berücksichtigt. Cäsium wurde bezüglich Freisetzung grundsätzlich wie elementares Jod behandelt. Bei der Rückhaltung im Tonwasser wurde ein Dekontaminationsfaktor von 100 angesetzt. Das Verhältnis der Freisetzungsanteile der restlichen Aerosole zu Cäsium wurde aus der deutschen Störfalleitlinie (Kap. 8.1.3.2) übernommen.

Die Berechnungen der HSK ergeben bei einer Expositionszeit von 30 Tagen für die Bestrahlung aus der radioaktiven Wolke eine maximale externe Dosis von 0,073 mSv und eine maximale effektive Äquivalentdosis durch Inhalation von 0,26 mSv. Die über das erste Jahr integrierte externe Dosis durch Bestrahlung aus dem kontaminierten Boden beträgt maximal 0,78 mSv, die Inhalationsdosis durch Wiederaufwirbelung 0,043 mSv. Damit ergibt sich eine maximale Jahresdosis¹⁰ von 1,2 mSv.

Die Berechnungen des KKM und der HSK zeigen, dass bei diesem Störfall die maximale Dosisbelastung um etwa zwei Grössenordnungen kleiner ist als der zulässige Dosisgrenzwert.

8.3.3 Reaktivitätsstörfälle

Wie in Kap. 8.2.3 erwähnt wurde, werden beim **Fehlfahren eines Steuerstabes** die Sicherheitsgrenzwerte für die Brennstabintegrität nicht verletzt. Mit einer störfallbedingten Freisetzung radioaktiver Stoffe ins Kühlmittel muss deshalb nicht gerechnet werden. Bei diesem Störfall sind somit keine radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung zu erwarten.

Beim **Steuerstabfall** muss hingegen mit Brennelementschäden gerechnet werden, so dass auch radiologische Auswirkungen in der Umgebung zu erwarten sind. Der Steuerstabfall ist als "Zwischenfall" (Kap. 5.4.4) klassiert. Die effektive Äquivalentdosis einer Einzelperson in der Umgebung darf demnach 1 mSv nicht überschreiten.

Der Störfallablauf und die Abschätzung der Anzahl beschädigter Brennstäbe ist in Kap. 8.2.3 beschrieben. Beim Steuerstabfall gelangen radioaktive Stoffe aus den beschädigten Brennstäben kurz-

¹⁰ Die Jahresdosis ist die sich aus einer Expositionszeit von einem Jahr ergebende Dosis.

zeitig über die Frischdampfleitungen zur Turbine und in den Kondensator, bis die Frischdampfisolationsventile durch das Signal "Hohe Strahlung an den Frischdampfleitungen" geschlossen werden und der Dampfstrom zur Turbine damit unterbrochen wird. Durch die Isolation der Frischdampfleitungen fällt auch die Abgasanlage aus und das Kondensatorvakuum kann nicht mehr aufrecht erhalten 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 Ueberdruck in den Kondensatoren berücksichtigt.

Die radiologischen Auswirkungen des Steuerstabfalls sind vom Betreiber mit folgenden Annahmen berechnet worden:

- Aktivitätsinventar der Brennstäbe entsprechend einem Reaktorbetrieb während 1000 Tagen bei einer Nennleistung von 1097 MWt. Zum Zeitpunkt des Steuerstabfalls ist der Reaktor seit 30 Minuten abgeschaltet (heiss-unterkritischer Zustand).
- 850 Brennstäbe werden beschädigt.
- Mittlere Freisetzung aus diesen Brennstäben: 1,8 % der Edelgas- und 0,32 % der Jodaktivität
- Kühlmitteldurchfluss im Umwälzsystem: 25 % des Nennwerts
- Dampfdurchfluss in den Frischdampfleitungen: 5 % des Nennwerts
- Schliesszeit der Frischdampfisolationsventile: 10,5 s (eingeschlossen Signalverarbeitungszeit)
- Anteil der aus dem Brennstoff freigesetzten Edelgase, die über die Frischdampfleitungen zum Kondensator gelangen: ca 10 %. Alle Edelgase sind im Kondensator luftgetragen.
- Aufgrund eines Carryover-Faktors von 2 % (Kap.8.1.3.1) gelangt ca. 0,005 % der aus dem Brennstoff freigesetzten Jodmenge in den Kondensator.
- Aufgrund eines Jod-Partitionskoeffizienten von 100 (Kap.8.1.3.1) bleibt ca. 10 % der in den Kondensator eingetragenen Jodmenge luftgetragen; der Rest wird im Wasser gelöst.
- Leckagerate des Kondensators: 0,5 % des Turbinen- und Kondensatorvolumens pro Tag
- Keine Verzögerung oder Ablagerung im Maschinenhaus
- Die Freisetzung radioaktiver Stoffe an die Umgebung erfolgt über den Abluftkamin und dauert 30 Tage

Die HSK erachtet diese Annahmen als konservativ. Die Berechnungen des KKM ergeben bei einer Expositionszeit von 30 Tagen eine externe Dosis von maximal 0,15 μ Sv und eine maximale effektive Äquivalentdosis durch Inhalation von 0,012 μ Sv (entsprechend einer Schilddrüsendosis von 0,4 μ Sv). Die maximal zu erwartende Dosis beträgt damit 0,15 μ Sv.

Die HSK hat die Quelltermberechnungen des KKM überprüft und zusätzlich unter Benutzung der KKM-Quellterme eigene ergänzende Dosisberechnungen durchgeführt. Diese Berechnungen ergeben bei einer Expositionszeit von 30 Tagen für die Bestrahlung aus der radioaktiven Wolke eine maximale externe Dosis von $0,15 \mu\text{Sv}$ und eine maximale effektive Äquivalentdosis durch Inhalation von $0,012 \mu\text{Sv}$; die über das erste Jahr integrierte externe Dosis durch Bestrahlung aus dem kontaminierten Boden beträgt maximal $0,021 \mu\text{Sv}$ und die Inhalationsdosis durch Wiederaufwirbelung $0,0017 \mu\text{Sv}$. Damit ergibt sich eine maximale Jahresdosis von $0,19 \mu\text{Sv}$.

In bezug auf die Dosisbelastung der Bevölkerung kann dieser Störfall als unbedeutend betrachtet werden. Die Berechnungen des KKM und der HSK ergeben Dosisbelastungen in der Umgebung von weniger als $1 \mu\text{Sv}$, die damit um mehrere Größenordnungen unterhalb des in der Richtlinie R-11 festgelegten Dosisgrenzwertes liegen. Die Ergebnisse zeigen, dass aufgrund der vielen Rückhaltemechanismen für Jod dessen Beitrag zur Strahlenbelastung in der Umgebung klein ist. Der Beitrag der Edelgase ist dominierend. Wichtigster Belastungsplatz ist die externe Bestrahlung aus der radioaktiven Wolke.

8.3.4 Absturz eines Brennelementes

Von den in Kap. 8.2.4 beschriebenen Auslegungstörfällen kann der Absturz eines Brennelementes im Reaktorkern oder im Lagerbecken zu beschädigten Brennstäben und damit zu radiologischen Auswirkungen in der Umgebung führen. Der Absturz eines Brennelementes ist als "Zwischenfall" klassiert, d. h. die effektive Äquivalentdosis einer Einzelperson in der Umgebung darf 1 mSv nicht überschreiten.

Stürzt beim Be- resp. Entladen des Reaktorkerns ein Brennelement auf den Reaktorkern oder ins Lagerbecken, wird - falls es zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe kommen sollte - 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.

Die radiologischen Auswirkungen des Absturzes eines Brennelementes sind vom Betreiber mit folgenden Annahmen berechnet worden:

- Aktivitätsinventar der Brennstäbe entsprechend einem Reaktorbetrieb während 1000 Tagen bei einer Nennleistung von 1097 MWt. Im Moment des Brennelementabsturzes ist der Reaktor seit 24 Stunden abgeschaltet (kalt-unterkritischer Zustand).
- 104 Brennstäbe werden beschädigt.
- Mittlere Freisetzung aus diesen Brennstäben: 1,8 % der Edelgas- und 0,32 % der Jodaktivität

- Die aus dem Brennstoff freigesetzten Edelgase gelangen direkt in die Reaktorgebäueluft und werden unmittelbar über den Abluftkamin in die Umgebung freigesetzt.
- Bis zur Reaktorgebäudeisolation erfolgt keine Jodabgabe über das betriebliche Lüftungssystem, da das Jod in der Wasservorlage zurückgehalten wird.
- Aufgrund eines Jod-Partitionskoeffizienten von 100 (Kap. 8.1.3.1) gelangt ca. 40 % der ins Wasser eingetragenen Jodmenge längerfristig in die Reaktorgebäueluft, und ca. 60 % verbleibt im Wasser. Die Freisetzung in die Umgebung erfolgt über das Notabluftsystem.
- Lüftungsrate des Notabluftsystems: 50 % des Reaktorgebäudevolumens pro Tag
- Wirksamkeit der Jodfilter des Notabluftsystems: 99 %
- Die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung erfolgt über den Abluftkamin und dauert 30 Tage

Die HSK erachtet diese Annahmen als konservativ. Insbesondere ist die für die Berechnung des Aktivitätsinventars der Brennstäbe angenommene Dauer von 24 Stunden für das Abfahren des Reaktors, das Öffnen des Reaktordruckbehälters und den Ausbau der oberen Kerneinbauten kurz angesetzt.

Die Berechnungen des KKM ergeben bei einer Expositionszeit von 30 Tagen eine externe Dosis von maximal $0,038 \text{ mSv}$, eine maximale effektive Äquivalentdosis durch Inhalation von $0,0084 \text{ mSv}$ (entsprechend einer Schilddrüsendosis von $0,28 \text{ mSv}$). Die maximal zu erwartende Dosis beträgt damit $0,046 \text{ mSv}$.

Die HSK hat die Quelltermberechnungen des KKM überprüft und zusätzlich unter Benutzung der KKM-Quellterme eigene ergänzende Dosisberechnungen durchgeführt. Diese Berechnungen ergeben bei einer Expositionszeit von 30 Tagen für die Bestrahlung aus der radioaktiven Wolke eine maximale externe Dosis von $0,038 \text{ mSv}$ und eine maximale effektive Äquivalentdosis durch Inhalation von $0,0079 \text{ mSv}$. Die über das erste Jahr integrierte externe Dosis durch Bestrahlung vom kontaminierten Boden beträgt maximal $0,016 \text{ mSv}$ und die Inhalationsdosis durch Wiederaufwirbelung $0,0013 \text{ mSv}$. Damit ergibt sich eine maximale Jahresdosis von $0,063 \text{ mSv}$.

Die Berechnungen des KKM und der HSK ergeben maximale Dosisbelastungen, die deutlich unterhalb dem in der Richtlinie R-11 festgelegten Dosisgrenzwert von 1 mSv liegen. Die Ergebnisse zeigen, dass aufgrund der vielen Rückhaltemechanismen für Jod dessen Beitrag zur Strahlenbelastung in der Wolkenphase klein ist. Der Beitrag der Edelgase zur externen Bestrahlung ist dominierend. In der Bodenphase dominiert die Strahlenbelastung durch abgelagertes Jod.

8.3.5 Leitungsbrüche im Reaktorgebäude

Von den in Kap. 8.2.5 beschriebenen Leitungsbrüchen im Reaktorgebäude können beim Frischdampfleitungsbruch, Speisewasserleitungsbruch, RCIC-Dampfleitungsbruch, RWCU-Leitungsbruch, STCS-Leitungsbruch und Messleitungsbruch nennenswerte radiologische Auswirkungen in der Umgebung auftreten. Störfallbedingte Hüllrohrschäden sind aber nicht zu erwarten, da bei diesen Störfällen das Reaktorkühlsystem isoliert wird oder - wie beim Messleitungsbruch - der Kühlmittelverlust genügend gering ist. Der Messleitungsbruch ist als "Zwischenfall" und die übrigen Leitungsbrüche im Reaktorgebäude sind als "Unfall" klassiert. Dementsprechend darf die effektive Äquivalentdosis einer Einzelperson in der Umgebung 1 mSv resp. 100 mSv nicht überschreiten.

Bei allen Leitungsbrüchen im Reaktorgebäude fliesst Reaktorwasser ins Reaktorgebäude. Die gasförmigen radioaktiven Stoffe gelangen in den meisten Fällen über die Filter des Notabluftsystems in den Abluftkamin und in die Umgebung. Die Rückhaltungswirkung des Notabluftsystems wird jedoch in den Konsequenzanalysen - ausser beim Messleitungsbruch - nicht berücksichtigt.

Der Frischdampfleitungsbruch innerhalb des Maschinenhauses deckt die radiologischen Auswirkungen der meisten Leitungsbrüche im Reaktorgebäude ab, da bei diesen weniger oder höchstens gleichviel Kühlmittel ausströmt und zudem die Abgabe an die Umgebung über den Kamin erfolgt. Nach Berechnung des KKM beträgt beim Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus die maximale Dosisbelastung in der Umgebung 0,36 mSv (Kap. 8.3.6). Eine Ausnahme bildet der **RWCU-Leitungsbruch im Reaktorgebäude ohne automatische Isolation**, bei dem ca. 4,5 mal mehr Reaktorwasser ausströmt als beim Frischdampfleitungsbruch. Die maximale Dosisbelastung in der Umgebung beträgt für diesen Störfall nach Berechnung des KKM 1,6 mSv.

Die maximale Jahresdosis in der Umgebung beträgt nach Berechnung der HSK 0,28 mSv beim Frischdampfleitungsbruch im Reaktorgebäude und 1,3 mSv beim RWCU-Leitungsbruch im Reaktorgebäude ohne automatische Isolation. Bei den Berechnungen der HSK wurde angenommen, dass die Freisetzung der radioaktiven Stoffe über den Kamin erfolgt. Eine Rückhaltung im Aussentorus wurde nicht angenommen.

Der **Messleitungsbruch** im Reaktorgebäude ist radiologisch von Bedeutung, weil er nicht isoliert werden kann, so dass nach dem Leitungsbruch so lange Kühlmittel ins Sekundärcontainment ausfliesst, bis der Reaktor abgestellt und drucklos gefahren ist. Die gasförmigen radioaktiven Stoffe gelangen über die Filter des Notabluftsystems zum Abluftkamin und in die Umgebung. Die radiologischen Auswirkungen des Messleitungsbruchs werden gemäss den Berechnungen des KKM durch den Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus abgedeckt. KKM nimmt somit für den Messleitungsbruch eine maximale Dosisbelastung in der Umgebung von 0,36 mSv an.

Die HSK hat für den Messleitungsbruch eine eigene Berechnung durchgeführt, bei der angenommen wird, dass die radioaktiven Stoffe zumindest während 10 Minuten über die Reaktorgebäudeabluft und danach über das Notabluftsystem in die Umgebung freigesetzt werden. Der zusätzliche Austritt radioaktiver Stoffe infolge des beschleunigten Abfahrvorgangs aus vor dem Störfall vorhandenen defekten Brennstäben (Spiking) wurde dabei berücksichtigt. Neben Jod wurden weitere radioaktive Stoffe in Betracht gezogen. Unter der Annahme, dass beim Messleitungsbruch 35 t Kühlmittel ins Reaktorgebäude ausfliessen, ergibt sich nach Berechnung der HSK eine maximale Jahresdosis in der Umgebung von 0,055 mSv.

Nach Ansicht der HSK liegen die bei Leitungsbrüchen im Reaktorgebäude maximal zu erwartenden Dosen um mindestens eine Grössenordnung unterhalb der festgelegten Dosisgrenzwerte.

8.3.6 Leitungsbrüche im Maschinenhaus und Aufbereitungsgebäude

Leitungsbrüche im Maschinenhaus

Bei den in Kap. 8.2.6 beschriebenen Brüchen der Frischdampfleitung, der Speisewasserleitung oder der Abgasleitung des Kondensators im Maschinenhaus können radiologische Auswirkungen in der Umgebung auftreten. Es sind jedoch keine störfallbedingten Hüllrohrschäden zu erwarten, da das Reaktorkühlsystem bei diesen Störfällen vor der Bruchstelle isoliert wird. Solche Leitungsbrüche sind als "Unfall" klassiert, d. h. die effektive Äquivalentdosis einer Einzelperson in der Umgebung darf 100 mSv nicht überschreiten.

Beim **Frischdampfleitungsbruch** gelangen die im Kühlmittel vorhandenen radioaktiven Stoffe mit dem ausströmenden Dampf bzw. Wasser so lange direkt ins Maschinenhaus, bis durch Schliessen der Frischdampfisolationsventile der Dampfstrom unterbrochen wird. Wird ein grosser Leitungsbruch unterstellt, steigt der Druck im Maschinenhaus so stark an, dass die Maschinenhausfenster bersten. Die radioaktiven Stoffe gelangen dadurch direkt in die Umgebung.

Das KKM hat die radiologischen Auswirkungen beim vollständigen Bruch einer Frischdampfleitung innerhalb des Maschinenhauses mit folgenden Annahmen berechnet:

- Kühlmittelaktivität: $9,07 \cdot 10^5$ Bq/cm³ aller Jodisotope entsprechend einer I-131-Aktivität von $3,7 \cdot 10^4$ Bq/cm³
- Abgasrate des Kondensators: $3,7 \cdot 10^9$ Bq/s Edelgase nach 30 Minuten Rückhaltezeit
- Schliesszeit der Frischdampfisolationsventile: 10,5 s
- Ca. 7580 kg Kühlmittel (5720 kg Wasser und 1860 kg Dampf) werden ins Maschinenhaus freigesetzt. Durch spontane Verdampfung des Wassers bei Atmosphärendruck wird die Dampfmenge

im Maschinenhaus erhöht. Bei den Berechnungen wird angenommen, dass alles Wasser spontan verdampft, wobei das Jod aus der Wasserphase vollständig mitgerissen und anschliessend als luftgetragen betrachtet wird. Für die Berechnung der freigesetzten Jodmenge sind nur die 5720 kg Wasser massgebend, da der Jodgehalt im Dampf wesentlich geringer ist.

- Die luftgetragenen radioaktiven Stoffe (Edelgase und Jod) gelangen direkt in die Umgebung. Die Freisetzung erfolgt kurzzeitig und auf der Höhe der Maschinenhaustenster.

Die HSK erachtet diese Annahmen als konservativ.

Die Berechnungen des KKM ergeben eine externe Dosis von maximal 0,084 mSv, die maximale effektive Äquivalentdosis durch Inhalation beträgt 0,28 mSv (entsprechend einer Schilddrüsendosis von 8,5 mSv). Die maximal zu erwartende Dosis beträgt damit 0,36 mSv.

Die HSK hat die Quelltermberechnungen des KKM überprüft und mit den KKM-Quelltermen eigene Berechnungen unter Berücksichtigung zusätzlicher radioaktiver Stoffe durchgeführt. Diese Berechnungen ergeben für die Bestrahlung aus der radioaktiven Wolke eine maximale externe Dosis von 0,094 mSv und eine maximale effektive Äquivalentdosis durch Inhalation von 0,31 mSv. Die über das erste Jahr integrierte externe Dosis durch Bestrahlung aus dem kontaminierten Boden beträgt maximal 1,1 mSv, die Inhalationsdosis durch Wiederaufwirbelung 0,021 mSv. Damit ergibt sich eine maximale Jahresdosis von 1,6 mSv.

Beim **Speisewasserleitungsbruch** wird ein Betrieb mit ausgefallener Kondensatreinigung unterstellt. Dabei fliesst heisses Wasser direkt ins Maschinenhaus und verdampft teilweise, was zu einem Druckanstieg im Maschinenhaus führt und möglicherweise zum Bersten der Fenster. Radioaktive Stoffe können dadurch direkt in die Umgebung gelangen. Gemäss den Berechnungen des KKM werden die radiologischen Auswirkungen des Speisewasserleitungsbruchs durch den Frischdampfleitungsbruch innerhalb des Maschinenhauses abgedeckt. Dabei wird angenommen, dass die Speisewassertemperatur innert 60 s auf 100 °C abfällt und während dieser Zeit 10 % der ausfliessenden Wassermenge in Dampf übergeht. Bei diesem Störfall werden keine Edelgase freigesetzt, da die Bruchstelle strömungsmässig hinter dem Kondensator liegt.

Diese Annahmen werden von der HSK nicht als konservativ beurteilt. Nach Meinung der HSK könnte beim Speisewasserleitungsbruch bis zu 24 t Dampf und damit 4,2-mal mehr Dampf mit grosser Jodaktivität freigesetzt werden als beim Frischdampfleitungsbruch (Kap. 8.2.6), womit nach Berechnung des KKM eine maximale Dosis von 1,5 mSv resultieren würde. Nach Berechnung der HSK ergibt sich eine maximale Jahresdosis von 6,5 mSv.

Beim **Bruch der Abgasleitung** beider Kondensatoren gelangen radioaktive Stoffe ins Maschinenhaus und von da in die Umgebung. Als wahrscheinliche Ursache kommt ein Erdbeben oder eine Wasser-

stoffdeflagration in Frage. Eine weitere Ursache wäre der Absturz eines BE-Transportbehälters im Maschinenhaus.

Das KKM hat die radiologischen Auswirkungen des Bruches der Abgasleitung im Maschinenhaus mit folgenden Annahmen berechnet:

- Der Reaktor wird bis zum Eingriff des Operators 15 Minuten nach Störfalleintritt auf der Nennleistung von 1097 MWt betrieben.
- Edelgasfreisetzung: $3,7 \cdot 10^9$ Bq/s normiert auf 30 Minuten Rückhaltezeit
- Jodfreisetzungsrates aus dem defekten Brennstoff: $9,3 \cdot 10^6$ Bq/s (entsprechend einer I-131-Aktivität im Kühlmittel von $7 \cdot 10^2$ Bq/cm³)
- Carryover-Faktor für Jod: 2 %
- 0,7 % der in den Kondensator eingetragenen Jodmenge bleibt luftgetragen; der Rest wird im Wasser gelöst (entsprechend einem Jod-Dekontaminationsfaktor von 140).
- Die Freisetzung radioaktiver Stoffe an die Umgebung erfolgt kurzzeitig auf Bodenhöhe.

Die HSK erachtet diese Annahmen mit Ausnahme der Jodfreisetzungsrates aus dem Brennstoff als konservativ; der Beitrag von Jod zur Gesamtdosis ist jedoch gering. Nach Berechnung des KKM beträgt die maximale externe Dosis 0,013 mSv und die maximale effektive Äquivalentdosis durch Inhalation $4,0 \cdot 10^{-4}$ mSv. Die maximal zu erwartende Dosis beträgt damit 0,013 mSv.

Die HSK hat die Quelltermberechnungen des KKM überprüft und zusätzlich mit den KKM-Quelltermen eigene ergänzende Dosisberechnungen durchgeführt. In Abweichung von der KKM-Annahme wurde dabei die Jodfreisetzungsrates um einen Faktor 1,6 erhöht. Sie entspricht damit den Technischen Spezifikationen. Die Berechnungen ergeben für die Bestrahlung aus der radioaktiven Wolke eine maximale externe Dosis von 0,11 mSv und eine maximale effektive Äquivalentdosis durch Inhalation von $1,3 \cdot 10^{-4}$ mSv. Die über das erste Jahr integrierte externe Dosis durch Bestrahlung aus dem kontaminierten Boden beträgt maximal $5,7 \cdot 10^{-4}$ mSv, die Inhalationsdosis durch Wiederaufwirbelung $1,0 \cdot 10^{-5}$ mSv. Damit ergibt sich eine maximale Jahresdosis von 0,11 mSv.

Die Berechnungen des KKM und der HSK ergeben für die drei betrachteten Leitungsbrüche im Maschinenhaus Dosisbelastungen in der Umgebung, die deutlich unterhalb des Grenzwerts von 100 mSv liegen. Beim Frischdampf- und Speisewasserleitungsbruch ist der Beitrag von Jod zur Dosisbelastung dominierend. Bei der Bestrahlung aus der Wolke überwiegt die Dosisbelastung durch Inhalation von Jod; in der langfristigen Bodenphase wird die Dosis vor allem durch die externe Bestrahlung vom abgelagerten Jod verursacht. Die Ergebnisse für den Bruch der Abgasleitung der Kondensatoren zeigen, dass aufgrund der vielen Rückhaltermechanismen für Jod dessen Beitrag zur Strahlenbelastung in der

Umgebung klein ist. Der Beitrag der Edelgase ist dominierend. Wichtigster Belastungspfad ist dabei die externe Bestrahlung aus der radioaktiven Wolke.

Störfälle in der Abgasanlage und im Aufbereitungsgebäude

Die in Kap. 8.2.6 beschriebenen Störfälle in der Abgasanlage und im Aufbereitungsgebäude haben keine unmittelbaren Auswirkungen auf das nukleare Dampferzeugungssystem und beeinflussen das Sicherheitsverhalten der Gesamtanlage nicht. Bezüglich Freisetzung radioaktiver Stoffe sind sie jedoch zu berücksichtigen. Sowohl beim Bruch eines Aktivkohlebehälters im Abgassystem als auch beim Bruch eines Behälters für flüssige radioaktive Abfälle im Aufbereitungsgebäude können als Folge von inneren oder äusseren Ereignissen radioaktive Stoffe in die Umgebung gelangen. Der Bruch eines Behälters für flüssige radioaktive Abfälle ist als "Zwischenfall" und der Bruch eines Aktivkohlebehälters im Abgassystem als "Unfall" klassiert, d. h. die effektive Äquivalentdosis einer Einzelperson in der Umgebung darf somit 1 mSv resp. 100 mSv nicht überschreiten.

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.

Die radiologischen Auswirkungen des Bruchs eines Aktivkohlebehälters im Abgassystem sind vom Betreiber mit folgenden Annahmen berechnet worden:

- Das Aktivitätsinventar des ersten Behälters entspricht einem längeren Dauerbetrieb mit maximaler Kühlmittelaktivität von $2,9 \cdot 10^4$ Bq/cm³ (entsprechend einer I-131-Aktivität von $7 \cdot 10^2$ Bq/cm³) und der nominellen Abgasrate der Kondensatoren von $3,7 \cdot 10^9$ Bq/s nach einer Rückhaltezeit von 30 Minuten.
- Freisetzung aus dem Behälter: 100 % der Edelgas- und 1 % der Edelgastochter- und Jodaktivität.
- Die Freisetzung radioaktiver Stoffe an die Umgebung erfolgt kurzzeitig auf Bodenhöhe.
- Die HSK erachtet diese Annahmen mit Ausnahme der Jodaktivität des Kühlmittels als konservativ; der Beitrag von Jod zur Gesamtdosis ist jedoch vernachlässigbar.

Die Berechnungen des Betreibers ergeben eine externe Dosis von maximal 0,11 mSv und eine maximale effektive Äquivalentdosis durch Inhalation von 0,002 mSv, hervorgerufen vorwiegend durch Tochterprodukte von Edelgasen. Die maximal zu erwartende Dosis beträgt damit 0,11 mSv.

Die HSK hat die Quelltermberechnungen des KKM überprüft und zusätzlich unter Benutzung der KKM-Quellterme eigene ergänzende Berechnungen durchgeführt. Um die Jodaktivität des Kühlmittels an den Grenzwert der Technischen Spezifikationen anzupassen, wurde diese um den Faktor 1,6 vergrössert. Die Berechnungen ergeben für die Bestrahlung aus der radioaktiven Wolke eine maximale

externe Dosis von 0,11 mSv und eine maximale effektive Äquivalentdosis durch Inhalation von $6,7 \cdot 10^{-4}$ mSv. Die über das erste Jahr integrierte externe Dosis durch Bestrahlung vom kontaminierten Boden beträgt maximal 0,0048 mSv, die Inhalationsdosis durch Wiederaufwirbelung $1,9 \cdot 10^{-4}$ mSv. Damit ergibt sich eine maximale Jahresdosis von 0,12 mSv.

Für den Fall eines Brandes oder einer Detonation eines Aktivkohlebehälters hat die HSK ergänzende Berechnungen mit einer maximalen Freisetzung von Edelgastochterprodukten und Jod (je 100 %) durchgeführt. Mit dieser sehr konservativen Annahme beträgt die maximale Dosisbelastung in der Umgebung 0,78 mSv. Dabei beträgt die maximale externe Dosis aus der radioaktiven Wolke 0,21 mSv und die maximale effektive Äquivalentdosis durch Inhalation 0,067 mSv. Die über das erste Jahr integrierte externe Dosis durch Bestrahlung vom kontaminierten Boden beträgt maximal 0,48 mSv und die Inhalationsdosis durch Wiederaufwirbelung 0,02 mSv.

Die Berechnungen des KKM und der HSK ergeben für den Bruch des Aktivkohlebehälters Dosisbelastungen in der Umgebung von weniger als 1 mSv (auch wenn, wie in den Berechnungen der HSK, angenommen wird, dass Edelgastochterprodukte und Jod zu 100 % freigesetzt werden). Die Ergebnisse zeigen, dass aufgrund der vielen Rückhaltermechanismen für Jod dessen Beitrag zur Strahlenbelastung in der Umgebung vernachlässigbar klein ist. Der Beitrag der Edelgase und Edelgastochterprodukte ist dominierend. Die wichtigsten Belastungspfade sind dabei die externe Bestrahlung aus der radioaktiven Wolke und die externe Bestrahlung vom kontaminierten Boden.

Der in Kap. 8.2.6 beschriebene **Bruch eines Behälters mit radioaktiver Flüssigkeit** im Aufbereitungsgebäude führt nicht zu einer nennenswerten Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung. Eine Freisetzung wäre erst bei einem Austrocknen der Flüssigkeit zu erwarten. Allfällige luftgetragene Radioaktivität würde kontrolliert über den Abluftkamin abgegeben.

8.3.7 Störfälle durch äussere Einwirkungen

Bei den in Kap. 8.2.7 beschriebenen Störfällen durch äussere Einwirkungen können radiologische Auswirkungen in der Umgebung auftreten. Die Integrität des nuklearen Dampferzeugungssystems, der Sicherheitssysteme oder der Notsteuerstellen ist durch diese äusseren Einwirkungen allerdings nicht gefährdet. Ebenso wird die einwandfreie Schliessfunktion der Isolations- und Absperrarmaturen aller aus dem Primärcontainment führenden Leitungen nicht beeinträchtigt. Störfälle durch äussere Einwirkungen sind als "Unfall" klassiert, d. h. die effektive Äquivalentdosis einer Einzelperson in der Umgebung darf 100 mSv nicht überschreiten.

Bei den äusseren Einwirkungen Ueberflutung, 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. Folgen von Blitzschlägen sind möglicherweise Transienten, nicht aber Unfälle.

Zur Berechnung der radiologischen Auswirkungen bei äusseren Einwirkungen hat der Betreiber das gleichzeitige Versagen folgender Systeme und Leitungen unterstellt:

- Frischdampfleitungsbruch
- Speisewasserleitungsbruch
- Bruch der Abgasleitung
- Bruch eines Aktivkohlebehälters

Die HSK erachtet diese Annahmen als konservativ. Da sich das gesamte Aktivitätsinventar der Aktivkohlekolonne praktisch nur im ersten Aktivkohlebehälter befindet, sind die radiologischen Auswirkungen beim Bruch des ersten Aktivkohlebehälters nur unwesentlich verschieden von denjenigen beim Bruch der ganzen Aktivkohlekolonne.

Mit diesen Annahmen ergeben die Berechnungen des KKM eine externe Dosis von maximal 0,29 mSv und eine maximale effektive Äquivalentdosis durch Inhalation von 0,56 mSv. Die maximal zu erwartende Dosis beträgt damit 0,84 mSv.

Bei den Ausbreitungs- und Dosisberechnungen der HSK wurde angenommen, dass beim Bruch eines Aktivkohlebehälters Jod und Aerosole infolge eines Brandes oder einer Detonation zu 100 % freigesetzt werden. Die Rechnungen ergeben für die Bestrahlung aus der radioaktiven Wolke eine maximale externe Dosis von 0,8 mSv und eine maximale effektive Äquivalentdosis durch Inhalation von 1,7 mSv. Die über das erste Jahr integrierte externe Dosis durch Bestrahlung aus dem kontaminierten Boden beträgt maximal 6,4 mSv, die Inhalationsdosis durch Wiederaufwirbelung 0,13 mSv. Damit ergibt sich eine maximale Jahresdosis von 9,0 mSv. Der gemäss Richtlinie R-11 zulässige Dosisgrenzwert wird nicht überschritten.

8.3.8 Radiologische Folgen in der Anlage

Neben den störfallbedingten Auswirkungen in der Umgebung der Kernanlage sind auch die Konsequenzen in der Anlage von Interesse. Dabei stehen zwei Aspekte im Vordergrund:

- die Vorbereitung von Fluchtmöglichkeiten für die betroffenen Personen aus dem Nahbereich des Störfallgeschehens
- die Zugangs- und Aufenthaltsmöglichkeiten in betriebswichtigen Räumen zur Störfallbeherrschung

Durch zweckmässige und markierte **Fluchtwege** kann die Strahlenbelastung des Personals am Ort des Störfallgeschehens massgeblich reduziert werden. Die Flucht wird durch frühzeitige Alarmierung, einfach zu benützende Fluchtwege sowie durch vorgegebene und markierte Fluchtrichtungen in weniger stark belastete Gebäudezonen erreicht. Im Reaktorgebäude stehen zu diesem Zweck eine Perso-

nenschleuse und zwei Notschleusen mit einer Kapazität von je 10 Personen zur Verfügung. Zusätzlich existieren die SUSAN-Schleuse und die Materialschleuse. Aus Sicherheitsgründen ist während des Anlagebetriebs die Maximalzahl der Personen im Reaktorgebäude auf 20 beschränkt, so dass genügend Durchschleusungskapazität besteht. Durch die Benutzung vorhandener Atemschutzgeräte wird die Inhalationsgefahr reduziert.

Zugangsmöglichkeiten und der Aufenthalt in betriebswichtigen Räumen sind erforderlich, um die Anlage nach dem Störfall abzufahren und im sicheren, abgeschalteten Zustand zu halten. Dazu sind bei der Auslegung der Anlage vorkehrende Massnahmen getroffen worden:

- Komponenten und Systeme, die nach einem Auslegungstörfall ein hohes Aktivitätsinventar enthalten können, befinden sich in abgeschirmten Räumen bzw. Raumteilen.
- Lüftungssysteme verhindern die Verschleppung von radioaktiven Stoffen in Bereiche mit geringerer potentieller Kontaminationsgefahr.
- Räume, die nach einem Störfall zugänglich sein müssen, werden durch Aktivitätsmessstellen überwacht.
- Der Hauptkommandoraum und die Notsteuerstelle (SUSAN-Kommandoraum) sind gegen Direktstrahlung aus dem Containment abgeschirmt.

Die störfallbedingten radiologischen Belastungen des Personals bei Auslegungstörfällen für verschiedene Anlagebereiche können kurz wie folgt charakterisiert werden:

Der **Hauptkommandoraum** ist bezüglich Direktstrahlung jederzeit zugänglich. Wieweit eine Verbesserung der Lüftung notwendig ist, wird im Zusammenhang mit der Problematik schwerer Unfälle in Kap. 9.4.2 behandelt.

Im **Primärcontainment** (Drywell) sind Einwirkungen auf das Personal sowohl bei Transienten als auch bei Leitungsbrüchen zu erwarten. Der Zugang zu diesem Bereich ist im Leistungsbetrieb allerdings nicht möglich (inertiertes Containment). Lediglich im abgestellten Zustand ist ein Zugang möglich, wobei jedoch zum Personenschutz spezielle Vorkehrungen getroffen werden.

Im **Sekundärcontainment** (Reaktorgebäude) besteht während des Betriebs die Möglichkeit von Einwirkungen auf das Personal durch Leitungsbrüche. Im Stillstand kann eine Gefährdung vor allem durch Brennelement-Handhabungstörfälle verursacht werden.

Im **Maschinenhaus** können Einwirkungen durch Versagen von Komponenten im Reaktorgebäude entstehen. Infolge des Transports radioaktiver Stoffe durch die Frischdampfleitungen über undichte Absperrarmaturen kann eine erhöhte luftgetragene Aktivitätskonzentration entstehen, welche zu einer radiologischen Belastung des Personals führt. Leitungsbrüche im Maschinenhaus selbst sowie Störungen

gen an der Kondensatorabsaugung und am Dichtungssystem können ebenfalls zu Dosisbelastungen führen.

Im **Aufbereitungsgebäude** kann durch ein Versagen der Abwasseraufbereitungsanlage eine Personengefährdung entstehen.

Zur Bewertung der Zugänglichkeit wichtiger Anlagebereiche nach Störfällen wurde die radiologische Situation in der Anlage nach einem Kühlmittelverluststörfall untersucht, wobei auch von wesentlich grösseren Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Anlage ausgegangen wurde als bei Auslegungsstörfällen zu erwarten sind. Die Ergebnisse zeigen, dass bei Auslegungsstörfällen ein Zugang zum Maschinenhaus immer möglich ist. Dies gilt mit Ausnahme des Torusbereichs auch fürs Reaktorgebäude. Der Torusbereich kann kurz nach dem Störfall bestenfalls kurzfristig betreten werden. Auf eine Minimierung der Aufenthaltszeit bei Komponenten mit erhöhter Ansammlung an radioaktiven Stoffen ist zu achten.

Gesamthalt kann das radiologisch bedingte Risiko für das Kraftwerkspersonal bei Auslegungsstörfällen wegen der begrenzten Menge an freigesetzten radioaktiven Stoffen, dem vorhandenen Schutz sowie der relativ geringen Eintretenshäufigkeit derartiger Ereignisse als klein angesehen werden. In der Praxis wird das Risiko für das Betriebspersonal vorwiegend durch mechanische, elektrische und thermische Einwirkungen bei konventionellen Unfällen verursacht.

8.3.9 Zusammenfassende Bewertung

Für die massgebenden Auslegungsstörfälle sind die radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung und das Betriebspersonal untersucht worden. Da bei den untersuchten Störfällen kein Brennstoffschmelzen eintritt, können bei störfallbedingten Hüllrohrschäden lediglich die im Gasraum der Brennstäbe vorhandenen radioaktiven Stoffe ins Kühlmittel austreten und von dort, je nach Störfall, auf verschiedenen Pfaden teilweise in die Anlage und die Umgebung weitertransportiert werden. Bei Störfällen ohne störfallbedingte Hüllrohrschäden ist die Aktivitätskonzentration im Reaktorkühlsystem massgebend für die Höhe der Freisetzung. Diese bestimmt letztlich auch das zulässige Aktivitätsinventar in Hilfssystemen.

Bei den Störfällen, welche Hüllrohrschäden verursachen, werden die radioaktiven Stoffe durch Isolation des Primärcontainments eingeschlossen. Die als Folge von Leckagen des Containments austretenden radioaktiven Stoffe gelangen mehrheitlich ins Sekundärcontainment und werden über die Filter des Notabluftsystems in den Abluftkamin und kontrolliert an die Umgebung abgegeben. Die Filterung vermindert die Emission von Jod und Aerosolen und stellt deshalb sicher, dass keine nennenswerte Geländekontamination in der Umgebung auftritt. Besondere Beachtung verdienen aber Freisetzungspfade, welche unter Umgehung des Sekundärcontainments und damit des Notabluftsystems die direkte Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung ermöglichen.

Beim Versagen von Systemen mit radioaktivem Inhalt ausserhalb des Primärcontainments ist nicht mit störfallbedingten Hüllrohrschäden zu rechnen. Die Freisetzung radioaktiver Stoffe erfolgt bei diesen Störfällen teilweise ungefiltert, bei Versagen von Gebäuden oder Lüftungsanlagen auch unkontrolliert an die Umgebung. Aufgrund des begrenzten Aktivitätsinventars dieser Systeme bleiben auch in diesen Fällen die radiologischen Auswirkungen begrenzt.

Die aufgrund der durchgeführten radiologischen Störfallanalysen maximal zu erwartenden Dosisbelastung für Einzelpersonen in der Umgebung sind in Tab. 8-3 zusammengestellt. Die Dosisbelastungen in der Umgebung bleiben in allen Fällen unterhalb der in der Richtlinie R-11 festgelegten Grenzwerte.

Personen, die sich während eines Störfalls im betroffenen Anlageteil befinden, können sowohl durch mechanische, elektrische und thermische Einwirkungen als auch durch Strahleneinwirkungen gefährdet sein. Die radiologische Belastung des Personals bei notwendigen Tätigkeiten nach einem Auslegungsstörfall wird vor allem durch bautechnische (Abschirmung) und systemtechnische (Lüftung) Massnahmen vermindert. Alle Räume, die nach einem Störfall zugänglich sein müssen, sind mit Aktivitätsmessstellen ausgerüstet, so dass eine radiologische Überwachung sichergestellt ist.

Tab. 8-3: Radiologische Auswirkungen von Auslegungsstörfällen in der Umgebung (HSK-Ergebnisse)

Störfall	Dosis ^a (mSv)	Wichtige Belastungspfade ^b	Wichtige Nuklidgruppen ^c
Zwischenfälle (Grenzwert 1 mSv):			
- Steuerstabfall	0,0002	EXTW EXTB	E I
- Brennelementabsturz	0,063	EXTW EXTB INHW	E I
- Messleitungsbruch im Reaktorgebäude	0,055	EXTB INHW	I A
Unfälle (Grenzwert 100 mSv):			
- Kühlmittelverluststörfall	1,2	EXTB INHW	I A
- RWCU-Leitungsbruch im Reaktorgebäude (ohne automatische Isolation)	1,3	EXTB INHW	I A
- Frischdampfleitungsbruch im Reaktorgebäude	0,28	EXTB INHW	I A
- Frischdampfleitungsbruch im Maschinenhaus	1,6	EXTB INHW	I A
- Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus	6,5	EXTB INHW	I A
- Abgasleitungsbruch	0,11	EXTW	E
- Bruch eines Aktivkohlebehälters	0,12	EXTW	E
- Bruch eines Aktivkohlebehälters mit 100 % Freisetzung von Jod und Aerosolen	0,78	EXTB EXTW	A E
- Äussere Einwirkungen ^d	9,0	EXTB INHW	I A

- a Berechnet am kritischen Ort (ca. 500 m vom KKM entfernt) bei ungünstiger Wetterlage
- b Mit Beitrag zur Dosis > ca. 10 %
 EXTW: Externe Bestrahlung aus der radioaktiven Wolke
 INHW: Interne Bestrahlung durch Inhalation aus der radioaktiven Wolke
 EXTB: Externe Bestrahlung vom kontaminierten Boden
- c Mit Beitrag zur Dosis > ca. 10 %
 E: Edelgase
 I: Jod
 A: Aerosole
- d Summe der Dosen von Frischdampf- und Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus, Abgasleitungsbruch und Aktivkohlebehälterbruch (mit 100 % Freisetzung von Jod und Aerosolen)

9. AUSLEGUNGSÜBERSCHREITENDE STÖRFÄLLE

9.1 EINLEITUNG

Mit dem für Kernkraftwerke entwickelten Sicherheitskonzept ist eine weitreichende und umfassende Vorsorge gegen das Eintreten von Störfällen, deren anlageinternen Konsequenzen und die dadurch verursachte Freisetzung radioaktiver Stoffe getroffen worden. Im Rahmen dieses Sicherheitskonzepts werden vorab festgelegte Störfälle in ihren möglichen Abläufen und Auswirkungen detailliert untersucht. Bei diesen sogenannten deterministischen Analysen werden normalerweise konservative Randbedingungen vorgegeben. Dazu gehört unter anderem die Annahme eines beliebigen Einzelfehlers in einem Sicherheitssystem, der den Störfallablauf ungünstig beeinflusst. Mit diesen Annahmen muss nachgewiesen werden, dass für diejenigen auslösenden Ereignisse, mit deren Eintreten während der Lebensdauer der Anlage gerechnet werden muss oder die nach menschlichem Ermessen nicht ausgeschlossen werden können, eine schwere Kernbeschädigung vermieden werden kann (Kap. 8.1). Bei Störfällen, die durch die Sicherheitssysteme auslegungsgemäss beherrscht werden, treten somit keine oder nur unbedeutende Auswirkungen in der Umgebung auf, d. h. das Risiko für die Umgebung ist vernachlässigbar klein.

Aufgrund von Studien und Betriebserfahrungen ist bekannt, dass auch das Eintreten von Mehrfachfehlern in Sicherheitssystemen oder das Versagen mehrerer Rückhaltebarrieren für radioaktive Stoffe nicht gezwungenermassen zu einem Unfall mit massiver Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung führen muss, da Kernkraftwerke über eine Sicherheitsreserve verfügen, die das Spektrum der beherrschbaren Störfälle über die eigentliche Auslegungsbasis hinaus erstreckt. Es ist das Ziel und die Aufgabe einer Risikountersuchung, diese Sicherheitsreserve zu beurteilen und diejenigen Grenzen der Anlage aufzuzeigen, bei deren Ueberschreiten mit schweren Unfällen zu rechnen ist. Risikoanalysen befassen sich daher mit Ereignisabläufen, bei denen mehrere Sicherheitssysteme versagen oder aus anderen Gründen Auslegungsgrenzwerte überschritten werden. Sie sind somit eine Ergänzung und Erweiterung der deterministischen Sicherheitsanalysen. Mit ihrer probabilistischen Methode erlauben die Risikoanalysen zudem eine quantitative Bewertung der Bedeutung von schweren Unfällen. Sie können Schwachstellen in der sicherheitstechnischen Auslegung identifizieren und Massnahmen zur Störfallbeherrschung resp. -minderung aufzeigen und bewerten. Umfassend angewendet erlauben sie eine ausgewogene sicherheitstechnische Beurteilung der Anlage und ihrer Betriebsführung.

Eine umfassende Risikountersuchung oder probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) erfolgt in 3 Schritten, die als PSA-Studien der Stufe 1, Stufe 2 und Stufe 3 bezeichnet werden. Die Analyse der Stufe 1 umfasst im wesentlichen die Bestimmung der Häufigkeit derjenigen Störfallabläufe, die zu einem Kernschaden führen. Die Analyse der Stufe 2 berechnet für diejenigen Störfallabläufe, die zu Kernschmelzen führen, die zeitabhängige Freisetzungsraten radioaktiver Stoffe in die Umgebung, und

die Analyse der Stufe 3 bestimmt schliesslich die Konsequenzen resp. den Schaden in der Umgebung des Kernkraftwerks durch die freigesetzten radioaktiven Stoffe. Ausführlichere Angaben zu den einzelnen Schritten resp. Stufen sind in Kap. 9.2 enthalten.

9.2 ZUR METHODIK PROBABILISTISCHER SICHERHEITSANALYSEN

9.2.1 Ereignisablauf- und Systemanalyse (Stufe 1)

Zur Beherrschung einer durch ein anlageninternes oder -externes Ereignis ausgelösten Störung werden bestimmte Funktionen der Sicherheitssysteme benötigt. Sind diese nicht verfügbar, so kommt es zur ungenügenden Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern, die zu einer Kernbeschädigung führen wird. Ein solcher Zustand wird als "Kernschaden" bezeichnet. Ein auslösendes Ereignis kann oft durch verschiedene Kombinationen einzelner Betriebs- und Sicherheitssysteme beherrscht werden. Welches diese Kombinationen sind, wird durch deterministische Störfallanalysen mit zumeist realistischen Modellen und Randbedingungen bestimmt. Dabei wird insbesondere ermittelt, wieviele der mehrfach vorhandenen (redundanten) Systemstränge mindestens notwendig sind, um die Kernkühlung sicherzustellen. Sind diese Mindestanforderungen nicht erfüllt, kommt es zum Kernschaden.

In der **Ereignisablaufanalyse** wird systematisch jede Möglichkeit erfasst, mit der ein auslösendes Ereignis beherrscht werden kann oder die zu einer Kernbeschädigung führt. Dazu werden sogenannte Ereignisbäume gebildet, die, ausgehend vom auslösenden Ereignis, für jede benötigte Systemfunktion einen Verzweigungspunkt enthalten, in dem sich ein Ereignispfad in zwei Zweige aufteilt. Der eine ist der Verfügbarkeit, der andere der Nichtverfügbarkeit des Systems zugeordnet. Für eine Ereignisablaufanalyse nach dem Verfahren "kleine Fehlerbäume/grosse Ereignisbäume" werden etwa 25 - 30 verschiedene Haupt- und Hilfssysteme berücksichtigt, d. h. für jedes auslösende Ereignis sind theoretisch mehrere Millionen bis Milliarden Ereignisabläufe denkbar. Die Häufigkeit der meisten Ereignisabläufe ist jedoch so gering, dass sie nicht weiter berücksichtigt werden müssen. Dieses gilt auch für viele Abläufe, die nicht zu einem Kernschaden führen (Erfolgspfade) und deshalb zum Gesamtrisiko nichts beitragen. In der Praxis sind für jedes auslösende Ereignis weniger als etwa hundert Ereignisabläufe zu berücksichtigen, die zum Anlagerisiko einen nicht vernachlässigbaren Beitrag liefern. Oft sind nur einige wenige davon risikorelevant. Wird die Kernschadenshäufigkeit nach der Methode "grosse Fehlerbäume/kleine Ereignisbäume" bestimmt, werden im eigentlichen Ereignisbaum nur die wichtigsten Hauptsysteme berücksichtigt; die Hilfssysteme sind direkt in der Fehlerbaumanalyse eingeschlossen. Beide Rechenmethoden ("kleine Fehlerbäume/grosse Ereignisbäume" resp. "grosse Fehlerbäume/kleine Ereignisbäume") werden im Rahmen der Stufe 1-Analyse verwendet und können als gleichwertige Verfahren bezeichnet werden.

Eine wichtige Aufgabe zu Beginn einer Ereignisablaufanalyse ist die quantitative Erfassung der auslösenden Ereignisse (Eintrittshäufigkeit). Grundsätzlich werden alle Störungen und Schäden an Komponenten und Anlageteilen, die zur Anforderung von Sicherheitssystemen führen, einem auslösenden Ereignis zugeordnet und bei dessen Quantifizierung berücksichtigt. Das auslösende Ereignis "Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung" umfasst beispielsweise alle Komponentenstörungen, die zu einem Speisewasserverlust führen. Weitere auslösende Ereignisse sind: Lecks im Reaktorkühlkreislauf, Verlust der äusseren Stromversorgung, Operateurfehler, usw. Zu berücksichtigen sind aber auch äussere Ereignisse wie Erdbeben, Blitz einschlag, Explosion, Brand und Ueberflutung, wobei letztere ihren Ursprung sowohl ausserhalb wie auch innerhalb der Anlage haben können.

Um die Häufigkeit der einzelnen Ereignisabläufe bestimmen zu können, muss ausser der Eintrittshäufigkeit für das auslösende Ereignis auch für jeden Verzweigungspunkt im Ablaufdiagramm die Wahrscheinlichkeit für die Systemverfügbarkeit resp. -nichtverfügbarkeit bestimmt werden. Die Wahrscheinlichkeit für die Nichtverfügbarkeit eines Systems, d. h. die Systemversagenswahrscheinlichkeit, ist abhängig vom Zeitpunkt, zu dem das System im Verlauf des Störfalls angefordert wird. Zudem ist es nötig, auch die minimalen Anforderungen an das System abzuklären, damit dieses die für den betrachteten Ereignisablauf notwendige Wirksamkeit erbringt. Beispielsweise können je nach Störfallablauf ein, zwei oder alle Stränge eines dreisträngigen Systems zur Störfallbeherrschung notwendig sein. Entsprechend unterschiedlich sind daher die Systemausfallwahrscheinlichkeiten. Die Mindestanforderungen an ein System werden in der Regel aus den deterministischen Sicherheitsanalysen abgeleitet. Falls diese Analysen zu grob oder zu konservativ sind, wird die Mindestanforderung mit realistischen Modellen und Randbedingungen neu berechnet.

Die Bestimmung der Systemversagenswahrscheinlichkeit erfolgt aufgrund einer detaillierten **Systemanalyse**. In der Systemanalyse wird mit der sogenannten Fehlerbaumtechnik systematisch nach allen Ursachen gesucht, die zu einem Ausfall des Systems führen können. Das Verfahren arbeitet deduktiv. Ausgehend vom angenommenen Versagen des Systems werden in logischen Verknüpfungen (UND, ODER) alle möglichen Versagenskombinationen von Teilsystemen gesucht, die zum sogenannten unerwünschten Ereignis, dem Systemausfall, führen. Zur Bestimmung der Ausfallwahrscheinlichkeit der Teilsysteme wird genauso vorgegangen, indem bis hinunter auf die Ebene der Komponenten nach Kombinationen sogenannter elementarer Versagensereignisse gesucht wird, die zum Ausfall des Teilsystems führen. Als elementare Versagensereignisse werden dabei nicht nur technische Ursachen, sogenannte Hardware-Fehler wie Ausfall von Pumpen, Ventilen, Schaltern, usw. berücksichtigt, sondern auch menschliche Fehlhandlungen, die bei Komponenten- und Systemtests oder Unterhaltsarbeiten auftreten können.

Ist der Fehlerbaum für ein System erstellt, wird mit Daten für das Ausfallverhalten von Komponenten und für Operateurfehlhandlungen die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall des Systems innerhalb eines bestimmten Zeitraums berechnet. Hierzu sind entsprechende Rechenprogramme erforderlich. Die

Fehlerbaumanalyse gibt nebst der Versagenswahrscheinlichkeit für die Systemanforderung zusätzlich wichtige Informationen über die Bedeutung einzelner Systemkomponenten, über die dominanten Ausfallkombinationen sowie die Bedeutung der Prüf- und Unterhaltsstrategien.

Es ist zu beachten, dass die quantitativen Ergebnisse der Stufe 1 Analysen, die Häufigkeit von Kernschadenzuständen, mit Unsicherheiten behaftet sind. Dies rührt daher, dass sowohl die Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse als auch die Versagenhäufigkeit der Systemkomponenten und die Häufigkeit menschlicher Fehlhandlungen eine gewisse statistische Streuung aufweisen.

9.2.2 Kernschmelzablaufanalyse (Stufe 2)

Wird ein Störfall von den Sicherheitssystemen nicht beherrscht und kann auch mit anlageinternen Notfallmassnahmen die Kühlung des Reaktorkerns nicht rechtzeitig wieder hergestellt werden, kommt es zum Kernschmelzen. Nur solche Ereignisablaufsequenzen tragen massgeblich zum Anlagerisiko bei. Die Eintrittshäufigkeit solcher Ereignisse wird im Rahmen der Stufe 1-Analyse berechnet (siehe Kap. 9.2.1). Es ist die Aufgabe und das Ziel der Stufe 2-Analyse, die bei einem Kernschmelzunfall auftretenden Phänomene innerhalb des Reaktordruckbehälters und nach dessen Versagen innerhalb des Containments zu beschreiben und quantitativ zu bewerten. Von besonderem Interesse ist dabei die Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Kern, deren Transport und Ablagerung innerhalb der Anlage sowie die Berechnung und der zeitliche Ablauf der in die Umgebung freigesetzten Spaltproduktmenge. Zudem interessiert die Frage, mit welcher Häufigkeit solche Störfälle mit Spaltproduktfreisetzungen auftreten. Die Antworten zu diesen Fragen sind abhängig von der speziellen Störfallsequenz (Ergebnis der Stufe 1-Analyse) und vom Erfolg bzw. Versagen der Systeme des Primär- und Sekundärcontainments (Kap. 6.6.5 und 6.6.6).

9.2.2.1 Zur Methodik der Kernschmelzablaufanalyse

Die Vorgänge bei einem Kernschmelzunfall, die dabei auftretenden Phänomene und Belastungen sind komplex. Im einzelnen sind zu untersuchen:

- die Vorgänge beim Schmelzen des Brennstoffs im Reaktordruckbehälter
- die Vorgänge beim Versagen des Reaktordruckbehälters
- das Verhalten des Containments

Die Nachwärmeproduktion des Kerns führt bei ungenügender Kühlung zunächst zum Aufheizen und anschliessend zum Verdampfen des Restwassers im Reaktordruckbehälter. Erreichen die Brennstäbe Temperaturen von 900 °C und mehr, setzt die exotherme chemische Reaktion zwischen Wasserdampf und dem Zirkon der Brennstabhüllrohre ein, die zur Freisetzung von Wasserstoff führt. Dadurch wird die Kernaufheizung beschleunigt und es kommt schliesslich zum Schmelzen ganzer Kernbereiche,

was zum Verlust der ursprünglichen Kerngeometrie und, nach Versagen der Kerntragstruktur, zum Absturz des Kerns in den unteren Bereich des Reaktordruckbehälters führt. Dieser Kernschmelzvorgang kann unter Umständen mehrere Stunden dauern, je nachdem wieviel Wasser im Reaktordruckbehälter vorhanden ist. Gelingt es, während dieser Zeit Notkühlsysteme wieder zu aktivieren, kann der Kernschmelzvorgang unter Umständen beendet werden, ohne dass es zu einem Versagen des Reaktordruckbehälters kommt, wie dies z. B. beim Unfall im Kernkraftwerk Three Mile Island der Fall gewesen ist.

Gelingt es nicht, die Kühlung des geschmolzenen Kerns wieder herzustellen, wird der Boden des Reaktordruckbehälters aufgeheizt, was schliesslich zu dessen Versagen führt. Dabei ist es für die Folgen entscheidend, ob der Reaktordruckbehälter vor dem Versagen druckentlastet war oder nicht. Im letzten Fall ist die Gefahr eines Ueberdruckversagens des Containments grösser als beim Versagen eines druckentlasteten Behälters. Der weitere Störfallablauf ist nun stark davon abhängig, ob die Containmentsysteme (Kap. 6.6.5 und 6.6.6) verfügbar und die internen Notfallmassnahmen ("Accident Management"-Massnahmen, Kap. 9.4) wirksam sind. Diese Fragen werden analog zur Ereignisablaufanalyse (Kap. 9.2.1) in Form einer entsprechenden Analyse für das Containment probabilistisch bewertet. Aus deterministischen Rechnungen und Fehlerbaumanalysen werden die Versagenswahrscheinlichkeiten für die einzelnen Containmentsysteme bestimmt.

Nach dem Reaktordruckbehälterversagen stürzt die Kernschmelze auf den Boden des Primärcontainments und es kommt zur Beton/Schmelze-Reaktion mit teilweiser Auflösung des Betons. In dieser Phase muss mit weiterer Wasserstoffherzeugung gerechnet werden. Wenn es nun gelingt, die Schmelze durch Wassereinspeisung zu kühlen und die Nachwärme abzuführen, kann ein Versagen des Primärcontainments und eine unkontrollierte Freisetzung radioaktiver Stoffe verhindert oder zumindest verzögert werden. Der Ueberdruck im Primärcontainment muss gegebenenfalls durch eine gezielte Druckentlastung (dem sogenannten Venting) begrenzt werden; andernfalls kommt es zu einem unkontrollierten Primärcontainmentversagen.

Zur Analyse solcher Kernschmelzunfälle werden heute umfangreiche und komplexe Rechenprogramme eingesetzt. Damit lassen sich die verschiedenen Phänomene innerhalb des Reaktordruckbehälters und im Containment berechnen. Diese Analysen geben einen Hinweis auf den zeitlichen Ablauf eines Kernschmelzunfalls und zeigen Möglichkeiten auf, wie der Störfallablauf durch gezielte Notfallmassnahmen gelindert werden kann.

9.2.2.2 Spaltproduktfreisetzung und -transport bei einem Kernschmelzunfall

Die Menge der bei einem Kernschmelzunfall in die Umgebung freigesetzten radioaktiven Stoffe hängt entscheidend von den Rückhalteigenschaften des Containments ab. Bleibt das Containment über längere Zeit dicht, können die aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte in einem sehr hohen

Masse in der Anlage zurückgehalten werden. Die Freisetzung radioaktiver Stoffe nach aussen ist zudem stark abhängig vom Störfallablauf und damit indirekt von den verfügbaren resp. ausgefallenen Sicherheits- und Betriebssystemen und den erfolgreichen resp. erfolglosen internen Notfallmassnahmen. Im folgenden werden einige allgemeine Bemerkungen zum Spaltprodukttransport innerhalb der Anlage gemacht.

Im Verlauf eines Kernschmelzunfalls treten die folgenden wichtigen Freisetzungsphasen auf:

- (1) die Freisetzung beim Hüllrohrversagen, bei dem vorwiegend die während des Normalbetriebs im Bereich zwischen Hüllrohr und Brennstoff sowie in den Brennstoffhohlräumen angesammelten gasförmigen und leichtflüchtigen Spaltprodukte entweichen (gap release)
- (2) die Freisetzung bei Brennstofftemperaturen über 2000 °C mit dem Beginn des Brennstoffschmelzens, wobei gasförmige und flüchtige Spaltprodukte entweichen
- (3) die Freisetzung aus der Schmelze während der Beton-Schmelze-Wechselwirkung bei Temperaturen über 2400 °C, bei der schwer- und nichtflüchtige Radionuklide freigesetzt werden, die sich an Aerosolen anlagern und mit der Gasabströmung aus der Schmelze in die Primärcontainmentatmosphäre gelangen (vaporization release)

Entsprechend den physikalischen und chemischen Eigenschaften der einzelnen Spaltprodukte werden in den verschiedenen Phasen unterschiedliche Bruchteile des Kerninventars freigesetzt. Dabei lassen sich die einzelnen Radionuklide entsprechend ihrer abnehmenden Flüchtigkeit in folgende Gruppen einteilen:

- Edelgase (Kr, Xe)
- Halogene (Br, I)
- Alkalimetalle (Cs, Rb)
- Tellur-Gruppe (Te, Sb)
- Erdalkalimetalle (Ba, Sr)
- Edelmetalle (enthält u. a. Ru, Rh, Co, Nb, Mo, Tc)
- schwerflüchtige Metalloxide (enthält u. a. La, Ce, Pr, Zr, Nd, Np, Pu, Am)

Die Edelgase werden beim Kernschmelzunfall zu 100 % ins Containment und gegebenenfalls auch in die Umgebung freigesetzt, da sie sehr flüchtig sind und keine chemische Reaktion eingehen. Alle übrigen Spaltprodukte unterliegen verschiedenen physikalisch/chemischen Prozessen, die zu einer Ablagerung im Containment und/oder einer Rückhaltung im Kondensationsbecken führen.

Für die Störfallauswirkungen von besonderem Interesse ist das Verhalten von Jod, welches entgegen früheren Annahmen nicht vorwiegend in der leichtflüchtigen Form von elementarem Jod (I_2) auftritt,

sondern zu über 99 % in schwerflüchtigen Jodverbindungen, vor allem als Csl, im Containment vorhanden ist. Csl kondensiert zum Grossteil an kleinen luftgetragenen Partikeln und wird damit weitgehend abgelagert oder im Kondensationsbecken gelöst.

Insbesondere bei der Beton/Schmelze-Wechselwirkung werden grössere Partikelmengen ins Containment freigesetzt. Davon sind nur etwa 5 % radioaktiv, doch lagern sich viele radioaktive Stoffe an den Partikeln an. Die luftgetragenen radioaktiven Partikel (Aerosole) ihrerseits lagern sich im Laufe der Zeit wieder an Oberflächen des Containments ab, so dass die luftgetragene Aktivität zusehends abnimmt. Dies ist deshalb von Bedeutung, weil vor allem diese luftgetragene Aktivität bei einem eventuellen Containmentversagen nach aussen freigesetzt wird. Je nach Störfallablauf können Teile der abgelagerten Aerosole allerdings auch wieder aufgewirbelt werden.

Für die Bestimmung der Freisetzungsraten nach aussen (zeitabhängige nuklidspezifische Menge radioaktiver Stoffe) ist der Zeitpunkt und die Art eines möglichen Containmentversagens von grosser Bedeutung. Je früher das Containment versagt, desto grösser ist die freigesetzte Nuklidmenge. Gelingt es, mittels "Accident Management"-Massnahmen das Containmentversagen um mehrere Stunden oder Tage hinauszuschieben oder durch gezielte Druckentlastung (Venting) zu verhindern, dann hat sich die ursprünglich vorhandene luftgetragene Aktivität im Containment bis dahin um mehrere Grössenordnungen reduziert, so dass die Menge der nach aussen freigesetzten radioaktiven Stoffe gering ist.

Grundsätzlich sind immer Unfallabläufe denkbar, die mit sehr hohen Freisetzungen verbunden sind. Durch technische Gegenmassnahmen können solche Unfallabläufe zwar nicht absolut ausgeschlossen werden, wohl aber deren Häufigkeit erheblich herabgesetzt und damit das Risiko wesentlich vermindert werden.

9.2.3 Unfallfolgenanalyse (Stufe 3)

Die Unfallfolgenanalyse stellt den letzten Schritt einer probabilistischen Sicherheitsanalyse dar. Die als Ergebnis der Kernschmelzablaufanalyse (Kap. 9.2.2) erhaltenen Quellterme, d. h. die Menge und Beschaffenheit der radioaktiven Stoffe, die im Verlaufe eines schweren Unfalls in die Umgebung freigesetzt werden, dienen als Ausgangspunkt für die Ermittlung der gesundheitlichen und wirtschaftlichen Konsequenzen in der Umgebung des Kernkraftwerkes.

Für eine umfassende Unfallfolgenanalyse werden folgende Angaben benötigt:

- nuklidspezifisches Kerninventar
- anlagespezifische Freisetzungskategorien
- standortspezifische meteorologische Daten

- standortspezifische Bevölkerungsdaten
- Katalog der Notfallschutzmassnahmen
- allgemeine Daten zur Landnutzung und Ökonomie

Das nuklidspezifische Kerninventar zum Zeitpunkt der Reaktorabschaltung wird gebraucht, um zusammen mit den ermittelten Freisetzungsfaktoren (Anteile vom Kerninventar) die tatsächliche Menge der freigesetzten radioaktiven Stoffe zu bestimmen. Dabei wird der radioaktive Zerfall für die Zeit zwischen Reaktorabschaltung und Freisetzungsbeginn berücksichtigt. Freisetzungskategorien werden zur Beschreibung der verschiedenen Unfallabläufe benötigt. Jede Freisetzungskategorie wird charakterisiert durch die Menge der freigesetzten radioaktiven Stoffe, die freigesetzte thermische Energie, die Höhe der Freisetzung, den Zeitverlauf der Freisetzung und die Eintrittshäufigkeit der Freisetzung.

Die bei einem schweren Unfall freigesetzten radioaktiven Stoffe breiten sich in Form einer radioaktiven Wolke gemäss den herrschenden Wetterbedingungen aus. Standortspezifische meteorologische Daten werden benötigt, um eine repräsentative Auswahl von Wetterabläufen - charakterisiert durch Wetterkategorie, Windgeschwindigkeit, Windrichtung, Niederschlagsmenge und Eintrittshäufigkeit - zu bestimmen. Die vorbeiziehende radioaktive Wolke bestrahlt die betroffene Bevölkerung kurzfristig und verursacht durch Ablagerung eine längerdauernde Geländekontamination. Die standortspezifische Bevölkerungsverteilung und die vorgesehenen Notfallschutzmassnahmen werden benötigt, um akute und chronische Dosisbelastungen zu berechnen. Durch die Bestrahlung von Personen entstehen gesundheitliche Schäden. Infolge von angeordneten Notfallschutzmassnahmen, wie z.B. Geländedekontamination und Verzicht auf landwirtschaftliche Produkte, entstehen auch finanzielle Schäden. Allgemeine Angaben zur Landnutzung und Ökonomie werden zur Berechnung der wirtschaftlichen Konsequenzen benötigt.

Für jede Freisetzungskategorie und Wetterlage wird die Ausbreitung und Ablagerung der freigesetzten radioaktiven Stoffe deterministisch berechnet. Als Resultat erhält man die Aktivitätskonzentration in der bodennahen Luft sowie die Bodenkontamination infolge Ablagerung. Dabei werden physikalische Prozesse wie radioaktiver Zerfall während des Transports in der Atmosphäre und am Boden, trockene und feuchte Ablagerung und die dadurch verursachte Verminderung der radioaktiven Stoffe in der Wolke, Einsickern der abgelagerten radioaktiven Stoffe in den Boden und Wiederaufwirbelung der bereits abgelagerten radioaktiven Stoffe erfasst.

Aus den Aktivitätskonzentrationen in der Luft und den Bodenkontaminationen werden zur Festlegung der zu berücksichtigenden Notfallschutzmassnahmen zunächst potentielle Dosen berechnet. Dabei werden alle relevanten Belastungspfade berücksichtigt, nämlich die externe Bestrahlung aus der vorbeiziehenden radioaktiven Wolke, die interne Bestrahlung durch Inhalation aus der radioaktiven Wolke, die externe Bestrahlung durch die am Boden abgelagerten radioaktiven Stoffe, die interne

Bestrahlung durch Inhalation von wiederaufgewirbelten radioaktiven Stoffen und die interne Bestrahlung durch Ingestion von kontaminierten Nahrungsmitteln.

Danach werden unter Berücksichtigung der angenommenen Notfallschutzmassnahmen die zu erwartenden Dosen ermittelt. Bei der Berechnung der Erwartungsdosen werden Notfallschutzmassnahmen wie Aufsuchen von Gebäuden, Evakuierung und Umsiedlung, Dekontamination und Einschränkung beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte berücksichtigt. Als Resultat erhält man nebst den Erwartungsdosen z.B. auch die Grösse der kontaminierten Gebiete und die Anzahl der von Notfallschutzmassnahmen betroffenen Personen.

Ein Schadensmodell bestimmt anschliessend mit Hilfe einer Dosis-Wirkungs-Beziehung die aufgrund der Erwartungsdosen resultierenden gesundheitlichen Schäden. Betrachtet werden üblicherweise somatische Frühschäden (akute Strahlenkrankheit) und Spätschäden (Leukämie und Krebs) sowie genetische Schäden. Mit Hilfe eines ökonomischen Modells können auch die finanziellen Kosten abgeschätzt werden.

Zum Schluss werden die für alle Freisetzungskategorien und Wetterabläufe deterministisch ermittelten Ergebnisse zu statistischen Grössen verarbeitet und meist in Form von komplementären kumulativen Häufigkeitsverteilungsfunktionen (engl. "complementary cumulative distribution function", CCDF) dargestellt. Diese Häufigkeitsverteilungsfunktion gibt für jeden betrachteten Schaden die Häufigkeit an, mit der dieser Schaden oder ein grösserer eintritt. Sie wird gebildet durch Summation der Häufigkeiten derjenigen Schäden, die grösser oder gleich einem vorgegebenen Schaden sind. Die in Unfallfolgenanalysen üblicherweise dargestellten Schäden sind Todesfälle durch akutes Strahlensyndrom, Todesfälle durch Leukämie und Krebs, die Grösse der kontaminierten Gebiete und die Anzahl der von Notfallschutzmassnahmen betroffenen Personen. Neben den Häufigkeitsverteilungen ist auch die numerische Verknüpfung von Eintrittshäufigkeit und Schadensgrösse, d. h. das Risiko, von Interesse.

9.3 ERGEBNISSE DER PSA-STUDIE FÜR DAS KKW MÜHLEBERG

9.3.1 Einleitung

Die HSK hat anfangs 1986 eine probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA-Studie) für das KKW Mühleberg verlangt, und zwar eine Stufe 1- und eine Stufe 2-Analyse für den Vollastbetriebszustand. Ein Ziel dieser Studie war das Auffinden von allfälligen Schwachstellen in der Anlage, insbesondere von solchen, die zur Entstehung schwerer Unfälle beitragen können. Im weiteren können damit Unterschiede der heutigen Auslegung gegenüber Anforderungen für Neuanlagen bewertet werden. Die Untersuchungen zum Kernschmelzablauf (Stufe 2-Analyse) sollen auch helfen, die vorgesehenen

"Accident Management"-Massnahmen (Kap. 9.4) zu bewerten, zu verbessern resp. zu ergänzen. Zudem soll aufgrund der bei schweren Unfällen zu erwartenden Freisetzung radioaktiver Stoffe die Zweckmässigkeit der vorhandenen Notfallschutzplanung überprüft werden.

Ende 1990 verlangte die HSK, dass in Ergänzung zur vorliegenden PSA-Studie auch die Betriebszustände An- und Abfahren sowie die Stillstandsphase probabilistisch bewertet werden. Gleichlautende Forderungen sind auch an die übrigen schweizerischen Kernkraftwerke gestellt worden.

Eine probabilistische Sicherheitsanalyse berücksichtigt den technischen Zustand der Anlage und den Stand der Test-, Stör- und Notfallvorschriften zum Zeitpunkt der Erstellung der Sicherheitsstudie. Die Ergebnisse widerspiegeln somit die Sicherheit der Anlage zu einem bestimmten Zeitpunkt. Im Falle der probabilistischen Sicherheitsanalyse für Mühleberg, der sogenannten MUSA-Studie, ist dies das Jahr 1990. Um die laufenden Änderungen und Verbesserungen in der Anlage und den Vorschriften probabilistisch bewerten zu können, ist es notwendig, die PSA-Studie immer wieder anzupassen und zu ergänzen. Nur so wird es möglich, quantitative Aussagen zum aktuellen Sicherheitsstand der Anlage zu erhalten und die probabilistische Sicherheitsanalyse als Hilfe für Entscheidungsfindungen einzusetzen. Daneben ist es auch notwendig, neuere Entwicklungen und Erkenntnisse in der PSA-Methodik zu berücksichtigen. Die HSK verlangt deshalb, dass die MUSA-Studie periodisch dem aktuellen Anlagezustand und den neuen Entwicklungen in der PSA-Methodik angepasst wird (Auflage).

Die probabilistische Sicherheitsanalyse für Mühleberg ist von den amerikanischen Firmen PLG¹ und RMA² in Zusammenarbeit mit dem Betreiber (KKM) erstellt worden. Die Studie berücksichtigt bereits die vorgesehene 10 %ige Leistungserhöhung, d. h. alle Rechnungen wurden für eine thermische Reaktorleistung von 1097 MWt durchgeführt. Der Hauptbericht der Studie wurde zusammen mit dem Gesuch für eine unbefristete Betriebsbewilligung im November 1990 öffentlich aufgelegt.

Die HSK hat in Zusammenarbeit mit einem externen Experten die MUSA-Studie eingehend überprüft und wesentliche Teile der Studie unabhängig nachgerechnet. Insbesondere hat die HSK eigene System- und Ereignisablaufanalysen mit einer vom Ersteller der MUSA-Studie verschiedenen Methodik durchgeführt. Das PLG-Verfahren zur Bestimmung der Kernschadenshäufigkeiten verwendet die Methode "kleine Fehlerbäume/grosse Ereignisbäume", währenddem die HSK die Stufe 1-Analyse mit der Methode "grosse Fehlerbäume/kleine Ereignisbäume" nachgerechnet hat (Kap. 9.2.1). Ein anderes Rechenverfahren wurde von der HSK bewusst gewählt, um dadurch eine vom Hersteller der MUSA-Studie unabhängige Überprüfung der Ergebnisse sicherzustellen. Aus der MUSA-Studie übernommen wurden die Komponentenausfallraten und mit wenigen Ausnahmen die Versagenswahrscheinlichkeiten für Operateurchandlungen. Für die Stufe 2-Analyse sind ebenfalls eigene Rechnungen unter Verwendung anerkannter Rechenprogramme (MELCOR, STCP usw.) durchgeführt worden.

Nach Auffassung der HSK ist es notwendig, eine PSA-Studie mittels einer eigenen Analyse zu überprüfen. Nur so ist Gewähr geboten für eine unabhängige Bewertung der Ergebnisse, für eine eingehende Kontrolle der Vollständigkeit der Studie und für eine unabhängige Beurteilung sowohl möglicher Schwachstellen als auch besonderer Vorteile der Anlage. Solche Stärken und Schwächen sind von der speziellen Auslegung der Anlage abhängig und lassen sich nicht oder nur sehr bedingt aus anderen Kernkraftwerksanlagen ableiten. Eine eigene Analyse erlaubt der Behörde zudem die Durchführung von Sensitivitätsanalysen, um den Einfluss von Änderungen in Systemen oder in den Basisdaten zu bewerten.

In den folgenden Kapiteln werden die Ergebnisse der MUSA-Studie mit den HSK-eigenen Rechenergebnissen verglichen und bewertet. Zum Vergleich werden auch Ergebnisse aus Risikostudien von mit Mühleberg vergleichbaren Kernanlagen, insbesondere der Anlage Peach Bottom, herangezogen. Abschliessend werden die wichtigsten Erkenntnisse für das KKW Mühleberg aufgrund der Risikostudie zusammengefasst.

9.3.2 Ergebnisse der Stufe 1-Analyse

9.3.2.1 Interne Ereignisse

Unter internen Ereignissen werden alle Störfallabläufe verstanden, die durch anlageinterne Störungen ausgelöst werden. Dies können Störungen an einzelnen Komponenten sein, wie z. B. ein Leitungsbruch oder eine Regelstörung. Wie bereits in Kap. 9.2.1 bemerkt, werden alle denkbaren Störungen oder Schäden an Komponenten und Operateurfelhandlungen zu sogenannten auslösenden Ereignissen resp. Ereignisgruppen zusammengefasst. Eine solche Ereignisgruppe ist häufig charakterisiert durch den Ausfall eines Betriebssystems, z. B. dem Verlust des Speisewassersystems.

Die MUSA-Studie berücksichtigt 18 anlageinterne **auslösende Ereignisgruppen**. Die HSK hat diese Einteilung auf Vollständigkeit und Zweckmässigkeit der Gruppierung hin überprüft und mit den Annahmen in vergleichbaren PSA-Studien³ verglichen. Die HSK ist der Ansicht, dass die Gruppierung der auslösenden Ereignisse für anlageinterne Störungen zweckmässig ist. Wichtig ist, dass auch Störungen in sogenannten Hilssystemen als auslösende Ereignisse berücksichtigt wurden. Solche Störungen können je nach Anlage sehr verschieden ablaufen, da sie stark von den besonderen anlagespezifischen Systemverknüpfungen abhängen. In der MUSA-Studie wurde ein Bruch des Reaktordruckbehälters als auslösendes Ereignis nicht berücksichtigt. Für Siedewasserreaktoren ist

¹ PLG, Newport Beach, CA

² Risk Management Associates, Albuquerque, NM

³ NUREG-1150: Severe Accident Risks; An Assessment for Five US Nuclear Power Plants (Dezember 1990)

nach neueren Untersuchungen⁴ ein solches Ereignis auch sehr unwahrscheinlich (Eintrittshäufigkeit $< 10^{-8}$ pro Jahr) und kann deshalb für die Risikoüberlegungen vernachlässigt werden.

Die HSK hat die Werte für die Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse im Detail überprüft. Diese Daten stützen sich sowohl auf generische als auch auf anlagenspezifische Informationen. Die Abstützung allein auf eigene Betriebserfahrung ergäbe eine zu geringe Anzahl von Daten, und die Verwendung von nur anlagefremden (generischen) Daten würde die Betriebserfahrungen des KKM zu wenig berücksichtigen. Eine Kombination beider Datensätze mittels des sogenannten Bayes'schen Theorems (Faltungstheorem) ist deshalb nach Ansicht der HSK richtig und in PSA-Studien üblich. Die in der MUSA-Studie verwendeten Häufigkeiten für auslösende anlageinterne Ereignisse konnten von der HSK mit wenigen Ausnahmen bestätigt werden (Tab. 9-1). Die Ausnahmen betreffen vor allem Ereignisse, die bisher in Mühleberg noch nie aufgetreten sind. Die Unterschiede sind aber unbedeutend. Eingetragen sind in Tab. 9-1 zudem Werte aus PSA-Studien für andere Siedewasserreaktoren. Diese Angaben verdeutlichen zwei Aspekte: (1) die grosse Zahl berücksichtigter auslösender Ereignisse in der MUSA-Studie und (2) eine durchwegs geringere Eintrittshäufigkeit als in den drei vergleichbaren Reaktoranlagen. Dies widerspiegelt das gute Betriebsverhalten der Anlage Mühleberg.

Die in der MUSA-Studie verwendeten **Ausfallraten resp. -wahrscheinlichkeiten für Komponenten** stützen sich ebenfalls auf generische und anlagenspezifische Informationen. Die Kombination beider Dateninformationen erfolgte wieder mittels Faltungstheorem. Ein Vergleich einiger typischer Ausfalldaten mit entsprechenden Daten aus anderen PSA-Studien ist in Tab. 9-2 zusammengestellt. Der Vergleich zeigt, dass die in der MUSA-Studie verwendeten Daten plausibel und mit den in anderen PSA-Studien verwendeten Komponentenausfalldaten vergleichbar sind.

In der MUSA-Studie werden Ausfälle gleichartiger Komponenten als Folge einer gemeinsamen Ursache (z. B. eines Auslegungsfehlers), sogenannte "Common Cause"-Ausfälle, mittels der MGL-Methode (Multiple-Greek-Letter Methode) berücksichtigt. Die dabei verwendeten β -, γ - und δ -Faktoren sind vergleichbar zu entsprechenden Daten in anderen PSA-Studien. In der MUSA-Studie wird ein gemeinsamer Ausfall der Batterien nicht betrachtet. In Anlehnung an die NUREG-1150 Studie hat die HSK diese Ausfallmöglichkeit in ihren Analysen berücksichtigt. Der in der HSK-Studie dafür gewählte β -Faktor von 0,07, d. h. 7 % aller Batterieausfälle sind auf eine gemeinsame Ursache zurückzuführen, ist konservativ. In der Peach Bottom-Studie ist z. B. ein β -Faktor von 0,0025 berücksichtigt worden.

Drei Arten von **Operateurhandlungen**⁵ wurden in der MUSA-Studie betrachtet:

- Handlungen bei Routinetests und Wartungen an Systemen
- Handlungen bei Störfällen gemäss Anweisungen in Betriebs- und Notfallvorschriften

⁴ NUREG/CR-4550: Analysis of Core Damage Frequency: Peach Bottom, Unit 2, Internal Events (Aug. 1989)

⁵ In Kap. 9 wird jede Handlung des KKW-Personals als Operateurhandlung bezeichnet.

- Handlungen im Rahmen anlageinterner Notfallmassnahmen

Handlungen zur Störfallbeherrschung werden auch als dynamische Operateurhandlungen bezeichnet.

Die Berücksichtigung solcher Operateurhandlungen ist für eine PSA-Studie notwendig und sinnvoll, da solche Handlungen in der Auslegung der Anlage auch vorgesehen sind. Nicht untersucht wurden hingegen Handlungen, die nicht vorgeschrieben und für welche keine Anweisungen vorhanden sind. Solche Fehlhandlungen werden in PSA-Studien grundsätzlich nicht berücksichtigt. Nicht korrigierbare Fehlhandlungen setzen das Versagen der ganzen Schichtmannschaft und des Picketingenieurs voraus, was sehr unwahrscheinlich ist. Eine einzelne Operateurfehlhandlung im Sinne eines auslösenden Ereignisses wird bei der Auslegung der Anlage berücksichtigt (Einzelfehlerkriterium für Operateurhandlung) und damit auch in den PSA-Studien. So kann der eigentliche Auslöser für ein in Tab. 9-1 aufgeführtes Ereignis auch eine Operateurfehlhandlung sein, die beispielsweise zu einer Reaktorschnellabschaltung führt.

Die HSK hat die in der MUSA-Studie verwendeten Ausfalldaten für Operateurhandlungen überprüft und ist der Ansicht, dass diese Daten und die Methode zu deren Ableitung (SLIM-Methode, Success Likelihood Index Methodology) dem heutigen Wissens- und Kenntnisstand entsprechen. Die eigentlichen Ausfallzahlenwerte liegen im Rahmen der Werte anderer PSA-Studien. Die Ableitung der Ausfalldaten für dynamische Operateurhandlungen berücksichtigt die Erfahrung und Kenntnis der Betriebsmannschaften. Da diese Handlungen sehr von ergonomischen Aspekten wie der anlagenspezifischen Anordnung der zu betätigenden Schalter im Hauptkommandoraum und in den übrigen Anlagebereichen sowie den anlagenspezifischen Vorschriften abhängen, wurden die KKM-Operateure zur Qualifizierung und Quantifizierung der dynamischen Operateurhandlungen einbezogen. Die HSK hat deshalb nach eingehender Überprüfung der verwendeten Methodik für ihre eigenen Rechnungen die Ausfalldaten für dynamische Operateurhandlungen mit wenigen Ausnahmen unverändert aus der MUSA-Studie übernommen.

Die von der HSK durchgeführten **Systemanalysen** haben im wesentlichen die Richtigkeit und Vollständigkeit der MUSA-Systemanalysen bestätigt. Insgesamt wurden in der MUSA-Studie 10 Hilfs- und 14 Hauptsysteme analysiert. Einzig bei der Modellierung des Vergiftungssystems ist in der MUSA-Studie ein Fehler gefunden worden, der auf die Kernschadenshäufigkeit für ATWS-Störfälle (Störfälle mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung) einen Einfluss hat. Für alle anderen Systeme wurden zwischen der MUSA-Analyse und der HSK-eigenen Analyse keine bedeutenden Unterschiede festgestellt.

Tab. 9-1: Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse für anlageinterne Störungen

Auslösendes Ereignis	Mittlere Eintrittshäufigkeit (pro Jahr)				
	MUSA	HSK	Peach Bottom ¹	Limerick ²	Brunswick Unit 2 ³
- Ungeplante Reaktorschnellabschaltung	$7,33 \cdot 10^{-1}$	$7,33 \cdot 10^{-1}$			
- Transiente mit Anforderungen der Reaktorschnellabschaltung	$1,12 \cdot 10^{-2}$	$8,46 \cdot 10^{-3}$			
- Schliessen aller Frischdampfisolationsventile	$2,64 \cdot 10^{-2}$	$2,36 \cdot 10^{-2}$			
- Ungeplantes Öffnen eines Sicherheits-/Abblaseventils	$4,71 \cdot 10^{-2}$	$4,71 \cdot 10^{-2}$	$1,9 \cdot 10^{-1}$	$7,0 \cdot 10^{-2}$	$1,4 \cdot 10^{-1}$
- Fehler Speisewasserregelung	$2,57 \cdot 10^{-5}$	$1,20 \cdot 10^{-5}$			
- Totaler Speisewasserausfall	$1,96 \cdot 10^{-2}$	$2,86 \cdot 10^{-2}$	$6,0 \cdot 10^{-2}$	1,8**	$1,1 \cdot 10^{-1}$
- Teilweiser Speisewasserausfall	$3,67 \cdot 10^{-1}$	$3,67 \cdot 10^{-1}$			
- Ausfall einer Turbine	$2,00 \cdot 10^{-1}$	$2,00 \cdot 10^{-1}$	2,5	4,0	5,5
- Verlust Kondensatorvakuum	$1,22 \cdot 10^{-2}$	$1,12 \cdot 10^{-2}$	$5,0 \cdot 10^{-2}$ *		$3,9 \cdot 10^{-1}$
- Teilweiser Netzverlust	$5,85 \cdot 10^{-3}$	$1,10 \cdot 10^{-2}$			
- Totaler Netzverlust	$3,18 \cdot 10^{-3}$	$3,18 \cdot 10^{-3}$	$7,9 \cdot 10^{-2}$	$5,3 \cdot 10^{-2}$	$4,0 \cdot 10^{-2}$
- Verlust des Hilfskühlwassersystems	$1,56 \cdot 10^{-3}$	$1,56 \cdot 10^{-3}$			
- Verlust Zwischenkühlwasser im Maschinenhaus	$2,26 \cdot 10^{-2}$	$2,26 \cdot 10^{-2}$			
- Verlust Steuerluftversorgung	$3,28 \cdot 10^{-3}$	$3,28 \cdot 10^{-3}$			
- Kleines Leck innerhalb des Primärcontainments	$8,35 \cdot 10^{-3}$	$8,35 \cdot 10^{-3}$	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-2}$	$3,0 \cdot 10^{-2}$
- Grosses Leck innerhalb des Primärcontainments	$6,10 \cdot 10^{-4}$	$6,10 \cdot 10^{-4}$	$1,0 \cdot 10^{-4}$	$4,0 \cdot 10^{-4}$	$3,0 \cdot 10^{-4}$
- Leck ausserhalb des Primärcontainments	$6,18 \cdot 10^{-8}$	$6,20 \cdot 10^{-8}$			
- Leck an der Hochdruck/Niederdruck-Systemgrenze	$1,47 \cdot 10^{-8}$	$2,00 \cdot 10^{-7}$	$< 10^{-8}$		

* eingeschlossen "Schliessen aller Frischdampfisolationsventile"

** eingeschlossen "Verlust Kondensatorvakuum" und "Schliessen aller Frischdampfisolationsventile"

¹ NUREG-1150² Philadelphia Electric Company: Limerick Generation Station, Probabilistic Risk Assessment (März 1981)³ Caroline Power and Light Company: Brunswick Steam Electric Plant Probabilistic Risk Assessment (April 1988)

Tab. 9-2: Ausfallwahrscheinlichkeit resp. -häufigkeit für Komponenten

Beschreibung	MUSA	Peach Bottom	Brunswick	Seabrook (DWR)
Motorangetriebenes Ventil				
- Öffnungsversagen (pro Anforderung)	$1,9 \cdot 10^{-3}$	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$1,5 \cdot 10^{-3}$	$4,3 \cdot 10^{-3}$
- Unerwartetes Schliessen (pro Stunde)	$9,1 \cdot 10^{-8}$	$1,0 \cdot 10^{-7}$	$6,0 \cdot 10^{-8}$	$9,8 \cdot 10^{-8}$
Rückschlagarmatur				
- Öffnungsversagen (pro Anforderung)	$2,6 \cdot 10^{-4}$	$1,0 \cdot 10^{-4}$	$2,5 \cdot 10^{-5}$	$2,7 \cdot 10^{-4}$
- Unerwartetes Schliessen (pro Stunde)	$1,0 \cdot 10^{-8}$	-	$1,5 \cdot 10^{-7}$	$1,0 \cdot 10^{-8}$
Dieselmotor				
- Startversagen (pro Anforderung)	$1,3 \cdot 10^{-2}$	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-2}$	$2,1 \cdot 10^{-2}$
- Laufversagen (pro Stunde)	$2,5 \cdot 10^{-3}$	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$2,5 \cdot 10^{-3}$	$2,5 \cdot 10^{-3}$
Hilfskühlwasserpumpen				
- Startversagen (pro Anforderung)	$3,9 \cdot 10^{-3}$	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$8,0 \cdot 10^{-4}$	$3,3 \cdot 10^{-3}$
- Laufversagen (pro Stunde)	$1,2 \cdot 10^{-5}$	$3,0 \cdot 10^{-5}$	$1,9 \cdot 10^{-4}$	$3,4 \cdot 10^{-5}$
Notkühlpumpe				
- Startversagen (pro Anforderung)	$3,3 \cdot 10^{-3}$	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$8,0 \cdot 10^{-4}$	-
- Laufversagen (pro Stunde)	$3,4 \cdot 10^{-5}$	$3,0 \cdot 10^{-5}$	$1,9 \cdot 10^{-4}$	-
Relays				
- Schaltversagen (pro Anforderung)	$2,4 \cdot 10^{-4}$	-	$6,0 \cdot 10^{-6}$	$2,4 \cdot 10^{-4}$
- Versagen im Istzustand (pro Stunde)	$4,2 \cdot 10^{-7}$	-	$8,0 \cdot 10^{-7}$	$4,2 \cdot 10^{-7}$
Niveaugeber				
- Versagen im Istzustand (pro Stunde)	$1,6 \cdot 10^{-6}$	$1,4 \cdot 10^{-6}$	$1,5 \cdot 10^{-6}$	$1,6 \cdot 10^{-6}$

Die **Ereignisablaufanalysen** der MUSA-Studie wurden von der HSK qualitativ überprüft, und deren Logik wird von der HSK als korrekt beurteilt. Die HSK hat unabhängig von der MUSA-Studie eigene Ereignisablaufanalysen durchgeführt, so dass durch den Vergleich der Ergebnisse die MUSA-Ereignisablaufanalysen auch quantitativ beurteilt werden können.

Die **Ergebnisse der Stufe 1-Analyse für Interne Ereignisse** sind in Tab. 9-3 und Abb. 9-1 zusammengefasst. Die Kernschadenshäufigkeit für anlageinterne Ereignisse beträgt aufgrund der HSK-eigenen Rechnung $3,3 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr. Dieser Wert ist etwa dreimal grösser als der in der MUSA-Studie ausgewiesene Wert von $1,2 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr. Die Unterschiede in den Ergebnissen sind auf folgende Ursachen zurückzuführen (Tab. 9-3, Kolonne "Bemerkung"):

- Die mittlere Häufigkeit für Kernschäden aus Transienten mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung, sogenannte ATWS-Störfälle, beträgt nach HSK-Rechnung $9,1 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr und nach MUSA-Rechnung $2,3 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr. Dieser Unterschied ist auf zwei Einflüsse zurückzuführen, nämlich:
 - (1) Einen Fehler in der MUSA-Systemanalyse für das Vergiftungssystem
 - (2) Die Nicht-Berücksichtigung von Operateurhandlungen nach einer ADS-Auslösung (automatische Druckentlastung) in der HSK-Rechnung

Zu Punkt (1) ist folgendes zu bemerken: Aufgrund der Systemanalyse ist die Hauptursache eines Versagens des Vergiftungssystems bei Anforderung auf einen menschlichen Fehler bei den Systemprüfarbeiten zurückzuführen. Dieser Fehler liegt darin, dass der Operateur nach dem monatlichen Test das Vergiftungssystem nicht wieder in den korrekten Bereitschaftszustand zurücksetzt. Dadurch wäre das Vergiftungssystem während eines Monats nicht betriebsbereit, was in der MUSA-Studie nicht berücksichtigt wurde. Die HSK hat den Betreiber aufgefordert, die Test- und Kontrollvorschriften für das Vergiftungssystem nochmals zu überprüfen und gegebenenfalls zu verbessern, damit der Einfluss von Operateurfehlern auf die Systemnichtverfügbarkeit weitgehend eliminiert wird.

Zu Punkt (2) ist folgendes zu bemerken: Die HSK nimmt in ihren Analysen keinen Kredit von Operateureingriffen zur Stabilisierung des Kühlwasserniveaus im Reaktordruckbehälter nach einer unbeabsichtigten Druckentlastung des Reaktorkühlsystems. Diese Druckentlastung ist primär die Folge eines Operateurversagens, indem der Operateur das sogenannte ADS-Zeitglied nicht rechtzeitig zurücksetzt. Durch vorgesehene Massnahmen kann zukünftig eine automatische Druckentlastung bei einem ATWS-Störfall weitgehend verhindert werden (Kap. 8.2.1.8).

Mit der Realisierung dieser beiden Massnahmen dürfte sich die Häufigkeit von ATWS-Störungen etwa um einen Faktor 3 reduzieren und dann mit dem in der MUSA-Studie angegebenen Wert übereinstimmen.

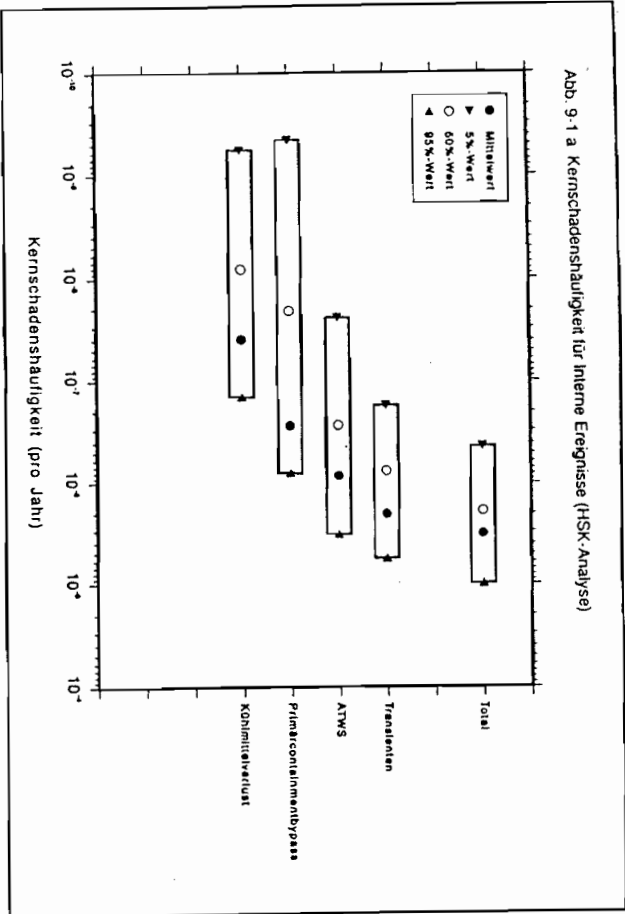
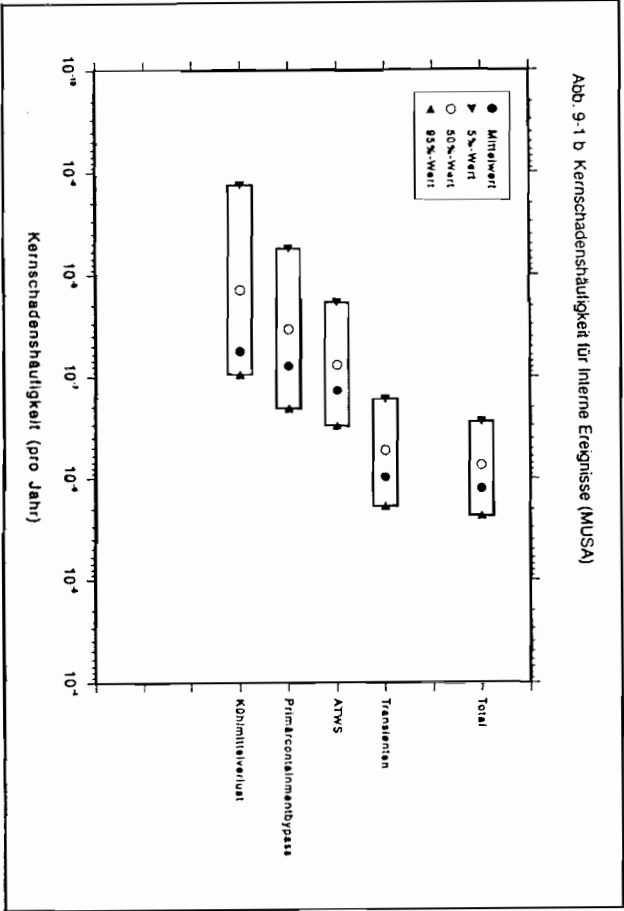
Tab. 9-3: Mittlere Kernschadenshäufigkeit infolge interner Ereignisse

Auslösendes Ereignis	MUSA-Ergebnis		HSK-Ergebnis		Bemerkung
	Häufigkeit (pro Jahr)	Anteil (%)	Häufigkeit (pro Jahr)	Anteil (%)	
- Totaler Speisewasserausfall	$3,7 \cdot 10^{-7}$	29,8	$5,8 \cdot 10^{-7}$	17,4	Unterschied in der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses
- Totaler Netzverlust	$1,7 \cdot 10^{-7}$	14,1	$5,7 \cdot 10^{-7}$	17,1	Gemeinsamer Batterieausfall (CCF) in der HSK-Rechnung berücksichtigt
- Teilweiser Speisewasserausfall	$1,8 \cdot 10^{-7}$	14,6	$5,4 \cdot 10^{-7}$	16,2	Unterschiedlicher Beitrag für ATWS
- Verlust Zwischenkühlwasser im Maschinenhaus	$8,2 \cdot 10^{-9}$	0,7	$4,6 \cdot 10^{-7}$	13,8	Abhängigkeit zwischen Zwischenkühlwassersystem und Speisewasser- resp. Kondensatsystem in MUSA nicht berücksichtigt
- Verlust des Hilfskühlwassersystems	$6,6 \cdot 10^{-8}$	5,4	$2,9 \cdot 10^{-7}$	8,7	Gemeinsamer Batterieausfall (CCF) in der HSK-Rechnung berücksichtigt
- Ausfall einer Turbine	$7,1 \cdot 10^{-8}$	5,8	$2,8 \cdot 10^{-7}$	8,4	Unterschiedlicher Beitrag für ATWS
- Leck an der Hochdruck/Niederdruck-Systemgrenze (V-Sequenz)	$1,5 \cdot 10^{-8}$	1,2	$2,1 \cdot 10^{-7}$	6,3	Unterschied in den Ausfallraten für Rückschlagarmaturen
- Ungeplante Reaktorschnellabschaltung	$8,4 \cdot 10^{-8}$	6,9	$7,3 \cdot 10^{-8}$	2,2	
- Verlust der Steuerluftversorgung	$6,4 \cdot 10^{-8}$	5,2	$6,6 \cdot 10^{-8}$	2,0	
- Ungeplantes Öffnen eines Sicherheits-/Abblaseventils	$1,9 \cdot 10^{-8}$	1,5	$6,5 \cdot 10^{-8}$	1,9	
- Leck ausserhalb Primärcontainment	$6,2 \cdot 10^{-8}$	5,0	$6,2 \cdot 10^{-8}$	1,8	Unterschiedlicher Beitrag für ATWS

Tab. 9-3: Mittlere Kernschadenshäufigkeit infolge interner Ereignisse (Fort.)

Auslösendes Ereignis	MUSA-Ergebnis		HSK-Ergebnis		Bemerkung
	Häufigkeit (pro Jahr)	Anteil (%)	Häufigkeit (pro Jahr)	Anteil (%)	
- Kleines Leck innerhalb Primärcontainment	$3,5 \cdot 10^{-8}$	2,8	$3,4 \cdot 10^{-8}$	1,0	Unterschiedlicher Beitrag für ATWS
- Schliessen aller Frischdampfisolationsventile	$1,2 \cdot 10^{-8}$	1,0	$3,2 \cdot 10^{-8}$	1,0	
- Fehler Speisewasserregelung	$4,5 \cdot 10^{-8}$	3,6	$1,9 \cdot 10^{-8}$	0,6	Unterschied in der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses
- Verlust Kondensatorvakuum	$5,2 \cdot 10^{-9}$	0,4	$1,6 \cdot 10^{-8}$	0,5	Unterschiedlicher Beitrag für ATWS
- Teilweiser Netzverlust	$3,0 \cdot 10^{-9}$	0,2	$1,7 \cdot 10^{-8}$	0,5	Unterschiedlicher Beitrag für ATWS
- Transiente mit Anforderung der Reaktorschnellabschaltung	$4,0 \cdot 10^{-9}$	0,3	$1,2 \cdot 10^{-8}$	1,0	Unterschiedlicher Beitrag für ATWS
- Grosses Leck innerhalb Primärcontainment	$1,8 \cdot 10^{-8}$	1,5	$6,4 \cdot 10^{-9}$	0,2	Unterschied noch nicht geklärt, Beitrag aber unbedeutend
Totale Kernschadenshäufigkeit durch interne Ereignisse	$1,23 \cdot 10^{-6}$	100	$3,33 \cdot 10^{-6}$	100	

9-18



9-19

- Die HSK hat, wie oben erwähnt, bei ihren eigenen Rechnungen einen sogenannten "Common Cause"-Ausfall (CCF) der Batterien berücksichtigt. Es geht hier weniger um die genaue Quantifizierung des CCF-Batterieausfalls als vielmehr um den grundsätzlichen Einfluss dieser Komponentenausfallmöglichkeit auf die Kernschadenshäufigkeit. Der Einfluss ist besonders ausgeprägt bei Ereignissen mit Verlust der gesamten Wechselstromversorgung. In diesen Fällen bleibt nur noch die Gleichstromversorgung übrig, deren Versagenhäufigkeit wesentlich von einem möglichen CCF-Ausfall abhängt.
- In der MUSA-Studie ist die direkte Abhängigkeit des Speisewasser- und Kondensatsystems vom Zwischenkühlwassersystem des Maschinenhauses nicht berücksichtigt.
- Bei der Berechnung der Kernschadenshäufigkeit als Folge von Lecks an Hochdruck/Niederdruck-Systemgrenzen (sogenannte "V"-Sequenzen) hat die HSK für die Versagenhäufigkeit der für solche Störungen massgebenden Isolationsarmaturen einen um einen Faktor 4 höheren Wert verwendet, als in der MUSA-Studie berücksichtigt wurde. Diese Versagenwerte berücksichtigen die Häufigkeit, mit der eine bestimmte Leckage an einer Rückschlagklappe oder an einem motor-gesteuerten Ventil (MOV) auftritt und beruhen auf Auswertungen experimenteller Daten. Der HSK-Wert ist der Mittelwert der entsprechenden Daten in der MUSA-Studie und der Daten einer Expertengruppe des Brookhaven National Laboratory.

Nach Ansicht der HSK sind die KKM-spezifischen Gegebenheiten bei der Behandlung der sogenannten "Bypass"-Sequenzen (Störfälle mit Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Primärkreislauf direkt ins Reaktorgebäude), insbesondere bei der Behandlung der oben diskutierten "V"-Sequenzen, nicht ausreichend berücksichtigt worden. Da solche Unfälle das Risiko wesentlich beeinflussen (Kap. 9.3.3.5), verlangt die HSK, dass die Eintrittshäufigkeiten für diese "Bypass"-Sequenzen unter umfassender Berücksichtigung der anlagespezifischen Gegebenheiten überprüft werden.

Der Unterschied von $2,1 \cdot 10^{-6}$ /Jahr in der gesamten Kernschadenshäufigkeit durch interne Ereignisse zwischen dem MUSA- und dem HSK-Ergebnis (Tab. 9-3) setzt sich im wesentlichen aus folgenden Beiträgen zusammen:

- 32 % durch Unterschiede in den ATWS-Häufigkeiten
- 23 % durch den Einfluss des CCF der Batterien
- 22 % durch direkte Systemabhängigkeit der Speisewasser- und Kondensatsysteme vom Zwischenkühlwassersystem des Maschinenhauses
- 9 % durch den Unterschied in der Häufigkeit für V-Sequenzen
- 9 % durch Unterschiede in der Eintrittshäufigkeit auslösender Ereignisse

Tab. 9-4: Bedeutung von Ausrüstungen und Operateurhandlungen für interne Ereignisse (gemäss HSK-Rechnung)

Ausfallart	Importanz* (%)
Versagen der manuellen Druckentlastung (Operateurhandlung)	39,3
Ausfall Notspeisewasserversorgung A (RCIC-A)	28,2
Ausfall Notspeisewasserversorgung B (RCIC-B)	28,2
Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)	27,6
Rücksetzen des ADS-Zeitgliedes bei ATWS nicht erfolgt (Operateurhandlung)	16,5
CCF-Ausfall Batterien	15,6
Versagen des Vergiftungssystems	7,2
Nichterfüllen von Notfallmassnahmen (Operateurhandlung)	6,3
Versagen Steuerluftversorgung	3,1
Versagen SUSAN-Diesel von Strang III	2,0
Versagen SUSAN-Diesel von Strang IV	2,0

- * Die Importanz ist ein Mass für die Bedeutung eines Systems, einer Komponente oder einer Operateurhandlung und besagt, um wieviele Prozent sich die Kernschadenshäufigkeit reduzieren würde, falls die betrachtete Ausfallart nicht vorhanden wäre. Würde beispielsweise das RCIC-A immer funktionieren, so würde sich die Kernschadenshäufigkeit für interne Ereignisse um 28,2 % reduzieren.

In Tab. 9-4 sind Importanzwerte für die wichtigsten Ausfallmöglichkeiten von Systemen/Komponenten oder Operateurhandlungen zusammengestellt. Die Importanz ist ein relatives Mass für die sicherheitstechnische Bedeutung von Fehlern an Ausrüstungen oder bei Operateurhandlungen. Zu beachten ist die Bedeutung der manuellen Druckentlastung (bei Versagen der Hochdruckeinspeisung) und der Rücksetzung des ADS-Zeitgliedes (bei ATWS-Störfällen, Kap. 8.2.1.8).

Um die Bedeutung der manuellen Druckentlastung zu reduzieren, untersucht der Betreiber Möglichkeiten, die automatische Druckentlastung (ADS) bereits aufgrund des Signals "Reaktorniveau tief" auszulösen (siehe auch Kap. 8.2.6).

Die hohe Importanz des RCIC-Systems ergibt sich daraus, dass bei jedem Ausfall des Speisewassersystems und ohne Druckentlastung nur noch das Notspeisewasser zur Kernkühlung vorhanden ist. Dieses Ergebnis zeigt indirekt wiederum die Bedeutung der Druckentlastung des Reaktorkühlsystems. Nach einer erfolgreichen Druckentlastung ist die Kernkühlung in Mühleberg in hohem Masse sichergestellt, da KKM über verschiedene unabhängige und redundante Niederdruckeinspeisesysteme verfügt.

Wie bereits früher erwähnt, sind sowohl die Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse als auch die Komponentenausfalldaten und die Wahrscheinlichkeiten für Operateurfehlhandlungen mit statistischen Unsicherheiten behaftet. Um das numerische Ergebnis einer Stufe 1-Analyse richtig bewerten zu können, ist deshalb eine umfassende Unsicherheitsanalyse notwendig. Eine solche Rechnung kann angesichts der Komplexität und des Umfangs einer Stufe 1-Analyse nur mit rechenintensiven Monte Carlo-Analysen durchgeführt werden. Die Ergebnisse einer solchen Unsicherheitsanalyse sind in der Abb. 9-1 dargestellt. Für jede Gruppe von auslösenden internen Ereignissen ist nicht nur der Erwartungswert der Kernschadenshäufigkeit (Mittelwert), sondern auch der 5 %-, 50 %- und 95 %-Vertrauenswert angegeben. Diese Ergebnisse bedeuten beispielsweise, dass mit 90 %iger Zuverlässigkeit die Kernschadenshäufigkeit zwischen dem 5 %- und 95 %-Vertrauenswert liegt. Sie bedeuten aber auch, dass mit 95 %iger Zuverlässigkeit die Kernschadenshäufigkeit nicht grösser als der 95 %-Vertrauenswert ist.

Im Rahmen dieser Unsicherheitsbetrachtungen stimmen die Ergebnisse der MUSA- und der HSK-Analyse sehr gut überein. Die HSK-Rechnung hat die MUSA-Ergebnisse für interne Ereignisse sowohl qualitativ wie auch quantitativ im wesentlichen bestätigt. Der festgestellte Unterschied in den Ergebnissen ist in Anbetracht der bei solchen Analysen unvermeidbaren Unsicherheiten nicht wesentlich. Zudem wird sich dieser Unterschied durch vorgesehene Massnahmen noch verringern.

9.3.2.2 Externe Ereignisse

Unter externen Ereignissen werden sowohl Ereignisse wie Erdbeben, äussere Ueberflutung, Flugzeugabsturz und Sturm verstanden, die ihren Ursprung ausserhalb des Anlageareals haben, als auch

solche wie interner Brand und interne Ueberflutung, die ihren Ursprung zwar innerhalb der Anlage haben, aber nicht durch eigentliche Systemfehlfunktionen ausgelöst werden.

Grundsätzlich ist die Methodik zur Bestimmung der Kernschadenshäufigkeit durch externe Ereignisse gleich wie diejenige für interne Ereignisse. Die Analyse erfolgt wiederum mittels Fehler- und Ereignisbaumanalyse. Schwieriger ist hingegen die Bestimmung resp. Berechnung der Eintrittshäufigkeit für das auslösende Ereignis und dessen Konsequenzen für die Anlagensysteme. Diese Informationen müssen aus deterministischen Rechnungen und ingenieurmässigen Ueberlegungen abgeleitet werden. Beispielsweise muss bei einer internen Ueberflutung einerseits die Häufigkeit für dieses Ereignis bestimmt werden, z. B. die Häufigkeit für den Bruch einer Wasserleitung oder eines Wassertanks, und andererseits muss genau untersucht werden, wieviel Wasser in die betroffenen Räume in welcher Zeit auslaufen kann, ob automatische oder manuelle Gegenmassnahmen ergriffen werden und welche Systeme/Komponenten in diesen Räumen durch die Ueberflutung ausfallen können. Bei diesen Ueberlegungen werden meistens konservative Annahmen getroffen, um das Ereignis und seine Konsequenzen umhüllend abzudecken. Sind diese Informationen bekannt, dann muss der Ereignis-/Fehlerbaum entsprechend modifiziert werden, um den Einfluss der ausgefallenen Systeme auf andere, durch die Ueberflutung nicht direkt betroffene Systeme zu berücksichtigen. Dieses hier für ein Ueberflutungsszenario kurz diskutierte Vorgehen wird prinzipiell für alle externen Ereignisse angewandt.

In der MUSA-Studie sind folgende externe Ereignisse direkt untersucht worden:

- Erdbeben
- Brand
- anlageexterne Ueberflutung
- anlageinterne Ueberflutung
- Flugzeugabsturz
- Sturm

Verglichen mit anderen PSA-Studien wurden in der MUSA-Studie externe Ereignisse umfassend analysiert. Das Ereignis "Blitzschlag" ist nicht direkt als auslösendes Ereignis analysiert, jedoch in der MUSA-Studie indirekt dadurch berücksichtigt, dass z. B. ein Verlust der äusseren Netzeinspeisung infolge Blitzeinschlag bei der Eintrittshäufigkeit des internen Ereignisses "Verlust äusserer Netzeinspeisung" mitgezählt wird. Die Ueberprüfung von über 90 Blitzeinschlägen in Kernkraftwerksanlagen haben gezeigt, dass diese in keinem Fall zu einem schweren Störfall führten, sondern schlimmstenfalls zur Auslösung einer Transiente. Es ist deshalb sinnvoll und gerechtfertigt, Blitzeinschläge indirekt über die Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse zu berücksichtigen.

Im folgenden wird etwas näher auf die Methodik zur probabilistischen Analyse der oben erwähnten äusseren Ereignisse eingegangen.

Ausgangspunkt für die Ermittlung der durch **Erdbeben** bedingten Kernschadenshäufigkeit ist die Erdbebengefährdung am Standort Mühleberg, d. h. die Häufigkeit, mit welcher eine mittlere horizontale Bodenspitzenbeschleunigung bei Erdbeben auftreten kann. Aus dieser Erdbebengefährdung ist auch das für Mühleberg massgebende SSE (Safe Shutdown Earthquake) abgeleitet.

Die Erdbebenfestigkeit der Gebäude und Komponenten wurde ebenfalls probabilistisch untersucht. Ermittelt wurden die mittlere Widerstandsfähigkeit sowie ihre statistische Streuung aufgrund der Unsicherheiten der Daten und der verwendeten Methode. Für insgesamt 10 Gebäude und 110 Komponenten wurde so diejenige Bodenbeschleunigung bestimmt, bei der mit 50 %iger Wahrscheinlichkeit ein Versagen des betrachteten Objekts eintritt. Für Komponenten und Gebäude, die einer Erdbebenbodenbeschleunigung $> 1\text{ g}$ widerstehen, wurden keine Unsicherheitsanalysen durchgeführt, da aufgrund der Erdbebengefährdungsfunktion Bodenbeschleunigungen $> 1\text{ g}$ sehr unwahrscheinlich sind (dem SSE mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/\text{Jahr}$ entspricht eine wahrscheinlichste Bodenbeschleunigung von $0,15\text{ g}$). Für jedes der interessierenden Objekte wurde nun dessen bedingte Ausfallwahrscheinlichkeit bei einem Erdbeben bestimmt. Dazu wurde die Erdbebengefährdungsfunktion in 4 diskrete Bereiche (SEIS1 - SEIS4, Tab. 9-5) eingeteilt. Die bedingte Ausfallwahrscheinlichkeit eines Objektes für einen der 4 diskreten Erdbebenbereiche ist das Integral der Erdbebenfestigkeitsfunktion über diesen Bereich.

Die HSK hat diese Methode zur Bestimmung der Ausfallwahrscheinlichkeit von Komponenten und Gebäuden bei einem Erdbeben überprüft und konnte die Ergebnisse bestätigen. Die HSK hat keine eigenen Erdbebenfestigkeitsanalysen durchgeführt, hat sich aber überzeugt, dass die dafür verwendete Methodik Stand der Technik ist. Ein Vergleich mit anderen PSA-Studien zeigte zudem eine gute Übereinstimmung der Ergebnisse. Die HSK hat hingegen mit eigenen Rechnungen die bedingten Ausfallwahrscheinlichkeiten für die 4 diskreten Erdbebenbereiche überprüft und konnte dadurch die in der MUSA-Studie angegebenen Werte bestätigen. Die so berechneten Werte sind insbesondere für starke Erdbeben (Bereich SEIS4) konservativ, da die Annahme einer logarithmisch normalverteilten Erdbebengefährdungsfunktion die wirkliche, auf Beobachtung beruhende Funktion überschätzt. Dadurch wird für die Ausfallwahrscheinlichkeit, insbesondere für besonders stark gebaute resp. "erdbebensichere" Komponenten, ein konservativ hoher Wert berechnet.

Der einzige Unterschied in der Erdbebenanalyse zwischen der MUSA-Studie und der HSK-Rechnung betrifft die Ausfallwahrscheinlichkeit der SUSAN-Dieselmotoren. Gemäss MUSA-Studie ist bei einer Bodenbeschleunigung von $0,88\text{ g}$ mit 50 %iger Wahrscheinlichkeit der Ausfall der SUSAN-Diesel anzunehmen. Die zugehörige Erdbebenfestigkeitskurve der Diesel hat aber eine sehr grosse Streuung, d. h. die Wahrscheinlichkeit, dass die Diesel bei Erdbeben mit Beschleunigungen $< 0,6\text{ g}$ versagen, ist nicht vernachlässigbar klein (bedingte Ausfallwahrscheinlichkeiten bei einem Erdbeben im Be-

reich SEIS2: 0,0011, im Bereich SEIS3: 0,017 und im Bereich SEIS4: 0,11). Dies ist insofern von Bedeutung, als bei Ausfall der SUSAN-Diesel und gleichzeitigem erdbebenbedingtem Versagen der normalen Wechselstromversorgung nur noch die Gleichstromversorgung zur Verfügung steht (sogenannte "Station Blackout"-Sequenz). Nach HSK-Rechnungen verdoppelt sich durch diesen erdbebenbedingten Ausfall der SUSAN-Dieselmotoren die Kernschadenshäufigkeit für den Lastfall "Erdbeben".

Die HSK betrachtet die in der MUSA-Studie verwendete Erdbebenfestigkeitsfunktion für die SUSAN-Diesel als zu konservativ. In anderen PSA-Studien wird die 50 %ige Versagenswahrscheinlichkeit für Dieselmotoren erst bei Bodenbeschleunigungen $\geq 1,0\text{ g}$ erreicht. Eine spätere Nachrechnung der Erdbebenfestigkeitsfunktion für die SUSAN-Dieselmotoren im Auftrag des MUSA-Erstellers hat denn auch wesentlich höhere Beschleunigungswerte ergeben, als sie in der MUSA-Studie ausgewiesen sind. Die HSK-eigenen Rechnungen zur Kernschadenshäufigkeit im Erdbebenfall beruhen auf der in der MUSA-Studie verwendeten Erdbebenfestigkeitsfunktion und ergeben somit ein oberes, konservatives Ergebnis.

Die HSK hat keine unabhängige **Brandanalyse** durchgeführt. Die Methodik zur Bestimmung der Eintrittshäufigkeit von Bränden und insbesondere deren Konsequenzen ist immer noch in Diskussion, ein internationaler Konsens über das Vorgehen ist erst im Entstehen. Die HSK verfolgt diese Aktivitäten mit grossem Interesse und wird demnächst zu diesem Thema ein spezielles, unter der Schirmherrschaft der IAEA stehendes Expertentreffen organisieren, um den heutigen Stand der probabilistischen Brandanalyse zu diskutieren und Verbesserungsvorschläge auszuarbeiten.

Die in der MUSA-Studie dargelegte Methode zur Brandanalyse entspricht nach Ansicht der HSK nicht mehr unbedingt den neuesten Erkenntnissen auf diesem Gebiet. Unter Verwendung der MUSA-Methodik konnte die HSK die in der Studie angegebenen Kernschadenshäufigkeit für Brände verifizieren, d. h. die MUSA-Numerik ist richtig. Aus diesem Grunde hat die HSK in ihrer eigenen Analyse diese Werte unverändert übernommen. Auch mit einer anderen Brandanalysemethode sind keine grundsätzlich verschiedenen Kernschadenshäufigkeiten zu erwarten. Dabei ist auch ein günstigeres Ergebnis möglich, da verschiedene Annahmen in der MUSA-Studie nach Auffassung der HSK sehr konservativ sind.

Die HSK wird je nach Ergebnis des IAEA-Expertentreffens den Betreiber zu einer neuen Brandanalyse auffordern.

Bei einer **externen Ueberflutung** sind Einrichtungen im Betriebsgebäude und Maschinenhaus gefährdet, insbesondere elektrische Versorgungssysteme, nicht aber Systeme im gegen Ueberflutung geschützten SUSAN- und Reaktorgebäude. Ein schwerer Störfall kann bei einer externen Ueberflutung somit nur eintreten, falls ausser dem Ausfall der direkt betroffenen Systeme (elektrische Systeme der Stränge I und II) unabhängig davon gleichzeitig Sicherheitssysteme der Stränge III und IV ausfal-

len. Diese Kombination ist sehr unwahrscheinlich und damit der Grund für die geringe Kernschadenshäufigkeit bei diesem externen Ereignis.

Die HSK hat die MUSA-Rechnungen überprüft und durch eine eigene Rechnung bestätigt. Im Unterschied zur MUSA-Studie berücksichtigte die HSK die Wiederherstellung einer äusseren Netzeinspeisung erst 24 Stunden nach dem Störfalleintritt, während in der MUSA-Studie eine solche nach 8 Stunden unterstellt wird. Der Einfluss dieser unterschiedlichen Annahmen auf die Kernschadenshäufigkeit ist aber unbedeutend.

Interne Ueberflutungen im Reaktorgebäude können Auslöser für schwere Störfälle sein, falls es nicht gelingt, den Wassereintrag rechtzeitig zu unterbinden und eine Ueberflutung der dort aufgestellten Sicherheitssystemkomponenten zu verhindern. Die Untersuchungen zeigen, dass erst ab einer Fluthöhe von 50 cm, entsprechend einer Wassermenge von ca. 550 m³, eine Gefahr für Komponentenausfälle besteht. Falls es nicht möglich ist, die Ueberflutung zu unterbinden, wird in der Analyse unterstellt, dass sämtliche Systeme auf -11 m des Reaktorgebäudes ausgefallen sind. Die Kernkühlung ist in diesem Fall noch mit dem Speisewassersystem möglich. Eine Kernbeschädigung ist somit erst dann zu befürchten, wenn unabhängig von der internen Ueberflutung gleichzeitig auch das Speisewassersystem ausfällt.

Die HSK hat die Analysen in der MUSA-Studie für das Ereignis "interne Ueberflutung" überprüft und gefunden, dass in der Datenanalyse für die Häufigkeit des auslösenden Ereignisses ein Fehler ist. Die vom Betreiber resp. dessen Experten daraufhin durchgeführte Ueberprüfung ergab schliesslich eine Eintrittshäufigkeit von $1,5 \cdot 10^{-4}$ /Jahr für eine Ueberflutung des Reaktorgebäudes. (In der MUSA-Studie ist ein Wert von $3,3 \cdot 10^{-5}$ /Jahr angegeben.) Dieser Wert von $1,5 \cdot 10^{-4}$ /Jahr ist in Uebereinstimmung mit HSK-eigenen Datenanalysen. Die rund 4mal höhere Eintrittshäufigkeit erhöht auch die Kernschadenshäufigkeit für dieses Ereignis entsprechend.

Nach Ansicht der HSK ist in der MUSA-Studie der Bruch einer Speisewasserleitung im sogenannten Dampftunnel als auslösendes Ereignis für eine Ueberflutung des Reaktorgebäudes auf -11 m nicht richtig berücksichtigt worden. Die bei einem solchen Leitungsbruch auftretenden Probleme sind ausführlich in Kap. 8.2.5 beschrieben und sollen deshalb hier nicht wiederholt werden. Um diese Möglichkeit einer Ueberflutung des Reaktorgebäudes zu entschärfen, wird der Betreiber eine zusätzliche Schutzlogik einbauen, durch welche die Speisewasserversorgung rechtzeitig unterbrochen und damit eine Ueberflutung verhindert wird. Dank dieser Massnahme kann dann das Ereignis "Speisewasserleitungsbruch im Dampftunnel" als Auslöser für eine interne Ueberflutung vernachlässigt werden.

Als Ursache einer internen Ueberflutung des Reaktorgebäudes auf -11 m muss auch ein Absturz eines Transportbehälters für abgebrannte Brennelemente betrachtet werden (Kap. 8.2.4). Bei einem solchen Absturz besteht die Gefahr, dass der Torus beschädigt wird und das auslaufende Toruswasser das Reaktorgebäude überflutet. Dieses Unfallszenario ist in der MUSA-Studie nicht analysiert

worden. Die HSK hat den Betreiber aufgefordert, bis Ende 1992 eine entsprechende Untersuchung durchzuführen und insbesondere die Folgen des Absturzes auf die Anlagensysteme im Detail abzuklären.

Die HSK hat für dieses Unfallszenario eine eigene Abschätzung der zugehörigen Kernschadenshäufigkeit durchgeführt. Folgende Überlegungen wurden dabei gemacht:

- Bis heute sind beim Transport schwerer Lasten in Kernkraftwerken keine Abstürze aufgetreten, d. h. bei weltweit etwa 5000 Betriebsjahren ist dieses Ereignis noch nie vorgekommen. Da pro Anlage jährlich mit etwa 10 Bewegungen gerechnet werden kann, sind somit bis heute etwa 50000 fehlerfreie Bewegungen durchgeführt worden. Daraus lässt sich mit 95 %iger Zuverlässigkeit feststellen, dass die Wahrscheinlichkeit für einen Absturz beim Transport einer schweren Last $\leq 2 \cdot 10^{-5}$ ist (95 % Wert), d. h. im Mittel $\leq 10^{-5}$ pro Bewegung. Da in Mühleberg pro Jahr höchstens 2 Abtransporte für abgebrannte Brennelemente mit 4 Kranbewegungen durchgeführt werden, ist die Häufigkeit für einen Absturz eines Transportbehälters $\leq 4 \cdot 10^{-5}$ /Jahr.
- Damit es beim Absturz eines Transportbehälters zu einem Kernschaden kommt, muss unabhängig von diesem auslösenden Ereignis gleichzeitig auch das Speisewassersystem ausfallen. Die Wahrscheinlichkeit, dass das Speisewassersystem in den ersten 24 Stunden nach dem Absturz ausfällt, ist gemäss MUSA- und HSK-Analysen $\leq 10^{-3}$. Die Kernschadenshäufigkeit ist somit $\leq 4 \cdot 10^{-8}$ /Jahr. Werden zudem noch interne Notfallmassnahmen berücksichtigt, dürfte die Kernschadenshäufigkeit als Folge eines Transportbehälterabsturzes im Reaktorgebäude $\leq 10^{-8}$ /Jahr sein. Sie ist damit risikomässig vernachlässigbar.

Beim Ereignis **Flugzeugabsturz** wird nur der direkte Flugzeugaufprall auf das Reaktorgebäude betrachtet, da dieses gegen einen Direktaufprall nicht ausgelegt ist (Kap. 8.2.7.3) und somit die Gefahr eines Kernschmelzunfalls besteht. Beim direkten Aufprall auf das Reaktorgebäude wird vereinfachend angenommen, dass alle darin enthaltenen Systeme ausfallen, ebenso das Speisewassersystem. Nach Ansicht der HSK ist der Ausfall des Speisewassersystems als Folge eines Flugzeugabsturzes nicht zwingend. Diese Annahme in der MUSA-Studie vereinfacht zwar die Analyse dieses Störfalles; sie führt aber zu einer Ueberschätzung des Anlagerisikos als Folge dieses Ereignisses. Aufgrund dieser Annahme wird nämlich unterstellt, dass alle Einspeisemöglichkeiten ausfallen, d. h. beim Flugzeugabsturz wird ein Kernschmelzunfall angenommen. Die Kernschadenshäufigkeit für dieses Ereignis ist somit mit dessen Eintrittshäufigkeit identisch.

Unterschieden wird beim Flugzeugabsturz lediglich, ob das Primärcontainment intakt bleibt oder nicht. Je nachdem sind die Konsequenzen (Quellterm) verschieden. Auf diesen Aspekt wird in Kap. 9.3.3 näher eingegangen.

Der Einfluss von **Stürmen** auf die Kernschadenshäufigkeit ist vernachlässigbar klein. Erst bei Windgeschwindigkeiten > 187 km/h wäre mit Schäden am Betriebsgebäude zu rechnen. Durch den möglichen

Verlust von Hilfssystemen, insbesondere elektrischen Versorgungssystemen, ist bei gleichzeitigem Ausfall von Sicherheits- und Betriebssystemen ein schwerer Störfall denkbar. Die HSK hat die Analyse für dieses auslösende Ereignis überprüft und keine grundsätzlichen Mängel oder Fehler gefunden.

Die **Ergebnisse der Stufe 1-Analyse für externe Ereignisse** sind in Tab. 9-5 und Abb. 9-2 zusammengefasst. Die von der HSK berechnete Kernschadenshäufigkeit ist mit rund $1 \cdot 10^{-5}$ /Jahr etwa doppelt so hoch wie die in der MUSA-Studie ausgewiesene Häufigkeit von $5,6 \cdot 10^{-6}$ /Jahr. Dieser Unterschied wird vor allem durch die in der HSK-Rechnung berücksichtigte erdbebenbedingte Ausfallmöglichkeit der beiden SUSAN-Notstromdieselgeneratoren verursacht. Ohne Berücksichtigung dieser speziellen Ausfallmöglichkeit stimmen die Ergebnisse der MUSA-Studie und HSK-Rechnung ausgezeichnet überein. Dieses Ergebnis bestätigt somit sowohl qualitativ wie auch quantitativ die in der MUSA-Studie verwendete Methode zur Behandlung äusserer Ereignisse. Einzig bei der Brandanalyse hat die HSK zurzeit noch Vorbehalte zur verwendeten Methodik. Dieser Vorbehalt dürfte aber das Endergebnis nicht wesentlich beeinflussen.

Die Bedeutung von Komponenten resp. Systemen und Operateurhandlungen bei externen Ereignissen kann aus deren Importanzwert abgeleitet werden (Tab. 9-6). Daraus ist deutlich die Wichtigkeit der SUSAN-Dieselgeneratoren erkennbar, die für externe Ereignisse einen hohen Importanzwert haben. Dieses Ergebnis zeigt, dass die Auslegung des nachgerüsteten und vor allem für die Beherrschung resp. Milderung äusserer Einwirkungen konzipierten SUSAN-Systems richtig ist. Die genaue Analyse zeigt, dass gemäss HSK-Rechnung die 10 wichtigsten Störfallsequenzen, die zusammen 57 % der Kernschadenshäufigkeit für externe Ereignisse ausmachen, immer mit einem Ausfall der SUSAN-Dieselgeneratoren verbunden sind und zwar vorwiegend erdbebenbedingt. Ohne Berücksichtigung dieser erdbebenbedingten Ausfälle der SUSAN-Diesel würde sich, wie bereits erwähnt, die Kernschadenshäufigkeit für externe Ereignisse etwa um einen Faktor 2 reduzieren und mit dem in der MUSA-Studie angegebenen Wert von $5,6 \cdot 10^{-6}$ /Jahr übereinstimmen. Aber auch in diesem Fall ist, wie die Ergebnisse in Tab. 9-6 deutlich zeigen, die Bedeutung (Importanz) des SUSAN-Systems, insbesondere der SUSAN-Dieselgeneratoren, gross.

Erwähnenswert ist auch die relativ geringe Bedeutung von internen Notfallmassnahmen bei externen Ereignissen. Der Grund dafür liegt darin, dass die Kernschadenshäufigkeit vor allem durch starke Erdbeben (SEIS3 und SEIS4) bestimmt werden. Die wichtigsten Unfallsequenzen werden alle durch starke Erdbeben mit Bodenbeschleunigungen $> 0,15 \text{ g}$ ausgelöst. Bei solch starken Erdbeben werden keine Operateurhandlungen mehr berücksichtigt (konservative Annahme).

Zu beachten sind auch die grossen Unsicherheiten (Abb. 9-2) in den Ergebnissen für äussere Ereignisse, insbesondere für erdbebenbedingte Störfälle. Dies ist Ausdruck der Unsicherheiten einerseits in der Methodik und andererseits in den zugrundegelegten Daten. Insbesondere im Falle eines Erdbebens ist es äusserst schwierig, das Schadensausmass in der Anlage genau vorauszusagen, da

Tab. 9-5: Mittlere Kernschadenshäufigkeit durch externe Ereignisse

Auslösendes Ereignis	MUSA		HSK		Peach Bottom	
	Häufigkeit (pro Jahr)	Anteil (%)	Häufigkeit (pro Jahr)	Anteil (%)	Häufigkeit (pro Jahr)	Anteil (%)
Erdbeben, total	$4,5 \cdot 10^{-6}$	79,8	$8,6 \cdot 10^{-6}$	87,2	$3,1 \cdot 10^{-6}$ ($7,7 \cdot 10^{-5}$ *)	13,4 (77,0)*
SEIS1 (0,05 - 0,085 g)	$6,9 \cdot 10^{-7}$	12,4	$5,8 \cdot 10^{-7}$	5,9		
SEIS2 (0,085 - 0,150 g)	$1,2 \cdot 10^{-6}$	21,5	$9,4 \cdot 10^{-7}$	9,5		
SEIS3 (0,150 - 0,30 g)	$2,4 \cdot 10^{-6}$	42,9	$5,6 \cdot 10^{-6}$	56,6		
SEIS4 (0,30 - 0,60 g)	$1,7 \cdot 10^{-7}$	3,0	$1,5 \cdot 10^{-6}$	15,2		
Brände	$7,2 \cdot 10^{-7}$	12,9	$7,2 \cdot 10^{-7}$ **	7,3	$2,0 \cdot 10^{-5}$	86,6 (23,0)*
Anlageexterne Ueberflutung	$2,2 \cdot 10^{-7}$	4,0	$2,1 \cdot 10^{-7}$	2,1	NA	
Anlageinterne Ueberflutung	$4,9 \cdot 10^{-8}$	0,9	$2,0 \cdot 10^{-7}$	2,0	NA	
Flugzeugabsturz	$1,3 \cdot 10^{-7}$	2,3	$1,3 \cdot 10^{-7}$	1,3	NA	
Sturm	$7,5 \cdot 10^{-9}$	0,1	$7,5 \cdot 10^{-9}$	0,1	NA	
Totale Kernschadenshäufigkeit durch externe Ereignisse	$5,6 \cdot 10^{-6}$	100,0	$9,9 \cdot 10^{-6}$	100,0	$2,3 \cdot 10^{-5}$ ($1,0 \cdot 10^{-4}$ *)	100,0

* Erdbebengefährdungsfunktion nach EPRI; Zahl in Klammer: Erdbebengefährdungsfunktion nach LLNL

** Keine eigene HSK-Rechnung durchgeführt; Ergebnisse von der MUSA-Studie übernommen

NA Nicht analysiert

Tab. 9-6: Bedeutung von Ausrüstungen und Operateurhandlungen für externe Ereignisse (gemäss HSK-Rechnung)

Ausfallart	Importanz* (%)
SUSAN-Diesलगenerator III (unabhängiger Einzelfehler)	26,0
SUSAN-Diesलगenerator IV (unabhängiger Einzelfehler)	26,0
Kabelpitschen + beide SUSAN-Diesel (erdbebenbedingt)	19,3
Kabelpitschen (erdbebenbedingt)	17,4
Reaktorgebäude + beide SUSAN-Diesel (erdbebenbedingt)	16,7
Reaktorgebäude (erdbebenbedingt)	10,7
380 V-Schienen H und M (erdbebenbedingt durch Einsturz von Backsteinwänden)	7,6
Betriebsgebäude + beide SUSAN-Diesel (erdbebenbedingt)	7,6
Aeussere Netzeinspeisung + beide SUSAN-Diesel (erdbebenbedingt)	6,4
Betriebsgebäude (erdbebenbedingt)	6,0
RCIC-A	5,6
RCIC-B	5,6
Interne Notfallmassnahmen	5,4
Manuelle Druckentlastung Primärkreislauf (Operateurhandlung)	4,8

* vgl. Bemerkung zu Tab. 9-4

Abb. 9-2 a Kernschadenshäufigkeit für Externe Ereignisse (HSK-Analyse)

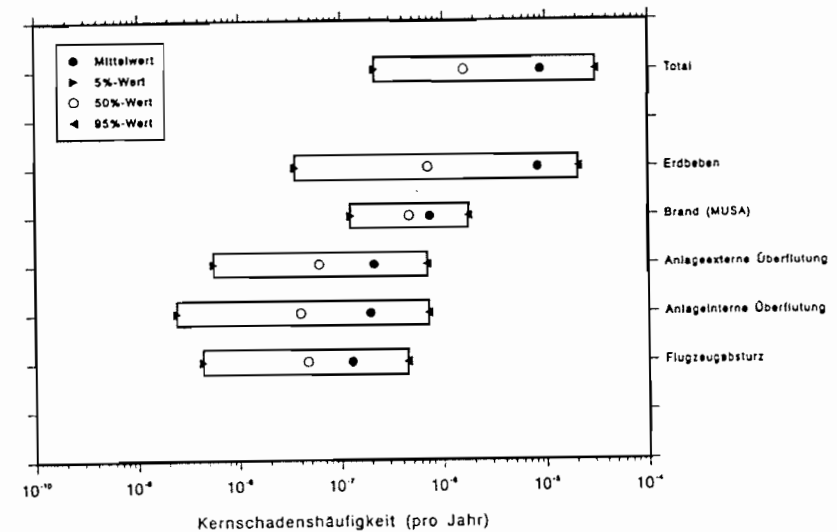
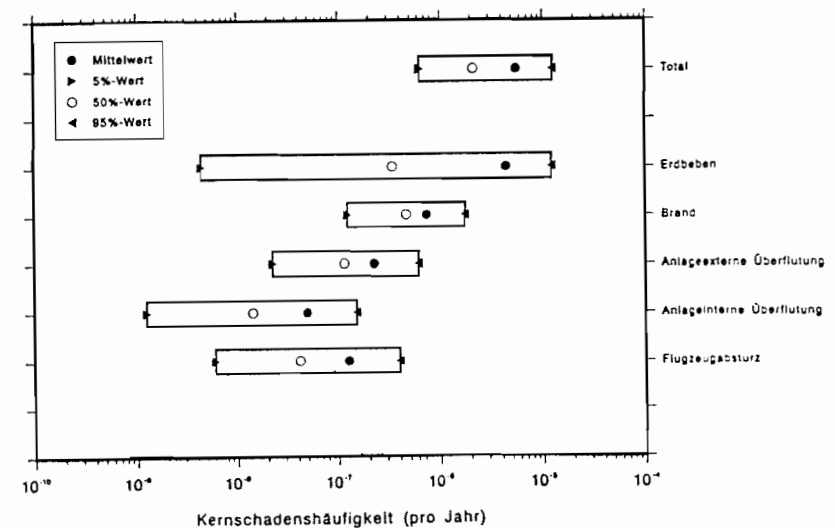


Abb. 9-2 b Kernschadenshäufigkeit für Externe Ereignisse (MUSA)



sowohl die Erdbebengefährdungs- wie auch die Erdbebenfestigkeitsfunktion grosse Unsicherheiten aufweisen. Die Unsicherheitsverteilungen dieser Funktionen werden zudem mathematisch meistens durch eine logarithmische normalverteilte Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion näherungsweise dargestellt. Dadurch wird für jede Komponente, auch bei noch so schwachem Erdbeben, eine zwar sehr kleine, aber von Null verschiedene Ausfallwahrscheinlichkeit vorgetäuscht, was sich auf die Kernschadenshäufigkeit erhöhend auswirkt.

9.3.2.3 Zusammenfassung und Erkenntnisse aus der Stufe 1 PSA-Analyse

Die Ergebnisse der MUSA-Studie und der HSK-eigenen Berechnungen sind in Tab. 9-7 und Abb. 9-3 zusammengefasst. Die Mittelwerte der totalen Kernschadenshäufigkeit der beiden unabhängigen Analysen unterscheiden sich um etwa einen Faktor 2, was angesichts des Umfangs und der Komplexität einer Stufe 1 PSA-Analyse eine gute Übereinstimmung ist. Zudem ist dieser Unterschied, wie bereits ausführlich diskutiert, erklärbar und auf Unterschiede in den Annahmen (Randbedingungen) und in der Systemmodellierung zurückzuführen. Der Unterschied im Mittelwert ist aber weit innerhalb der bei solchen Analysen vorhandenen Unsicherheiten (Abb. 9-3). Die HSK kann damit die wesentlichen Ergebnisse der MUSA-Studie aufgrund einer eigenen, unabhängigen Analyse bestätigen.

Die totale Kernschadenshäufigkeit von rund 10^{-5} /Jahr liegt deutlich unterhalb dem von der amerikanischen Sicherheitsbehörde NRC für bestehende Anlagen geforderten Grenzwert (Safety Goal) von 10^{-4} /Jahr⁶. Das Ergebnis liegt sogar im Bereich des von der IAEA⁷ und von einigen Ländern (z. B. USA, Italien, Holland) für Neuanlagen vorgeschlagenen Grenzwertes von 10^{-5} /Jahr.

Die Ergebnisse zeigen, dass die Kernschadenshäufigkeit bei KKM vor allem durch externe Ereignisse bestimmt wird, insbesondere durch Erdbeben. Dazu ist anzumerken, dass gerade bei der Ermittlung der durch Erdbeben bedingten schweren Störfälle die Unsicherheiten in der Analyse besonders gross sind. Dies ist auch ein Hinweis darauf, wie schwierig es ist, die bei einem Erdbeben auftretenden Schäden zuverlässig vorauszusagen. Aufgrund dieser Schwierigkeiten und der Tatsache, dass der Auslegung wichtiger Systeme das sogenannte Sicherheitserdbeben SSE mit einer Eintrittshäufigkeit von 10^{-4} /Jahr zugrunde liegt, wird die erdbebenbedingte Kernschadenshäufigkeit für heutige Anlagen kaum kleiner als etwa $1 - 5 \cdot 10^{-6}$ /Jahr sein, d. h. noch tiefere Werte sind kaum erreichbar. Die Analysen für Mühleberg zeigen, dass dessen erdbebenbedingte Kernschadenshäufigkeit in diesem Bereich liegt und somit die Anlage eine ausgewogene Auslegung gegen Erdbebeneinwirkungen aufweist.

Bei den internen Ereignissen tragen vor allem Transienten mit und ohne Reaktorschnellabschaltung zur Kernschadenshäufigkeit bei. Hier sind durch geeignete Massnahmen noch Verbesserungen mög-

⁶ CSNI Report No. 177: Consideration of quantitative safety guide lines in member countries (October 1990)

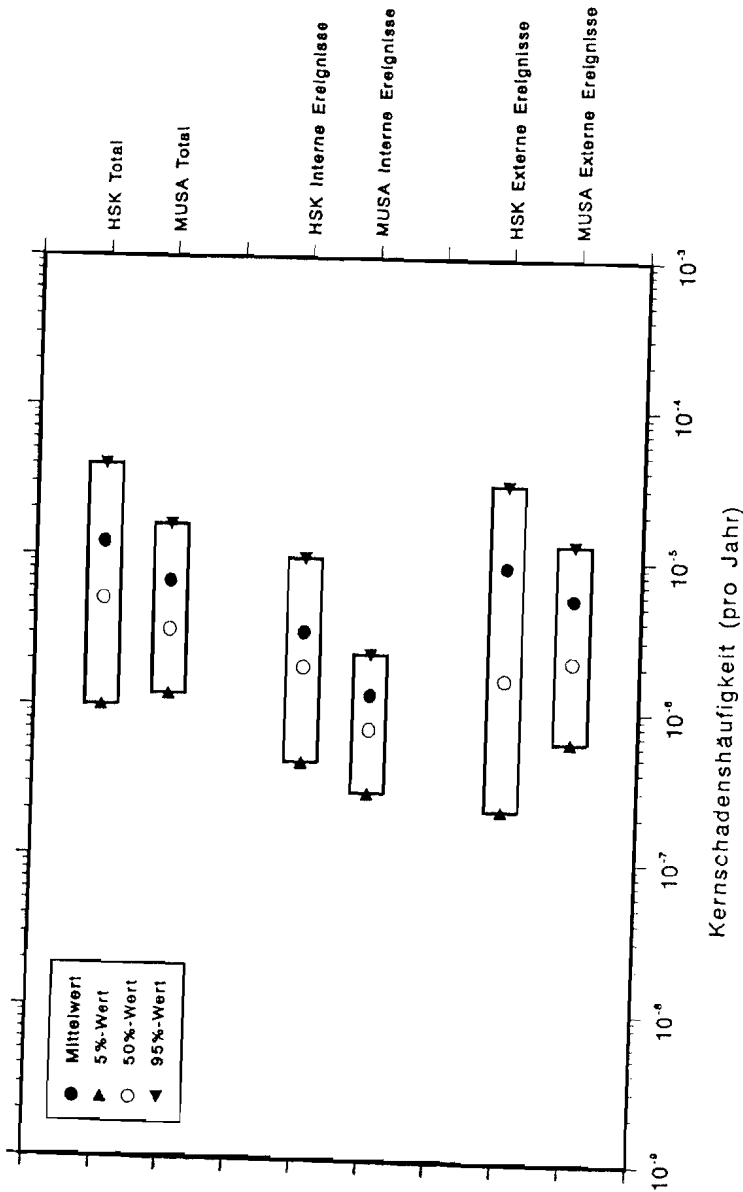
⁷ IAEA Safety Series No. 75-INSAG-3: Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants (1988)

Tab. 9-7: Ergebnis der Stufe 1 PSA-Analyse für KKM

Ereignisgruppe	MUSA-Ergebnis		HSK-Ergebnis	
	Mittlere Kernschadenshäufigkeit (pro Jahr)	Anteil (%)	Mittlere Kernschadenshäufigkeit (pro Jahr)	Anteil (%)
Interne Ereignisse - Transienten mit Reaktorschnellabschaltung - Transienten ohne Reaktorschnellabschaltung (ATWS) - Kühlmittelverlust - Hilssystemausfall - Primärcontainmentbypass Externe Ereignisse - Erdbeben - Brand - Anlageexterne Überflutung - Anlageinterne Überflutung - Flugzeugabsturz - Stürme	$1,2 \cdot 10^{-6}$ $7,3 \cdot 10^{-7}$ $2,3 \cdot 10^{-7}$ $5,3 \cdot 10^{-8}$ $1,4 \cdot 10^{-7}$ $7,6 \cdot 10^{-8}$ $5,6 \cdot 10^{-6}$ $4,4 \cdot 10^{-6}$ $7,2 \cdot 10^{-7}$ $2,2 \cdot 10^{-7}$ $4,9 \cdot 10^{-8}$ $1,3 \cdot 10^{-7}$ $7,5 \cdot 10^{-9}$	18,2 10,8 3,5 0,8 2,0 1,0 81,8 65,1 10,7 3,3 0,7 1,9 0,1	$3,3 \cdot 10^{-6}$ $1,3 \cdot 10^{-6}$ $9,1 \cdot 10^{-7}$ $4,0 \cdot 10^{-8}$ $8,2 \cdot 10^{-7}$ $2,7 \cdot 10^{-7}$ $9,9 \cdot 10^{-6}$ $8,6 \cdot 10^{-6}$ $7,2 \cdot 10^{-7}$ $2,1 \cdot 10^{-7}$ $2,0 \cdot 10^{-7}$ $1,3 \cdot 10^{-7}$ $7,5 \cdot 10^{-9}$	25,2 9,8 6,9 0,3 6,2 2,0 74,8 65,1 5,5 1,6 1,5 1,0 0,1
Gesamte Kernschadenshäufigkeit	$6,8 \cdot 10^{-6}$	100	$1,3 \cdot 10^{-5}$	100

* MUSA-Ergebnis, keine HSK unabhängige Analyse

Abb 9-3 Ergebnis der Stufe 1-PSA-Analyse für KKM



lich, insbesondere im Bereich der ATWS-Störfälle (Kap. 9.3.2.1). Grundsätzlich ist aber hervorzuheben, dass die Kernschadenshäufigkeit durch interne Ereignisse sehr tief ist, was ein Hinweis einerseits auf die Ausgewogenheit der Anlageauslegung und andererseits auf die zuverlässige Betriebsführung ist.

Aufgrund der Ergebnisse der Stufe 1-Analyse ist erkennbar, dass in der Anlage Mühleberg keine offensichtlichen technischen Schwachstellen vorhanden sind. Diese Aussage gründet auf der Feststellung, dass es aufgrund der PSA-Untersuchungen keine dominierende Unfallsequenz gibt und dass auch der Ausfall resp. die Nichtverfügbarkeit einer einzelnen Komponente die Kernschadenshäufigkeit nicht unverhältnismässig erhöht.

Das für Mühleberg gute Ergebnis der Stufe 1-Analyse wird auch aus dem Vergleich mit entsprechenden Ergebnissen für andere Kernkraftwerke ersichtlich (Tab. 9-8). Auch wenn bei solchen Vergleichen Vorsicht angebracht ist, da die Studien beispielsweise nicht alle mit der gleichen Tiefe und Gründlichkeit durchgeführt wurden, so geben solche Vergleiche doch einige Hinweise sowohl über die durchgeführte PSA-Studie selbst als auch über die Sicherheit der Anlage. Zum ersten ist anzumerken, dass die MUSA-Studie im Vergleich zu anderen Studien bezüglich der berücksichtigten anlageinternen und -externen Ereignisse sehr umfassend ist.

Die Ergebnisse für Peach Bottom und Mühleberg sind im allgemeinen vergleichbar, was insofern von Bedeutung ist, als die PSA-Studien für beide Anlagen erst kürzlich fertiggestellt wurden und somit methodisch die neuesten Entwicklungen berücksichtigen (Vergleich der Anlagedaten siehe Tab. 9-12). Der einzige ins Gewicht fallende Unterschied besteht bei den durch Brände verursachten Störfällen. Hier ist die mittlere Kernschadenshäufigkeit für Peach Bottom mit $2,0 \cdot 10^{-5}$ /Jahr deutlich höher als für Mühleberg mit $7,2 \cdot 10^{-7}$ /Jahr. Dazu ist anzumerken, dass die Ersteller der Peach Bottom PSA-Studie in ihrem Abschlussbericht selbst schreiben, dass sie erhebliche Bedenken und Vorbehalte zur Brandanalyse hätten. Der Grund für ihre Bedenken liegt in dem für die Brandanalyse verwendeten Rechenprogramm, in dem sie wiederholt Fehler und Unstimmigkeiten entdeckt hätten, die das Ergebnis stark beeinflussen. Wie bereits in Kap. 9.3.2.2 erwähnt, sind die Methoden zur Brandanalyse heute noch wenig abgesichert, und es besteht international noch wenig Konsens über die richtige Vorgehensweise. In diesem Bereich sind noch Anstrengungen notwendig.

Im folgenden sind noch einige Erkenntnisse aus der Stufe 1-Analyse zusammengefasst. Wichtige Hinweise dazu geben die Importanzwerte der Systeme/Komponenten und Operateurhandlungen (Tab. 9-9). Folgendes ist aufgrund der HSK-Analysen erwähnenswert:

- Das nachgerüstete SUSAN-System ist zur Beherrschung resp. Milderung schwerer Störfälle, insbesondere für durch externe Ereignisse ausgelöste, sehr wichtig. Vor allem die durch das SUSAN-System zusätzlich vorhandene Stromversorgung ist von grosser Wichtigkeit. Dies zeigt sich auch

Tab. 9-8: Vergleich der Ergebnisse von Stufe 1-PSA-Analysen für verschiedene Kernkraftwerke (mittlere Kernschadenshäufigkeit pro Jahr)

Ereignisgruppe	MUSA-Ergebnis	HSK-Ergebnis	Peach Bottom	Limerick	Brunswick-2
Interne Ereignisse - Transienten mit Reaktorschnellabschaltung - Transienten ohne Reaktorschnellabschaltung (ATWS) - Kühlmittelverlust - Hilfssystemausfälle - Primärcontainmentbypass Externe Ereignisse - Erdbeben - Brand - Anlageinterne Überflutung - Anlageexterne Überflutung - Flugzeugabsturz - Stürme	$1,2 \cdot 10^{-6}$ $7,3 \cdot 10^{-7}$ $2,3 \cdot 10^{-7}$ $5,3 \cdot 10^{-8}$ $1,4 \cdot 10^{-7}$ $7,6 \cdot 10^{-8}$ $5,6 \cdot 10^{-6}$ $4,4 \cdot 10^{-6}$ $7,2 \cdot 10^{-7}$ $2,2 \cdot 10^{-7}$ $4,9 \cdot 10^{-8}$ $1,3 \cdot 10^{-7}$ $7,5 \cdot 10^{-9}$	$3,3 \cdot 10^{-6}$ $1,3 \cdot 10^{-6}$ $9,1 \cdot 10^{-7}$ $4,0 \cdot 10^{-8}$ $8,2 \cdot 10^{-7}$ $2,7 \cdot 10^{-7}$ $9,9 \cdot 10^{-6}$ $8,6 \cdot 10^{-6}$ $7,2 \cdot 10^{-7}$ $2,1 \cdot 10^{-7}$ $2,0 \cdot 10^{-7}$ $1,3 \cdot 10^{-7}$ $7,5 \cdot 10^{-9}$	$4,5 \cdot 10^{-6}$ $2,3 \cdot 10^{-6}$ $1,9 \cdot 10^{-6}$ $2,6 \cdot 10^{-7}$ NA NA $2,3 \cdot 10^{-5}$ $3,1 \cdot 10^{-6} (7,7 \cdot 10^{-5})$ $2,0 \cdot 10^{-5}$ 	$1,5 \cdot 10^{-5}$ $1,3 \cdot 10^{-5}$ $1,2 \cdot 10^{-6}$ $1,1 \cdot 10^{-7}$ NA NA $7,9 \cdot 10^{-6}$ $4,5 \cdot 10^{-6}$ $3,4 \cdot 10^{-6}$ 	$2,1 \cdot 10^{-5}$ $1,1 \cdot 10^{-6}$ $9,2 \cdot 10^{-6}$ $1,4 \cdot 10^{-7}$ NA NA $9,2 \cdot 10^{-5}$ $6,6 \cdot 10^{-5}$ $2,1 \cdot 10^{-5}$ $5,1 \cdot 10^{-6}$ $< 10^{-7}$
Totale Kernschadenshäufigkeit pro Jahr	$6,8 \cdot 10^{-6}$	$1,3 \cdot 10^{-5}$	$2,8 \cdot 10^{-5} (1,0 \cdot 10^{-4})$	$2,4 \cdot 10^{-5}$	$1,1 \cdot 10^{-4}$

* Erdbebengefährdungsfunktion nach EPRI; Zahl in Klammer: Erdbebengefährdungsfunktion nach LLNL

** Wegen zu geringer Eintrittshäufigkeit nicht näher untersucht.

*** Nur sehr vereinfachte Analyse. Dürfte bei genauerer Analyse deutlich kleiner werden.

NA nicht analysiert

darin, dass schwere Störfälle mit Kernschaden meist mit dem Verlust des SUSAN-Systems verbunden sind.

Aufgrund der HSK-Analyse sind unter den 15 wichtigsten Unfallsequenzen, die zusammen rund 50 % der Kernschadenshäufigkeit ausmachen, 11 Sequenzen mit dem Ausfall der SUSAN-Dieselelementen verbunden (ca. 45 % der Kernschadenshäufigkeit). Es ist auch erwähnenswert, dass diese 11 Unfallsequenzen alle durch Erdbeben ausgelöst werden.

- Eine wichtige Operateurhandlung ist die manuelle Druckentlastung des Primärkreislaufs bei Ausfall der Hochdruckeinspeisesysteme. Die Analysen für Mühleberg zeigen, dass die Gefahr eines Kernschadens kaum mehr vorhanden ist, falls der Primärkreislaufdruck soweit abgesenkt ist, dass Wasser mit den Niederdrucknotkühlsystemen in den Reaktor gefördert werden kann, da der Ausfall aller Niederdruckkühlsysteme sehr unwahrscheinlich ist, ausgenommen alle Wechselstromversorgungen fallen aus ("Station Blackout"). Aus diesem Grund ist die Druckentlastung des Primärkreislaufs eine sehr wichtige interne Notfallmassnahme. Deshalb untersucht der Betreiber nebst der manuellen Druckentlastungsmöglichkeit auch die Möglichkeit einer automatischen, allein durch das Signal "Reaktorniveau tief" ausgelösten Druckentlastung (Kap 8.2.6 und 9.3.2.1).
- Andere Operateurhandlungen resp. Notfallmassnahmen als die eben besprochene Druckentlastung des Primärkreislaufs sind für eine Störfallbeherrschung zwar wichtig, haben aber nicht die grosse Bedeutung, die ihnen manchmal unterstellt wird. Von diesen Operateurhandlungen sind solche zur Wiederherstellung der Stromversorgung und zur Beherrschung resp. Milderung von ATWS-Störfällen am wichtigsten.
- Eine wichtige Ausfallart ist der erdbebenbedingte Verlust der Kabelpritschen (und damit der Stromversorgung) innerhalb des ursprünglichen, nicht dem SUSAN-System zugeordneten Anlagenteils. Die Bedeutung resp. Wichtigkeit dieser Ausfallmöglichkeit wird möglicherweise überschätzt, da aufgrund fehlender Detailinformationen konservative Festigkeitsfunktionen für die Pritschenbefestigungen (Dübel) unterstellt werden mussten. Zudem ist die Annahme, dass mit dem Verlust der Kabelpritschen notwendigerweise auch die Kabel selbst versagen, nicht zwingend. Auch diese Annahme ist somit konservativ und erhöht die Kernschadenshäufigkeit.
- Nebst dem Reaktorschutzsystem ist vor allem das Hochdruck-Noteinspeisesystem (RCIC) wichtig. Dies ist nicht überraschend, da es ausser dem Speisewassersystem das einzige Einspeisesystem ist, das bei vollem Betriebsdruck Wasser in den Reaktorbehälter fördern kann. Eine hohe Betriebsverfügbarkeit des RCIC ist deshalb von grosser Bedeutung.
- Die im Bereich -11 m des Reaktor Gebäudes nur durch Distanz vorhandene räumliche Trennung der Sicherheitssysteme hat gemäss MUSA-Analysen keinen wesentlichen Einfluss auf die Kernschadenshäufigkeit. Diese mangelnde räumliche Separierung beeinflusst die Kernschadenshäufigkeit für Brand und interne Überflutung. Die MUSA-Ergebnisse zeigen, dass die Häufigkeit dieser Ereignisse im Bereich -11 m des Reaktor Gebäudes mit etwa $4 \cdot 10^{-7}$ /Jahr gering ist.

Tab. 9-9: Bedeutung von Ausrüstungen und Operateurhandlungen für interne und externe Ereignisse
(gemäss HSK-Rechnung)

Ausfallart	Importanz* (%)
Ausfall SUSAN-Dieselmotor III (unabhängiger Einzelfehler)	15,9
Ausfall SUSAN-Dieselmotor IV (unabhängiger Einzelfehler)	15,9
Versagen der manuellen Druckentlastung des Primärkreislaufsystems (Operateurhandlung)	15,4
Ausfall Kabelpritschen (erdbebenbed.)	12,1
Ausfall Reaktorgebäude + SUSAN-Diesel (erdbebenbed.)	11,3
Ausfall Noteinspeisesystem A (RCIC-A)	9,9
Ausfall Noteinspeisesystem B (RCIC-B)	9,9
Ausfall Notfallmassnahmen (Operateurhandlungen ohne manuelle Druckentlastung des Primärkreislaufsystems)	9,8
Ausfall Kabelpritschen + SUSAN-Diesel (erdbebenbed.)	9,2
Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)	7,4
Ausfall äussere Netzeinspeisung + SUSAN-Diesel (erdbebenbed.)	7,4
Ausfall äussere Netzeinspeisung (erdbebenbed.)	7,1
Ausfall Reaktorgebäude (erdbebenbed.)	5,8
Gemeinsamer Batterieausfall (CCF)	4,8

* vgl. Bemerkung Tab. 9-4

- Der Importanzwert von rund 5 % für den gemeinsamen Batterieausfall ist eine Folge des in der HSK-Analyse angenommenen konservativen β -Faktors von 0,07.

Abschliessend soll nochmals festgehalten werden, dass die Ergebnisse und Folgerungen der MUSA-Studie zur Stufe 1-Analyse durch die HSK im wesentlichen bestätigt werden konnten. Im Rahmen der bei solch komplexen Analysen vorhandenen Unsicherheiten ist die quantitative Übereinstimmung der MUSA- und der HSK-eigenen Rechnungen als gut zu bezeichnen.

9.3.3 Ergebnisse der Stufe 2-Analyse

9.3.3.1 Einleitung

Aufgabe der Stufe 2-Analyse ist die Berechnung der bei Störfällen mit Kernschmelzen in die Umgebung freigesetzten Menge radioaktiver Stoffe. Zudem wird die Häufigkeit bestimmt, mit der solche Freisetzungen radioaktiver Stoffe zu erwarten sind. Dazu sind aufwendige deterministische und probabilistische Analysen notwendig, um einerseits die komplexen physikalisch/chemischen Phänomene und Prozesse beim Kernschmelzvorgang und Transport radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage quantitativ zu erfassen und um andererseits die verschiedenen denkbaren Freisetzungspfade innerhalb der Anlage probabilistisch zu bewerten.

In der Stufe 2-Analyse werden folgende wichtige Teilaspekte unterschieden:

- (1) Bestimmung von charakteristischen Anlagenschadenszuständen (im englischen als "plant damage state" bezeichnet) als Ausgangspunkt für die eigentliche Stufe 2-Analyse (Kap. 9.3.3.2)

Es werden nur diejenigen Kernschadenszustände (Ergebnis der Stufe 1-Analyse) berücksichtigt, welche zu Kernschmelzen und damit zu einer wesentlichen Gefährdung für die Umgebung führen können. Diese Kernschadenszustände werden zu Anlagenschadenszuständen zusammengefasst, die zum Zeitpunkt des Kernschmelzens durch ähnliche Reaktordruckbehälter- und Containmentzustände charakterisiert sind. Im Gegensatz zur MUSA-Analyse wird in der HSK-Analyse angenommen, dass alle Kernschadenszustände zu Kernschmelzen führen.

- (2) Analyse der Containmentbelastungen und des Containmentverhaltens (Kap. 9.3.3.3)

Diese Aufgabe umfasst die Analyse der Containmentbelastungen vor, während und nach dem RDB-Versagen sowie die Untersuchung möglicher Primärcontainment-Versagensarten⁸.

⁸ Mit "Primärcontainmentversagen" sind alle Arten von Undichtheiten des Primärcontainments gemeint, vom Abheben des Dryweldeckels bis zum Überdruckversagen. Auch die gezielte Druckentlastung (Venting) ist in diesem Sinne eine spezielle Art eines Primärcontainmentversagens.

- (3) Probabilistische Bewertung der möglichen Unfallabläufe vom Kernschmelzen bis zur Freisetzung radioaktiver Stoffe (sogenannte Containment-Ereignisbaumanalyse), d. h. Bestimmung der Häufigkeit, mit der eine gewisse Freisetzung radioaktiver Stoffe zu erwarten ist (Kap. 9.3.3.4)

Bei dieser Analyse werden sowohl der Einfluss eines Erfolgs oder Versagens von Containmentsystemen und Notfallmassnahmen auf den Unfallablauf als auch Unsicherheiten über gewisse Phänomene und physikalisch/chemische Prozesse probabilistisch bewertet.

- (4) Quelltermanalyse, d. h. die Berechnung der Menge und des zeitlichen Verlaufs der in die Umgebung freigesetzten Spaltprodukte (Kap. 9.3.3.5)

Für die wahrscheinlichsten oder für das Gesamtrisiko wichtigen Unfallsequenzen (Ergebnis der Analyse der Punkte (1) und (3)) wird mittels einer deterministischen Rechnung der zu erwartende Quellterm bestimmt. Bei dieser Analyse sind alle den Transport radioaktiver Stoffe beeinflussenden physikalisch/chemischen Phänomene und Prozesse zu erfassen und quantitativ zu berücksichtigen. Solche Rechnungen werden mit aufwendigen und rechenintensiven Computerprogrammen durchgeführt.

Die HSK hat zu wesentlichen Teilen der Stufe 2-Analyse für das KKW Mühleberg unabhängig von der MUSA-Studie eigene Rechnungen durchgeführt. Die HSK ist der Ansicht, dass eine qualitative und quantitative Ueberprüfung der Stufe 2-Analyse erst durch eine solche Nachrechnung möglich ist. Nur dadurch können unabhängige Schlussfolgerungen und Erkenntnisse zum Anlageverhalten bei schweren Unfällen gewonnen werden und mit denjenigen der ursprünglichen Studie kritisch verglichen werden. Dass die beiden Studien teilweise etwas abweichende Ergebnisse zeigen, ist aufgrund der Komplexität einer Stufe 2-Analyse nicht überraschend. Solche Unterschiede können einerseits durch die verwendeten Rechenprogramme bedingt sein, andererseits aber auch durch unterschiedliche Annahmen zu physikalisch/chemischen Phänomenen und Prozessen, die heute noch nicht exakt quantifizierbar sind.

In den folgenden Kapiteln werden die Ergebnisse entsprechend den oben erwähnten 4 wichtigen Teilaspekten einer Stufe 2-Analyse zusammengefasst und wichtige Erkenntnisse und Folgerungen daraus gezogen.

9.3.3.2 Anlageschadenzustände

Ausgangspunkt der Stufe 2-Analyse sind die Ergebnisse der Stufe 1-Analyse. Jeder Störfall, der gemäss Stufe 1-Analyse zum Kernschmelzen führt, wird einem sogenannten Anlageschadenzustand zugeordnet, der durch typische, den weiteren Störfallablauf, vor allem den Spaltprodukttransport bestimmende Parameter charakterisiert ist. Solche Parameter sind beispielsweise der Reaktordruck zum

Zeitpunkt des Druckbehälterversagens, die Dichtheit des Containments und die Verfügbarkeit von Containmentsystemen.

In der MUSA-Studie sind insgesamt 27 Anlageschadenzustände unterschieden worden, deren Häufigkeit $> 10^{-9}$ /Jahr ist. Für die weitere Analyse sind nur Anlageschadenzustände mit Häufigkeiten $> 10^{-7}$ /Jahr berücksichtigt worden. Durch diesen Entscheid, der in Anlehnung an das von der NRC festgelegte Vorgehen für IPE-Studien (Individual Plant Examination; probabilistische Ueberprüfung einer Kernanlage) gefällt wurde, müssen nur noch 8 Anlageschadenzustände näher analysiert werden. Die Häufigkeit dieser 8 Anlageschadenzustände beträgt $6,1 \cdot 10^{-6}$ /Jahr und berücksichtigt somit über 90 % aller Störfälle, die zu einem Kernschaden führen. Für die Stufe 2-Analyse wurden diese 8 Zustände in 4 charakteristische Anlageschadenzustände zusammengefasst, wie dies aus Tab. 9-10a ersichtlich ist.

Die HSK hat dieses Vorgehen zur Bildung von Anlageschadenzuständen im Detail überprüft und ist damit grundsätzlich einverstanden. Vorbehalte hat die HSK einzig zum gewählten "Abschneidekriterium" für Anlageschadenzustände mit Häufigkeiten $< 10^{-7}$ /Jahr. Nach Ansicht der HSK kann ein solches Vorgehen unter Umständen das wirkliche Risiko der Anlage verfälschen, da dadurch gewisse Störfallsequenzen ausgeschieden werden können, die zur Kernschadenzhäufigkeit zwar einen kleinen Beitrag liefern, die aber zu einer hohen Freisetzung radioaktiver Stoffe führen und damit risikomässig nicht vernachlässigbar sind. Zu beachten sind vor allem Störfälle, bei denen die radioaktiven Stoffe nicht im Primärcontainment zurückgehalten werden, oder Störfälle, bei denen das Primärcontainment frühzeitig, d. h. beim oder kurz nach dem Reaktordruckbehälterversagen undicht wird. Der Betreiber wurde deshalb aufgefordert, auch Störfälle mit frühem Primärcontainmentversagen zu berücksichtigen und deren Einfluss auf das Anlagenrisiko zu bewerten.

Die HSK hat bei ihren eigenen Analysen kein "Abschneidekriterium" eingeführt und bei der Quelltermanalyse alle in der Stufe 1 analysierten Störfälle berücksichtigt. Dazu wurden eigene Anlageschadenzustände definiert, deren Charakteristika aber mit denjenigen der MUSA-Studie im wesentlichen übereinstimmen. Die in der HSK-Stufe 2-Rechnung berücksichtigten Anlageschadenzustände sind in Tab. 9-10b zusammengestellt. Dazu ist folgendes zu bemerken:

- Die zwei Schadenzustände, die zu einem frühen Versagen des Primärcontainments führen (ATWS und V+BOC), werden entsprechend der oben erwähnten Forderung vom Betreiber nachträglich analysiert. Die HSK hat diese Schadenzustände in konservativer Weise in ihren eigenen Analysen berücksichtigt.
- Für das Ereignis "Flugzeugabsturz" ist in der HSK-Analyse auch die Unfallsequenz mit Beschädigung des Drywells enthalten.
- Die Häufigkeit für den Schadenzustand M1ABM stimmt in beiden Analysen gut überein.

Tab. 9-10 a In der Stufe 2-Analyse berücksichtigte Anlageschadenszustände
(gemäss MUSA-Studie)

Anlageschadens- zustand ^a	Häufigkeit (pro Jahr)	Anteil ^c (%)	Bemerkung
M2ABM	$3,9 \cdot 10^{-6}$	58,2	Vor allem Störfälle mit Totalverlust der Wechselstromversorgung ("Station Blackout"); RDB-Versagen bei niedrigem Druck
M1ABM ^b	$7,9 \cdot 10^{-7}$	11,6	Vor allem Störfälle mit gleichzeitigem Verlust der Wechsel- und Gleichstromversorgung; RDB-Versagen zu etwa 50 % bei hohem Druck, zu 50 % bei niedrigem Druck (ein Sicherheitsventil bleibt in offener Stellung hängen)
M1CM	$1,2 \cdot 10^{-7}$	1,7	Absturz eines Militärflugzeugs auf das Reaktorgebäude; RDB-Versagen zu etwa 50 % unter hohem Druck, zu etwa 50 % unter niedrigem Druck; Reaktorgebäude beschädigt
IVR	$1,3 \cdot 10^{-6}$	18,8	Störfälle ohne RDB-Versagen
Total	$6,1 \cdot 10^{-6}$	90,3	

^a Bezeichnung gemäss MUSA-Studie

^b Dieser Zustand umfasst die Zustände M1ABM und M1ABI gemäss MUSA-Bezeichnung

^c Anteil der totalen Kernschadenshäufigkeit gemäss Tab. 9-7

Tab. 9-10 b In der Stufe 2-Analyse berücksichtigte Anlageschadenszustände
(gemäss HSK-Analyse)

Anlageschadens- zustand	Häufigkeit (pro Jahr)	Anteil (%)	Bemerkungen
M2ABM ^a	$1,1 \cdot 10^{-5}$	84,8	Wie MUSA-Studie
M1ABM	$6,7 \cdot 10^{-7}$	5,2	Wie MUSA-Studie
ATWS	$9,1 \cdot 10^{-7}$	6,9	Störfälle mit Versagen der Reaktor-schnellabschaltung
V+BOC	$2,7 \cdot 10^{-7}$	2,1	Störfälle mit Primärcontainment-Bypass
MACR	$1,3 \cdot 10^{-7}$	1,0	Flugzeugabsturz mit (1) Drywell intakt und Reaktor-gebäude zerstört (entspricht M1CM) (2) Drywell und Reaktorgebäude undicht
Total	$1,3 \cdot 10^{-5}$	100	

^a Enthält alle IVR-Zustände gemäss MUSA-Studie (konservative Annahme)

- In der HSK-Analyse wurde kein Schadenszustand IVR berücksichtigt. Solche Zustände sind dadurch charakterisiert, dass es gelingt, den geschmolzenen Kern noch innerhalb des Reaktordruckbehälters ausreichend zu kühlen, um ein Druckbehälterversagen zu verhindern (TMI-Fall). Nach Ansicht der HSK ist es schwierig, die dafür notwendigen Randbedingungen resp. Erfolgskriterien genau zu definieren. Sie hat deshalb diesen möglichen Erfolgsplad nicht berücksichtigt und alle Störfallsequenzen, die zu einem IVR-Schadenszustand führen, dem Schadenszustand M2ABM zugeordnet, d. h. es wird angenommen, dass alle Störfälle mit einer Kernbeschädigung zu einem Kernschmelzen führen. Dieses Vorgehen ist konservativ, d. h. es führt zu ungünstigeren Ergebnissen. In diesen Schadenszustand M2ABM fallen zudem die meisten in der Stufe 1-Analyse der HSK zusätzlich berücksichtigten Störfallsequenzen (z. B. Sequenzen mit erdbebenbedingtem Ausfall der SUSAN-Notstromdiesel). Dies begründet die relativ hohe Häufigkeit für diesen Schadenszustand.

9.3.3.3 Lasten und Versagensmöglichkeiten des Containments

Dem Primär- und Sekundärcontainment (Abb. 3-3) kommt bei einem schweren Unfall als letzte Barriere gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe entscheidende Bedeutung zu. Der Zeitpunkt eines möglichen Containmentversagens oder einer Containmentleckage bestimmt ganz wesentlich den Quellterm, d. h. die Menge der freigesetzten radioaktiven Stoffe. Je länger das Containment intakt bleibt, desto geringer sind die Konsequenzen einer Freisetzung. Es ist deshalb wichtig, mögliche Versagensarten des Containments so gut wie möglich zu kennen.

Als **Versagensmöglichkeiten des Primär- und Sekundärcontainments** bei einem schweren Unfall sind zu berücksichtigen:

- (1) Ueberdruckversagen
- (2) Containmentisoliationsversagen
- (3) Versagen durch direkten Kontakt der flüssigen Kernschmelze mit der Drywellwand (im englischen als "Liner melt through" bezeichnete Versagensart)
- (4) Isolationsversagen des Reaktorkühlkreislafs und dadurch Umgehung des Primärcontainments ("Containment-Bypass", sogenannte V- und BOC-Sequenzen)

Die unbestreitbar wichtigste Versagensart ist ein Ueberdruckversagen. Ein Isolationsversagen des Containments (Punkt (2)) wird in der Ereignisablaufanalyse der Stufe 1-Untersuchung berücksichtigt und ist eine den Anlagenschadenszustand charakterisierende Grösse. Ein Isolationsversagen des Reaktorkühlkreislafs (Punkt (4)) wird in der Stufe 1-Analyse als auslösende Ereignisse BOC (Leitungsbruch ausserhalb des Primärcontainments) und V (Leck an der Hochdruck/Niederdruck-Systemgrenze) berücksichtigt (Tab. 9-3). Die Versagensart (3) wird im Containmentereignisbaum angesprochen, doch kann bereits hier erwähnt werden, dass ein Primärcontainmentversagen durch "Liner

melt through" für Mühleberg unbedeutend ist, dies im Gegensatz zu anderen Siedewasserreaktoranlagen mit Mark I-Containments.

Mittels detaillierter Spannungsanalysen wurde das **Ueberdruckversagen des Primärcontainments** untersucht. Diese Untersuchungen zeigen, dass es zwei Versagensmöglichkeiten gibt, nämlich (1) ein Öffnen durch Abheben des Drywelldeckelflansches und (2) ein massives Versagen der Drywellwand. Der mittlere Versagensdruck, der zu einer Undichtheit im Bereich des Drywelldeckelflansches führt, ist abhängig von der Temperatur in diesem Bereich. Der Grund dafür liegt im Materialverhalten der bei den zur Flanschdichtung verwendeten "O"-Ringe aus Silikonkautschuk. Bei nicht zu hohen Temperaturen sind diese "O"-Ringe noch elastisch und können deshalb in der allerersten Phase der Deckelabhebung den entstehenden Spalt schliessen. Die Elastizität von "O"-Ringen geht aber mit zunehmender Temperatur verloren, so dass die Dichtfunktion der "O"-Ringe mehr und mehr abnimmt. Diese Drywellversagensart ist insofern von Interesse, als sich der Drywelldeckel nach einem Druckabbau wieder senkt und das Primärcontainment somit dicht wird. Dies ist allerdings nur möglich, falls die Deckelbolzen nicht über ihren elastischen Bereich hinaus beansprucht wurden. In diesem Fall wirkt der Drywellflansch wie eine Art Sicherheitsventil, das automatisch eine Ueberdruckabsicherung durch Leckage ermöglicht.

Bei einer Temperatur von 200 °C ist eine Undichtheit im Bereich des Deckelflansches bei einem Druck von 9,5 bar (abs) zu erwarten, bei einer Temperatur von 260 °C reduziert sich dieser Wert auf 6,2 bar (abs). Zum Vergleich: Der Auslegungsdruck für das Primärcontainment beträgt 4,86 bar (abs). Ein massives Versagen der Drywellwand ist erst bei hohem Innendruck möglich. Analysen zeigen, dass der mittlere Versagensdruck dafür etwa 13 bar (abs) beträgt.

Da die Versagensdrücke für ein Abheben des Drywellflansches und für ein massives Drywellversagen mit Unsicherheiten behaftet sind, gibt es rechnerisch eine gewisse Wahrscheinlichkeit, dass ein massives Drywellversagen eintritt, bevor sich der Ueberdruck über die Deckelflanschundichtheit abgebaut hat. Bei tieferen Temperaturen ist diese Wahrscheinlichkeit etwas grösser als bei höheren. Die Möglichkeit eines massiven Drywellversagens wird im Rahmen der Containment-Ereignisbaumanalyse probabilistisch bewertet.

Der geplante Einbau des Druckentlastungssystems mit Filtern (Kap. 9.4) wird die Wahrscheinlichkeit für ein massives Drywellversagen noch weiter reduzieren. Ein solches Versagen wäre nur dann noch denkbar bei Störfällen, bei denen es zu einem sehr schnellen Druckaufbau im Drywell kommt, z. B. als Folge von "Direct Containment Heating" (Kap. 9.3.3.4). Wegen des inertierten Primärcontainments kann ein Ueberdruckversagen durch Wasserstoffverbrennung in Mühleberg ausgeschlossen werden.

Die HSK hat die MUSA-Spannungsanalyse für das Primärcontainment überprüft und konnte deren Ergebnisse durch eigene Rechnungen bestätigen.

Für die Quelltermanalyse von besonderer Bedeutung ist auch die Druckfestigkeit des **Sekundärcontainments** (Reaktorgebäude) bis 1,34 bar (abs) und die Möglichkeit des Druckabbaus über den äusseren Torus, sobald der Druck > 1,06 bar (abs) ist. Ein Reaktorgebäudeversagen wegen Ueberdruck ist höchstens im Falle eines sehr schnellen Druckanstiegs möglich, z. B. bei einer Wasserstoffverbrennung. Die Wahrscheinlichkeit für Ereignisse mit schnellem Druckanstieg ist für Mühleberg aber gering und wird nach dem Einbau der Druckentlastung mit Filtern noch weiter verringert.

Die spezielle Auslegung des KKM-Reaktorgebäudes hat für die Rückhaltung radioaktiver Stoffe in der Anlage entscheidende Vorteile. Sie ist mit ein Grund, dass für die überwiegende Zahl von Kernschmelzunfällen die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung gering ist. Andere Mark I-Anlagen haben weder ein auf Ueberdruck ausgelegtes Reaktorgebäude noch den Freisetzungsweg über den äusseren Torus und den Kamin.

Wie bereits früher erwähnt, hat der Zeitpunkt eines möglichen Primärcontainmentversagens entscheidenden Einfluss auf die freigesetzte Menge radioaktiver Stoffe. Im folgenden sollen die beim RDB-Versagen zu erwartenden **Primärcontainmentlasten** bei Störfällen mit funktionierender Reaktorschnellabschaltung abgeschätzt werden. Entsprechende Analysen müssen mit aufwendigen Rechenprogrammen durchgeführt werden, die den Druckaufbau bis zum und beim RDB-Versagen erfassen können. In der MUSA-Studie sind diese Analysen mit dem Programmsystem BWR/SAR/CONTAIN durchgeführt worden. Die HSK hat den Druckaufbau mit dem Programm MELCOR berechnet. Die Ergebnisse dieser Rechnungen sind in der Tab. 9-11 zusammengestellt. Eingetragen sind auch die entsprechenden Werte für die Anlage Peach Bottom. Aus diesen Ergebnissen ist ersichtlich, dass selbst bei einem sogenannten Hochdruckversagen des Reaktordruckbehälters der Druckanstieg im Primärcontainment unterhalb des Versagensdruckes ($\geq 6,2$ bar (abs)) bleibt. Anders sind die Verhältnisse für die Anlage Peach Bottom, da deren auf die Reaktorleistung bezogenes freies Primärcontainmentvolumen nur halb so gross ist wie in Mühleberg und deshalb auch ein etwa doppelt so grosser Druckanstieg zu erwarten ist. Die in Tab. 9-11 angegebenen Werte sind mit Unsicherheiten behaftet. Aus diesem Grunde gibt es rechnerisch eine gewisse Wahrscheinlichkeit, dass das KKM-Primärcontainment zum Zeitpunkt des RDB-Versagens doch wegen Ueberdruck versagt. Die Wahrscheinlichkeit dafür ist aber < 1 %. Bei einem schweren Unfall ist ein frühes Ueberdruckversagen des Primärcontainments somit gering. Die überwiegende Zahl von Kernschmelzunfällen führt im KKM zu einem späten Primärcontainmentversagen (einschliesslich gezielte Druckentlastung). Durch die Freisetzung nichtkondensierbarer Gase, insbesondere bei der Beton-Schmelze-Reaktion ist ein Druckanstieg im Drywell und damit ein spätes Versagen des Primärcontainments unvermeidlich.

Bei Kernschmelzen infolge Versagen der Reaktorabschnellschaltung (ATWS-Transienten) muss hingegen mit einem frühen Primärcontainmentversagen gerechnet werden. Bei diesen Störfällen ist der Druckaufbau im Primärcontainment durch die Verdampfung des Toruswassers u. U. bereits vor dem Kernschmelzen und RDB-Versagen ausreichend, um den Drywellflansch abzuheben. Die HSK hat in

ihren eigenen Rechnungen deshalb bei allen durch ATWS ausgelösten Kernschmelzunfällen ein frühes Primärcontainmentversagen unterstellt, d. h. das Primärcontainment ist bereits undicht, bevor der RDB versagt.

Abschliessend seien noch einige besondere Eigenschaften des KKM-Primärcontainments zusammengestellt und mit den Daten einer typischen BWR/4-Anlage mit einem Mark I-Containment verglichen. Als Vergleichsanlage dient das KKW Peach Bottom, das 1974 den Betrieb aufnahm. In Tab. 9-12 sind einige wichtige Anlagedaten zusammengestellt. Aus diesem Vergleich lassen sich unabhängig von einer aufwendigen Analyse einige wichtige Folgerungen ziehen:

- Die relative Wärmeaufnahmefähigkeit des Toruswassers (Toruswasservolumen pro Leistung) ist im KKM 1,7mal grösser als in Peach Bottom. In Mühleberg kann somit über eine wesentlich längere Zeit Energie in den Torus eingebracht werden, bevor das Wasser zu sieden beginnt.
- Das leistungsbezogene freie Primärcontainmentvolumen ist im KKM doppelt so gross wie in Peach Bottom. Entsprechend langsamer ist im KKM der Druckanstieg bei einem Störfall.
- Das Verhältnis Zirkaloymasse/Freies Primärcontainmentvolumen ist in Mühleberg nur halb so gross wie in Peach Bottom. Entsprechend geringer ist ein möglicher Druckaufbau im Primärcontainment als Folge der Zirkon-Wasser-Reaktion (Bildung von Wasserstoff).
- Mühleberg verfügt über einen grossen Drywellsumpf (Abb. 3-3). Im Falle eines RDB-Versagens würde der gesamte geschmolzene Kern darin aufgenommen, ohne mit der Drywellwand in Kontakt zu kommen. Dadurch kann ein frühes Versagen der Drywellwand durch "Liner melt through" für Mühleberg ausgeschlossen werden.

In Peach Bottom ist das Sumpfvolumen zu klein, um den gesamten geschmolzenen Kern aufzunehmen. Bei einem RDB-Versagen ist deshalb mit grosser Wahrscheinlichkeit ein frühes Primärcontainmentversagen durch "Liner melt through" zu erwarten. Gemäss NUREG-1150-Ergebnissen ist wegen dieser Versagensart in Peach Bottom in mehr als 80 % aller Kernschmelzunfälle mit einem frühen Primärcontainmentversagen zu rechnen.

Dieser Vergleich zeigt, dass das KKM-Containment einige sehr vorteilhafte Eigenschaften besitzt, welche die Konsequenzen schwerer Unfälle wesentlich lindern.

9.3.3.4 Containment-Ereignisbaumanalyse

Wie bereits in der Einleitung bemerkt, werden mit der Containment-Ereignisbaumanalyse die möglichen Freisetzungspfade innerhalb der Anlage probabilistisch bewertet. Das Vorgehen ist ganz analog zur Ereignisablaufanalyse der Stufe 1-Analyse (Kap. 9.2.1). Als sogenannte Hauptereignisse werden im Containment-Ereignisbaum in chronologischer Reihenfolge alle physikalisch/chemischen Prozesse und Phänomene sowie anlageinterne Notfallmassnahmen aufgeführt, die den Transport der radioakti-

Tab. 9-11: Druckanstieg im Primärcontainment bei einem RDB-Versagen unter hohem Druck

	Druckanstieg (bar (rel))			
	MUSA-Studie	HSK-Rechnung	KKM-PB ¹	Peach Bottom
Druckanstieg bis zum RDB-Versagen	1,52	1,72	1,17	2,07
Druckanstieg beim RDB-Versagen ohne DCH ²	2,48	2,28	2,96	5,24
Totaler Druckanstieg ohne DCH und EVSE	4,00	4,00	4,13	7,31
Druckanstieg durch DCH und EVSE ³	NA ⁵	NA	0,83	1,45
Totaler Druckanstieg mit DCH und EVSE ⁴	4,83	4,83	4,96	8,76

¹ KKM-PB: Peach Bottom Ergebnisse auf Mühleberg skaliert entsprechend den Verhältnissen Brennstoffmasse / freies Primärcontainmentvolumen

² DCH: Direct Containment Heating (direktes Aufheizen der Primärcontainmentatmosphäre beim RDB-Versagen)

³ EVSE: Ex-Vessel Steam Explosion (Dampfexplosion im Primärcontainment beim RDB-Versagen)

⁴ der Wert von 0,83 bar für den DCH- und EVSE-Betrag wurde zu den Ergebnissen der MUSA-Studie und HSK-Rechnung addiert

⁵ NA: nicht analysiert

Tab. 9-12: Vergleich wichtiger Anlagendaten von KKM und Peach Bottom 2

Größen, die das Anlageverhalten bei schweren Unfällen wesentlich bestimmen	Mühleberg	Peach Bottom
Reaktorleistung (MWt)	1097	3293
Volumen (m ³)		
. Reaktorkühlkreislauf	114	334
. Toruswasser	2200	3900
. Drywell	3100	4800
. Torusgasraum	2050	3233
. Primärcontainment	5150	8033
. Reaktorgebäude	48'000	58'100
. Wasser äusserer Torus	1000	nicht vorhanden
. Drywellsumpf	12,5	6,1
Brennstoffmasse UO ₂ (kg)	48'480	155'580
Brennstoffvolumen (m ³)	4,7	15
Zirkaloymasse (kg)	19'700	64'680
Zirkaloyvolumen (m ³)	3,0	9,8
Verhältnis:		
. Vol. Reaktorkühlkreislauf/Leistung (m ³ /MW)	0,1	0,1
. Toruswasservol./Leistung (m ³ /MW)	2,0	1,2
. Freies Primärcontainmentvol. /Leistung (m ³ /MW)	4,7	2,3
. Reaktorgebäudevol./Leistung (m ³ /MW)	44,0	17,6
. Zirkaloymasse/Freies Primärcontainmentvol. (kg/m ³)	3,9	8,1
. Brennstoffmasse/Freies Primärcontainmentvol. (kg/m ³)	9,5	19,4
. Vol. geschmolzener Kern/Vol. Drywellsumpf	0,6	3,8

* Drywellvolumen + Torusgasraumvolumen

ven Stoffe innerhalb der Anlage wesentlich beeinflussen. Für jedes Hauptereignis wird eine Verzweigungswahrscheinlichkeit angegeben, die ein Mass für den Erfolg resp. das Versagen der Containmentsysteme und Notfallmassnahmen oder die Eintretenswahrscheinlichkeit für bestimmte physikalisch/chemische Phänomene und Prozesse darstellt.

In der MUSA-Studie sind insgesamt 18 Hauptereignisse resp. Hauptfragen im Containment-Ereignisbaum berücksichtigt, effektiv werden aber nur 16 quantitativ ausgewertet. Theoretisch führt dies zu rund 65'000 verschiedenen Störfallsequenzen. Da aber nicht für jede Störfallsequenz jedes Hauptereignis berücksichtigt werden muss, reduziert sich die Zahl der zu betrachtenden Sequenzen. In der MUSA-Studie sind für jeden Anlageschadenzustand rund 8600 verschiedene Störfallablaufsequenzen berücksichtigt worden.

Die 16 Hauptfragen des Ereignisbaumes können in 4 Gruppen unterteilt werden, nämlich (1) in Fragen zum Kernschmelzvorgang bis zum RDB-Versagen, (2) in Fragen zum RDB-Versagen und dessen Auswirkung auf das Primärcontainment, (3) in Fragen zum langfristigen Verhalten des Primärcontainments und (4) in Fragen zum Verhalten des Reaktorgebäudes.

In der ersten Phase (Gruppe (1)-Fragen) des Kernschmelzablaufs interessieren vor allem Versagensmöglichkeiten des Containments (z. B. Isolationsversagen) sowie mögliche Transportpfade, die den Torus umgehen. Von Interesse ist auch die Frage, ob der Reaktordruckbehälter vor dessen Versagen druckentlastet werden kann. Im Containment-Ereignisbaum werden diese Problemstellungen mit 6 Hauptfragen probabilistisch erfasst.

Beim eigentlichen RDB-Versagen ist der dadurch bewirkte Druckanstieg im Primärcontainment die entscheidende Frage. 3 Fragestellungen bewerten deshalb den Einfluss des sogenannten "direkten Energieeintrags" ("Direct Containment Heating" - DCH) und einer möglichen Dampfexplosion (EVSE), die beide zu einem sehr schnellen Druckanstieg führen können. Der heutige Kenntnisstand zu diesen komplexen Phänomenen ist noch begrenzt. Insbesondere ist nicht eindeutig klar, unter welchen Bedingungen überhaupt ein DCH oder eine Dampfexplosion möglich ist. Die meisten heute bekannten Theorien und Experimente zu diesen Phänomenen zeigen, dass sie sehr unwahrscheinlich sind und nur unter ganz speziellen Randbedingungen auftreten können. Trotz dieser beschränkten Kenntnisse über die genauen physikalisch/chemischen Phänomene bei diesen Prozessen lässt sich der zu erwartende Druckanstieg im Primärcontainment abschätzen. Wie in Kap. 9.3.3.3 ausgeführt, ist dieser Druckanstieg für Mühleberg etwa 0,9 bar (rel) und der totale Druckanstieg beim RDB-Versagen etwa 3,3 bar (rel). Da der mittlere Versagensdruck $\geq 6,2$ bar (abs) ist, ist die Wahrscheinlichkeit eines frühen Containmentversagens wegen zu hohem Druck sehr klein. Aus diesem Grunde beeinflussen die noch nicht ausreichenden Kenntnisse zum DCH und zur Dampfexplosion auch die Quantifizierung des Containment-Ereignisbaumes kaum.

Insgesamt 5 Hauptfragen betreffen das langfristige Verhalten des Primärcontainments nach dem RDB-Versagen. Dazu gehören Fragen zum "Liner melt through", zur gezielten Druckentlastung, zur Möglichkeit einer Umgehung des Torus für die bei der Beton-Schmelze-Reaktion freigesetzten radioaktiven Stoffe sowie Fragen zur Dichtheit des Containments.

Die Fragen zum Zustand des Reaktorgebäudes während des Störfalls betreffen dessen Dichtheit (Isolation) sowie die Möglichkeit einer Wasserstoffverbrennung im Reaktorgebäude.

Die HSK hat diesen in der MUSA-Studie verwendeten Containment-Ereignisbaum qualitativ und quantitativ überprüft. Sie ist der Meinung, dass alle den Störfallablauf und Transport radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage massgeblich beeinflussenden Effekte berücksichtigt sind. Eine unabhängige Auswertung mit einem eigenen Rechenprogramm unter Verwendung der in der MUSA-Studie berücksichtigten Verzweigungswahrscheinlichkeiten hat die Ergebnisse der Containment-Ereignisbaumanalyse bestätigt.

Die HSK hat für ihre Überprüfung zusätzlich einen eigenen Containment-Ereignisbaum entwickelt, der im wesentlichen dieselben Hauptfragen berücksichtigt wie in der MUSA-Studie. Für die Verzweigungswahrscheinlichkeiten wurden zum Teil etwas verschiedene Werte verwendet, insbesondere um eine gewisse Konservativität bei nur auf Expertenmeinung abgestützten Werten zu berücksichtigen. Die zwei wichtigsten Beispiele sind:

- (1) Falls die Kernschmelze den Beton am Drywellboden (Drywellsumpl) so weit durchgeschmolzen hat, dass die Drywellwand verletzt wird, besteht die Gefahr einer Freisetzung radioaktiver Stoffe ins Reaktorgebäude durch im restlichen Beton vorhandene Spalte. Solche Spalte können aber durch die Einwirkung der Schmelze selbst wieder verschlossen werden, so dass es nicht zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe ins Reaktorgebäude kommt. Die HSK hat diese Möglichkeit in ihren Rechnungen nicht berücksichtigt und geht davon aus, dass im Falle einer Verletzung der Drywellwand durch die Kernschmelze immer eine Freisetzung radioaktiver Stoffe ins Reaktorgebäude erfolgt (konservative Annahme).
- (2) Die Möglichkeit einer Druckentlastung des Primärcontainments in den äusseren Torus war im KKM schon immer vorhanden (Kap. 9.4). Ihr Erfolg bei Störfällen, bei denen der Primärcontainmentdruck rasch ansteigt und die Primärcontainmenttemperatur hoch ist, ist aber nach Ansicht der HSK ungewiss. Der Grund liegt vor allem darin, dass wegen der hohen Temperatur ein Primärcontainmentversagen eintreten kann, bevor die Druckentlastung eingeleitet ist. Aus diesem Grunde hat die HSK in ihrer Rechnung die Wahrscheinlichkeit für den Erfolg dieser Notfallmassnahme nur mit 50 % bewertet. In der MUSA-Studie wird dafür eine 90 %-Erfolgswahrscheinlichkeit angenommen.

Mit dem neu zu installierenden Druckentlastungssystem mit Filtern (Kap. 9.4) wird sich die Erfolgswahrscheinlichkeit für eine Druckentlastung wesentlich verbessern. Wie in Kap. 9.3.3.5 noch gezeigt wird, hat die gezielte Druckentlastung auf den Quellterm und damit auf die Konsequenzen für die Umgebung des KKM keinen wesentlichen Einfluss. Der Grund liegt in den günstigen Eigenschaften des Reaktorgebäudes für die Rückhaltung radioaktiver Stoffe. Aus diesem Grunde sind für die Risikoermittlung die verwendeten Verzweigungswahrscheinlichkeiten für die gezielte Primärcontainmentdruckentlastung nicht entscheidend.

In Tab. 9-13 sind **Ergebnisse** der Containment-Ereignisbaumanalyse zusammengestellt. Angegeben ist die relative Häufigkeitsverteilung der möglichen Containmentversagensarten. Dazu ist folgendes zu bemerken:

- Die HSK hat in ihren Rechnungen, wie bereits früher erwähnt, Störfälle mit Umgehung des Primärcontainments (V+BOC-Sequenzen) und ATWS-Störfälle berücksichtigt. Letztere führen zu einem Containmentversagen bereits vor dem eigentlichen RDB-Versagen. Diese Annahme ist konservativ und wurde in den HSK-Rechnungen berücksichtigt, um den Einfluss der ATWS-Störfälle auf die Quellterme umhüllend abzudecken.
- Die relative Häufigkeit für ein spätes Primärcontainmentversagen ist gemäss HSK-Rechnung etwas grösser als gemäss MUSA-Studie. Der Grund dafür liegt vor allem in den beiden oben diskutierten Änderungen von Verzweigungswahrscheinlichkeiten im Zusammenhang mit der "Liner melt Through"-Problematik und der Druckentlastung des Primärcontainments.
- Die HSK hat, wie bereits früher erwähnt, der Möglichkeit einer Beendigung des Kernschmelzvorgangs noch innerhalb des Reaktordruckbehälters durch geeignete Notfallmassnahmen (Kernkühlung wieder aktiviert) keinen Kredit eingeräumt. Diese Annahme ist konservativ, indem erfolgreiche Notfallmassnahmen wie zum Beispiel beim TMI-Unfall nicht berücksichtigt werden.

Diese Annahme begründet u. a. die relativ zur MUSA-Studie grosse Häufigkeit für ein "Versagen" des Primärcontainments durch bewusstes Druckentlasten (Venting).

- Aus den Ergebnissen der Tab. 9-13 nicht ersichtlich sind die Versagensmöglichkeiten des Reaktorgebäudes. In der Containment-Ereignisbaumanalyse wird unterstellt, dass bei einem massiven Primärcontainmentversagen auch das Reaktorgebäude zerstört wird (konservative Annahme sowohl in der MUSA-Studie als auch in der HSK-Rechnung). Zusätzlich gibt es für jede Störfallsequenz eine gewisse Wahrscheinlichkeit, dass die Reaktorgebäudeisolation versagt.

Ein weiteres Ergebnis der Containment-Ereignisbaumanalyse ist die relative Verteilung für jeden Anlageschadenszustand ("auslösendes Ereignis") auf die rund 8600 Endzustände des Ereignisbaumes. In der Praxis ist allerdings eine so grosse Zahl von Endzuständen nicht notwendig. Aus diesem Grunde werden analog zur Bildung von Anlageschadenszuständen sogenannte Freisetzungskatego-

Tab. 9-13: Ergebnis der Containment-Ereignisbaumanalyse: Anteile der verschiedenen Containment-Versagensarten

Versagensart:	MUSA-Ergebnis	HSK-Ergebnis	Peach Bottom-Analyse	
			4,5 · 10 ⁻⁶ (nur interne Ereignisse)	1,0 · 10 ⁻⁴ (Total)
Kernschadenshäufigkeit pro Jahr (aus Tab. 9-10 resp. NUREG-1150)	6,1 · 10 ⁻⁶	1,3 · 10 ⁻⁵		
Primärcontainment-Bypass (V+BOC)		2,1 %		
Versagen des Primärcontainments vor RDB-Versagen		7,0 %		
Frühes Primärcontainment- versagen (beim RDB-Versagen)	0,7 %	0,6 %	55,7 %	84,5 %
Spätes Primärcontainmentversagen	3,1 %	7,3 %	5,0 %	8,1 %
Druckentlasten des Primär- containments ("Venting")	74,8 %	83,0 %	11,0 %	1,4 %
Primärcontainment dicht (keine Freisetzung)	21,4 %	0 %	28,3 %	6,0 %

* Dieser Zustand bedeutet eine ausreichende Kühlung des bereits geschmolzenen Kerns noch innerhalb des Reaktordruckbehälters (TMI-Fall). Dieser Möglichkeit wurde in der HSK-Rechnung keinen Kredit gegeben (konservative Annahme).

rien gebildet, die durch typische, die Unfallfolgenanalyse charakterisierende Parameter definiert werden.

Jeder Endzustand des Containment-Ereignisbaumes wird einer dieser Freisetzungskategorien zugeordnet. In der MUSA-Studie sind insgesamt 30 verschiedene Freisetzungskategorien berücksichtigt. Unterscheidungsmerkmale dieser Freisetzungskategorien sind (1) der Reaktordruck beim RDB-Versagen (hoch/niedrig), (2) der Zustand des Primärcontainments (intakt, bewusst druckentlastet, spätes Ueberdruckversagen, Versagen durch "Liner melt through", frühes Ueberdruckversagen, Versagen vor dem RDB-Durchschmelzen), (3) Art des Primärcontainmentversagens (massives Versagen oder Drywelldeckflansch-Leckage), (4) Rückhaltung im Torus (ja/nein) und (5) Zustand des Reaktorgebäudes (dicht/undicht). Alle möglichen sinnvollen Kombinationen dieser Unterscheidungsmerkmale definieren die Freisetzungskategorien.

Aufgrund der quantitativen Auswertung des Containment-Ereignisbaumes sind aber nur einige wenige Freisetzungskategorien wichtig. In Tab. 9-14 ist als Beispiel für den häufigsten Anlageschadenzustand M2ABM (Tab. 9-10) die entsprechende relative Verteilung auf die Freisetzungskategorien zusammengestellt. Daraus ist ersichtlich, dass bei sogenannten "Niederdrucksequenzen" (Reaktordruck beim RDB-Versagen niedrig) das Primärcontainment in über 90 % der Fälle druckentlastet ("Venting") wird und die radioaktiven Stoffe im Torus weitgehend zurückgehalten werden. Die Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Torus ist abhängig vom speziellen Unfallablauf, von der Aerosolart, dem geometrischen Aufbau der Einblaseröhre, usw. Solange das Toruswasser nicht siedet, sind bei Einleitung radioaktiver Stoffe in den Torus über Lochrohrdüsen Rückhaltefaktoren (Dekontaminationsfaktoren) von 1000 und höher erreichbar, bei Einleitung über die Ueberströmlleitungen Werte von etwa 10 bis 100. Dank der grossen Wasservorlage im KKM dauert es für Störfälle mit Reaktorwasserabschaltung selbst bei Verlust der Toruskühlsysteme mehr als 24 Stunden, bis das Toruswasser so weit erwärmt ist, dass es zu kochen beginnt. Die Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Torus ist deshalb in Mühleberg besonders gut. Dies ist insofern von Bedeutung, als über 80 % aller Störfälle, die zu einem RDB-Versagen führen, "Niederdrucksequenzen" sind. Gemäss HSK-Rechnung führen gegen 5 % aller "Niederdrucksequenzen" zu einem späten Primärcontainmentversagen als Folge des Durchschmelzens von Beton und Drywellwand. Der Grund dafür liegt darin, dass die HSK, wie bereits früher erwähnt, in ihren Rechnungen annimmt, dass eine Verletzung der Drywellwand immer zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe ins Reaktorgebäude führt. Diese Annahme ist konservativ, da eine Verletzung der Drywellwand in ihrem einbetonierten Bereich (Abb. 3-3) nicht notwendigerweise zu einer Undichtheit des Drywells führen muss. In der MUSA-Studie ist dieser Umstand berücksichtigt und probabilistisch bewertet worden. Der Einfluss dieser unterschiedlichen Annahmen auf den Quellterm, d. h. auf die Menge der freigesetzten radioaktiven Stoffe, ist aber, wie die detaillierten Rechnungen zeigen, unbedeutend.

Tab. 9-14: Prozentualer Anteil der Freisetzungskategorien für den Anlageschadenzustand M2ABM^a

Freisetzungskategorie		Bemerkung	MUSA-Ergebnis	HSK-Ergebnis
MUSA ^b	HSK ^c			
LVS	10	Venting, Rückhaltung im Torus	96,5 %	92,4 %
LVU	9	Venting, keine Rückhaltung im Torus	1,5 %	1,4 %
LDCSM	8	Spätes Ueberdruckversagen durch Drywell-Deckflanschleckage, Rückhaltung im Torus und Reaktorgebäude	0,9 %	0,9 %
LDCSB	6	wie LDCSM, aber keine Rückhaltung im Reaktorgebäude	0,3 %	0,5 %
LECSM	NA	wie LDCSM, aber frühes Primärcontainmentversagen	0,6 %	0,1 %
LECUM	NA	frühes Ueberdruckversagen durch Drywell-Deckflanschleckage, keine Rückhaltung im Torus	0,2 %	0,02 %
LDTSM	8	spätes Drywellversagen durch "Liner melt through", Rückhaltung im Torus und Reaktorgebäude	-	4,6 %

a Definition siehe Tab. 9-10

b Bezeichnungen gemäss MUSA-Studie

c Bezeichnung gemäss HSK-Studie, Tab. 9-15

NA Nicht berücksichtigt

Auch für die anderen Anlagenschadenszustände M1ABM und M1CM (Tab. 9-10) ist die Übereinstimmung der Ergebnisse zwischen der MUSA- und HSK-Containment-Ereignisbaumanalyse gut. Es sind keine die Unfallfolgerechnungen beeinflussende Unterschiede feststellbar.

9.3.3.5 Quelltermanalysen

Wie bereits in Kap. 9.3.3.4 erwähnt, sind für die Risikobewertung der Anlage nicht alle in der Containment-Ereignisbaumanalyse definierten Freisetzungskategorien von Bedeutung. Aufgrund ihrer eigenen Analyse hat die HSK 10 Freisetzungskategorien für die Quelltermanalyse berücksichtigt, die in Tab. 9-15 zusammengestellt sind. Damit werden 99,5 % aller zur gesamten Kernschadenshäufigkeit (Tab. 9-7) beitragenden Unfallabläufe erfasst. Der Risikobeitrag der nicht berücksichtigten Unfälle ist unbedeutend.

Die ersten 4 Freisetzungskategorien berücksichtigen Störfälle, bei denen ein Primärcontainmentversagen vor dem RDB-Durchschmelzen auftritt. Von Bedeutung sind vor allem die Primärcontainment-Bypass- und ATWS-Störfälle. Diese 4 Freisetzungskategorien sind in der MUSA-Studie wegen des in Kap. 9.3.3.2 erwähnten "Abschneidekriteriums" nicht berücksichtigt.

Die 6 übrigen Freisetzungskategorien berücksichtigen Störfälle, die zu einem "späten" Primärcontainmentversagen führen. "Spät" bedeutet hierbei, dass das Primärcontainmentversagen einige Stunden nach dem RDB-Versagen auftritt. Die einzelnen Kategorien unterscheiden sich vor allem in der Versagensart des Reaktordruckbehälters (Hochdruck/Niederdruck) und der möglichen, teilweisen Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Toruswasser und im Reaktorgebäude. Besonders zu beachten ist, dass für die sogenannten "Venting"-Kategorien (Kategorie 9 und 10) in der HSK-Analyse keine Rückhaltung radioaktiver Stoffe im äusseren Torus angenommen wird. Diese Annahme ist konservativ und führt zu höheren Freisetzungsraten. In der MUSA-Studie sind Quelltermanalysen für die Freisetzungskategorien 5 - 8 und für die Störfallsequenz M1ABMLP (gemäss MUSA-Notation) durchgeführt worden. Die Sequenz M1ABMLP trägt gemäss MUSA-Studie weniger als 0,1 % zur Kernschadenshäufigkeit bei. Zudem handelt es sich um einen Störfallablauf mit spätem Containmentversagen und teilweiser Rückhaltung der radioaktiven Stoffe im Torus und Reaktorgebäude. Risikomässig ist diese Störfallsequenz deshalb unbedeutend. In der HSK-Rechnung ist diese Unfallsequenz der Freisetzungskategorie 8 zugeordnet.

Die Quelltermanalysen der MUSA-Studien wurden mit den Rechenprogrammen BWRSAR, TRAPMERG und CONTAIN durchgeführt. Diese Computerprogramme sind für die Analyse schwerer Unfälle in Siedewasserreaktoren vom Oak Ridge National Laboratory im Auftrag der NRC entwickelt worden und entsprechen dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Die HSK hat ihre Quelltermanalysen vorwiegend mit dem Rechenprogramm MELCOR durchgeführt. MELCOR wurde im Auftrag der amerikanischen Sicherheitsbehörde entwickelt und ist zur Analyse schwerer Unfälle in

Tab. 9-15: Für die Quelltermanalyse berücksichtigte Freisetzungskategorien (HSK-Rechnung)

Freisetzungskategorie	Charakterisierung	Anlagenschadenszustand	Anteil an den einzelnen Anlagenschadenszuständen	Anteil an totaler Kernschadenshäufigkeit
1	Keine Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Primärcontainment ("Bypass"-Sequenzen), Reaktorgebäude intakt	V+BOC	100 %	2,1 %
2	Drywell beschädigt vor dem RDB-Versagen, Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Torus, Reaktorgebäude zerstört	MACR	10 %	0,1 %
3	Dryweldeckelflansch-Leckage vor dem RDB-Versagen, keine Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Torus und Reaktorgebäude	ATWS	6 %	0,4 %
4	Wie Kat. 3, aber mit Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Reaktorgebäude	ATWS	94 %	6,5 %
5	RDB-Versagen bei hohem Primärkreislaufdruck, spätes Primärcontainmentversagen, Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Torus, keine Rückhaltung im Reaktorgebäude	M1ABM	6,5 %	0,4 %
6	Wie Kat. 5, aber mit RDB-Versagen bei niedrigem Primärkreislaufdruck	M1ABM M2ABM MACR	2,8 % 0,5 % 88,0 %	1,3 %
7	RDB-Versagen bei hohem Primärkreislaufdruck, spätes Primärcontainmentversagen, Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Torus und Reaktorgebäude	M1ABM	15,1 %	0,8 %

Tab. 9-15: Für die Quelltermanalyse berücksichtigte Freisetzungskategorien (Forts.)
(HSK-Rechnung)

Freisetzungskategorie	Charakterisierung	Anlageschadenszustand*	Anteil an den einzelnen Anlageschadenszuständen	Anteil an totaler Kernschadenshäufigkeit
8**	Wie Kat. 7, aber RDB-Versagen bei niedrigem Primärkreislaufdruck	M2ABM	5,6 %	4,8 %
9	RDB-Versagen bei niedrigem Primärkreislaufdruck, Primärcontainment gezielt druckentlastet ("Venting", Kap. 9.3.3.4)), keine Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Torus und im äusseren Torus berücksichtigt	M2ABM M1ABM	1,4 % 1,0 %	1,3 %
10	Wie Kat. 9, aber mit Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Torus	M2ABM M1ABM	92,4 % 66,0 %	81,8 %

9-58

Total 99,5 %

* Bezeichnung gemäss Tab. 9-10

** Der Freisetzungskategorie 8 ist auch ein Primärcontainmentversagen durch "Liner melt through" zugeordnet (LDCSM + LDSTM gemäss Tab. 9-14)

9-59

Siedewasser- und Druckwasserreaktoren geeignet. Teile der Rechenprogramme BWRSAR und CONTAIN sind als Unterprogramme auch in MELCOR enthalten. Die für die MUSA-Studie und die HSK-Analyse verwendeten Rechenprogramme sind sehr umfangreich und komplex. Für eine einzige Quelltermanalyse wird selbst auf schnellen Grossrechnern mehrere Stunden Rechenzeit benötigt. Dieser Aufwand ist notwendig, um alle physikalisch/chemischen Phänomene und Prozesse vom Beginn des Kernschmelzens bis zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung zu erfassen. Die HSK hat für gewisse Sensitivitätsuntersuchungen ein vereinfachtes Rechenprogramm verwendet. Entscheidende, den Quellterm wesentlich beeinflussende Grössen wurden aus MELCOR-Analysen übernommen und sind als Eingabeparameter in das vereinfachte Programm eingeflossen. Zudem wurde durch umfangreiche Vergleichsrechnungen mit dem vereinfachten Programm und MELCOR nachgewiesen, dass die Ergebnisse der beiden Programme im Rahmen der zu erwartenden Unsicherheiten gut übereinstimmen.

Die **Ergebnisse** der Quelltermanalysen sind in der Tab. 9-16 zusammengestellt. Für jede der 10 Freisetzungskategorien sind die Medianwerte (50 %-Vertrauenswerte) der relativen Freisetzungsmengen angegeben. Es werden 8 Gruppen radioaktiver Nuklide unterschieden, und für jede Gruppe wurde der Bruchteil des Kerninventars berechnet, der in die Umgebung freigesetzt wird. Ein radioaktiver Zerfall ist nicht berücksichtigt. Zu diesen Ergebnissen ist folgendes zu erwähnen:

- Die höchsten Freisetzungsmengen sind für Störfälle mit Umgehung des Primärcontainments zu erwarten (Kat. 1). Dies ist nicht erstaunlich, ist doch ein Hauptzweck des Primärcontainments gerade die Rückhaltung radioaktiver Stoffe bei Störfällen. Bei Ausfall dieser wichtigen Barriere ist deshalb eine hohe Freisetzung zu erwarten.

Die Häufigkeit solcher "Bypass"-Sequenzen (insbesondere V-Sequenzen) ist nach HSK-Rechnung $2,7 \cdot 10^{-7}$ /Jahr (Tab. 9-10). Diese Zahl ist mit grossen Unsicherheiten behaftet. In der MUSA-Studie wird eine Häufigkeit von $1,5 \cdot 10^{-8}$ /Jahr errechnet. Zur Berechnung der Eintrittshäufigkeit der "V"-Sequenzen muss die Häufigkeit bekannt sein, mit welcher eine bestimmte Leckage an einer Rückschlagarmatur oder einem motorgesteuerten Ventil (MOV) auftritt. Diese Häufigkeit wird aus experimentellen Daten abgeleitet, doch ist die dafür vorhandene Datenbasis sehr beschränkt. Dies ist die eigentliche Ursache für die grosse Unsicherheit bei der Bestimmung der Eintrittshäufigkeit von "V"-Sequenzen. Je nach verwendeter Datenbasis können grössere Unterschiede auftreten (Kap. 9.3.2.1)

- Der Quellterm für ATWS-Störfälle (Kat. 3 und 4) ist nur dann relativ hoch, falls das Reaktorgebäude beim Störfall undicht ist (Kat. 3). Die mittlere Häufigkeit für solche Ereignisse ist mit etwa $5 \cdot 10^{-8}$ /Jahr aber sehr gering. Bleibt das Reaktorgebäude bei einem ATWS-Störfall dicht, ist der Quellterm klein (Kat. 4). Dies zeigt deutlich die besonders günstigen Eigenschaften des Reaktorgebäudes zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe. Zu erwähnen ist zudem, dass sich durch vorgese-

Tab. 9-16: Ergebnisse der Quelltermanalysen (HSK-Analyse und MUSA-Ergebnisse für Kategorie 5-8)

Freisetzungskategorie	Häufigkeit (pro Jahr)	%Anteil an der totalen Kernschadens- häufigkeit	Beginn der Freisetzung (Std. nach Störfall- beginn)	Innerhalb der ersten 24 Stunden nach Störfallbeginn freigesetzter Anteil des Kerninventars (Medianwert)							
				Kr-Xe	Br-I	Cs-Rb	Te-Sb	Ba-Sr	Ru ¹	La ²	Ce ³
1	2,7 · 10 ⁻⁷	2,1	2,5	0,87	0,082	0,091	0,062	0,033	4 · 10 ⁻⁴	5 · 10 ⁻⁴	2 · 10 ⁻⁵
2	1,3 · 10 ⁻⁸	0,1	0,5	0,72	0,009	0,010	0,015	0,017	5 · 10 ⁻⁴	7 · 10 ⁻⁴	3 · 10 ⁻⁵
3	4,6 · 10 ⁻⁸	0,4	6,5	0,77	0,015	0,017	0,012	0,011	3 · 10 ⁻⁴	4 · 10 ⁻⁴	1 · 10 ⁻⁵
4	8,6 · 10 ⁻⁷	6,5	6,5	0,09	1 · 10 ⁻³	1 · 10 ⁻³	1 · 10 ⁻³	1 · 10 ⁻³	2 · 10 ⁻⁵	3 · 10 ⁻⁵	1 · 10 ⁻⁶
5 (MUSA)	4,3 · 10 ⁻⁸	0,4	8	0,97	3 · 10 ⁻³	3 · 10 ⁻³	0,022	0,017	3 · 10 ⁻⁴	4 · 10 ⁻⁴	1 · 10 ⁻⁵
6 (MUSA)	1,7 · 10 ⁻⁷	1,3	18	NA	2 · 10 ⁻³	5 · 10 ⁻³	1 · 10 ⁻³	2 · 10 ⁻³	vern.	7 · 10 ⁻⁷	NA
7 (MUSA)	1,0 · 10 ⁻⁷	0,8	8	0,88	6 · 10 ⁻⁶	6 · 10 ⁻⁶	3 · 10 ⁻⁴	2 · 10 ⁻⁴	6 · 10 ⁻⁶	8 · 10 ⁻⁶	3 · 10 ⁻⁷
8 (MUSA)	6,0 · 10 ⁻⁷	4,8	18	NA	1 · 10 ⁻⁴	1 · 10 ⁻⁵	3 · 10 ⁻⁴	8 · 10 ⁻⁵	vern.	3 · 10 ⁻⁸	NA
9	1,7 · 10 ⁻⁷	1,3	18	0,06	2 · 10 ⁻⁷	2 · 10 ⁻⁷	7 · 10 ⁻⁶	6 · 10 ⁻⁶	2 · 10 ⁻⁷	2 · 10 ⁻⁷	9 · 10 ⁻⁹
10	1,1 · 10 ⁻⁵	81,8	18	NA	2 · 10 ⁻⁶	3 · 10 ⁻⁶	2 · 10 ⁻⁶	1 · 10 ⁻⁶	vern.	vern.	NA
				0,99	2 · 10 ⁻⁴	2 · 10 ⁻⁴	2 · 10 ⁻³	2 · 10 ⁻³	4 · 10 ⁻⁵	6 · 10 ⁻⁵	2 · 10 ⁻⁶
				0,99	1 · 10 ⁻⁵	1 · 10 ⁻⁵	4 · 10 ⁻⁴	3 · 10 ⁻⁴	8 · 10 ⁻⁶	1 · 10 ⁻⁵	4 · 10 ⁻⁷

NA: Werte nicht angegeben
vern.: vernachlässigbar klein ($< 10^{-10}$)
1 enthält auch Rh, Co, Nb, Mo, Tc
2 enthält auch Y, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Tb, Am, Cm
3 enthält auch Zr, Np, Pu

hene Anlageänderungen die Häufigkeit von ATWS-Störfällen etwa um einen Faktor 3 reduzieren wird (Kap. 8.2.1.8 und 9.3.2.1).

- Flugzeugabstürze direkt auf das Reaktorgebäude, selbst mit Beschädigung des Primärcontainments, sind risikomässig nicht von Bedeutung (Kat. 2 und 6).
 - Die Übereinstimmung zwischen den MUSA- und HSK-Ergebnissen ist angesichts der Komplexität solcher Quelltermrechnungen und der bei solchen Analysen unvermeidlichen Unsicherheiten befriedigend. Wichtig ist vor allem, dass die Freisetzungssanteile für I und Cs, die für die Strahlenbelastung massgebend sind, keine zu grossen Abweichungen aufweisen. Für Freisetzungssanteile $< 10^{-3}$ sind grössere Abweichungen kaum vermeidbar. Die Konsequenzen solcher Unterschiede sind aber nicht wesentlich.
 - Die Freisetzungssanteile für die beiden "Venting"-Kategorien (Kat. 9 und 10) sind relativ hoch. Der Grund dafür liegt in der Annahme, dass radioaktive Stoffe im äusseren Torus nicht zurückgehalten werden. Diese Annahme ist selbst für den heutigen Anlagezustand konservativ, da eine gewisse Rückhaltung im Wasser des äusseren Torus stattfinden wird. Mit der Installation des speziellen Druckentlastungssystems mit Filtern (Kap. 9.4) wird die Rückhaltung verbessert, und der Quellterm für die Freisetzungskategorien 9 und 10 wird sich mindestens um einen Faktor 100 für I und einen Faktor 1000 für Cs (Auslegungsgrundlage des Ventingsystems) reduzieren.
 - Würde keine gezielte Druckentlastung des Primärcontainments vorgenommen, so würden die Störfälle der Freisetzungskategorie 9 der Kategorie 6 und diejenigen der Kategorie 10 der Kategorie 8 zugeordnet. Dadurch würden die Quellterme der Kategorien 9 und 10 sogar verkleinert. Der Grund liegt wiederum darin, dass bei den Freisetzungskategorien 9 und 10 keine Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Reaktorgebäude berücksichtigt wurde, währenddem für die Freisetzungskategorien 6 und 8 ein Rückhaltefaktor von ca. 100 für das Reaktorgebäude berechnet wird.
- Dieses Ergebnis zeigt, dass in Mühleberg die gefilterte Druckentlastung des Primärcontainments keine grossen Auswirkungen auf die Konsequenzen in der Umgebung der Anlage hat. Der eigentliche Grund dafür liegt im Verhalten des Drywelldeckels, der ein massives Versagen des Primärcontainments weitgehend verhindert, und in den günstigen Eigenschaften des Reaktorgebäudes zur Linderung schwerer Unfälle. Die Installation der gefilterten Druckentlastung erlaubt aber ein fernbedienbares Öffnen des Entlastungsventils, verhindert eine Kontamination des Reaktorgebäudes und reduziert die Gefahr einer Wasserstoffverbrennung im Reaktorgebäude.

In den Abb. 9-4 und 9-5 sind komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilungen für die Jod- und Cäsium-Freisetzung eingetragen. Diese Verteilungen geben für jeden Freisetzungssanteil an, mit welcher mittleren Häufigkeit dieser oder ein grösserer Freisetzungssanteil eintritt. Die komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung wird gebildet durch Summation der Häufigkeiten jener Freisetzungssanteile, die grösser oder gleich einem vorgegebenen Freisetzungssanteil sind. Beispielsweise beträgt die mittlere Häufigkeit einer Cs-Freisetzung von 0,1 % oder mehr etwa $2,5 \cdot 10^{-6}$ /Jahr.

In den Abb. 9-4 und 9-5 sind auch Ergebnisse aus der NUREG 1150-Studie für Peach Bottom dargestellt. Der Vergleich zeigt, dass die Häufigkeit von Störfällen mit grosser Freisetzung in Mühleberg deutlich geringer ist als in Peach Bottom. Mit der Installation des speziellen Druckentlastungssystems wird auch die Häufigkeit von Unfällen mit kleinen bis mittleren Freisetzungsteilen (im Bereich 10^{-5} - 10^{-3}) noch geringer werden.

Zur richtigen Bewertung der numerischen Ergebnisse ist auch die Kenntnis der Streuung der Resultate wichtig. Dazu sind aufwendige Unsicherheitsanalysen notwendig, die den Einfluss der statistischen Streuung aller Parameter, die in die Stufe 2-Analyse als Eingabegrösse eingehen, auf das Endergebnis berechnen. Solche Analysen können nur mittels rechenintensiven Monte Carlo-Rechnungen durchgeführt werden. Die HSK hat für alle Freisetzungskategorien und Nuklidgruppen entsprechende Analysen durchgeführt. Für die Jod- und Cäsiumnuklidgruppe sind der Mittelwert sowie die 5 %, 50 %-(Medianwert) und 95 %-Vertrauenswerte (diese Werte werden auch als 5 %, 50 %- und 95 %-Fraktile bezeichnet) in den Abb. 9-6 und 9-7 dargestellt. Der bei einem schweren Unfall tatsächlich freigesetzte Anteil des Kerninventars an radioaktiven Nukliden lässt sich nicht exakt vorausberechnen. Hingegen ist die Aussage möglich, dass dieser Anteil mit 90 %iger Zuverlässigkeit zwischen dem 5 %- und 95 %-Vertrauenswert liegt. Die Ergebnisse zeigen, dass sich das Intervall insbesondere bei kleinen Freisetzungsteilen über mehrere Grössenordnungen erstreckt. In den Abb. 9-6 und 9-7 sind auch die mittleren Häufigkeiten der einzelnen Freisetzungskategorien sowie deren prozentualer Anteil an der gesamten Kernschadenshäufigkeit angegeben. Daraus ist bereits ersichtlich, dass die überwiegende Zahl von Störfällen nur zu kleinen Freisetzungen führt.

In den Abb. 9-8 und 9-9 sind die Streubereiche der komplementären Häufigkeitsverteilungen für die Jod- und Cäsium-Freisetzung eingetragen und zwar die Verteilungen für den 5 %, 50 %- und 95 %-Vertrauensbereich sowie die Häufigkeitsverteilung für den mittleren Freisetzungsteil. In diesen Ergebnissen sind sowohl die Streuung in den Quelltermen (Abb. 9-6 und 9-7) als auch die Streuung in den Kernschadenshäufigkeiten (Abb. 9-1 und 9-2) berücksichtigt. Aus diesen Ergebnissen ist ersichtlich, dass die Häufigkeit für die Freisetzung eines bestimmten Anteils des Kerninventars um 2 - 3 Grössenordnungen streuen kann, je nachdem mit welcher Zuverlässigkeit die Häufigkeitsaussage gemacht wird.

9.3.3.6 Relevanz des KKM-Quellterms für die Notfallschutzplanung

Die Notfallschutzplanung in der Umgebung von Kernkraftwerken (Kap. 11) beruht auf angemessenen Annahmen über die zu berücksichtigenden schweren Unfälle mit Aktivitätsfreisetzung. Die Notfallschutzplanung soll sich auf die gemäss den durchgeführten Risikostudien wahrscheinlicheren Un-

Abb. 9-4: Mittelwerte der komplementären kumulativen Häufigkeit für I-Freisetzung

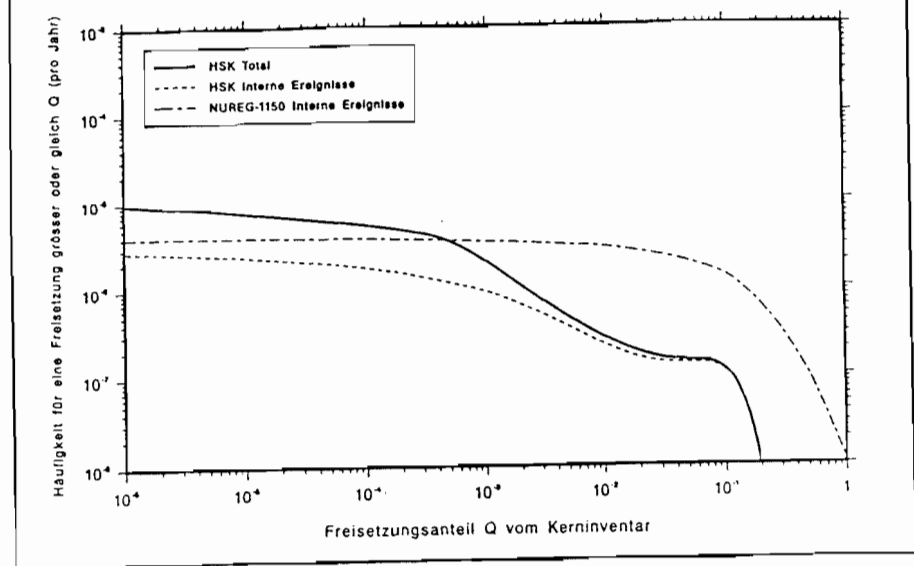


Abb. 9-5: Mittelwerte der komplementären kumulativen Häufigkeit für Cs-Freisetzung

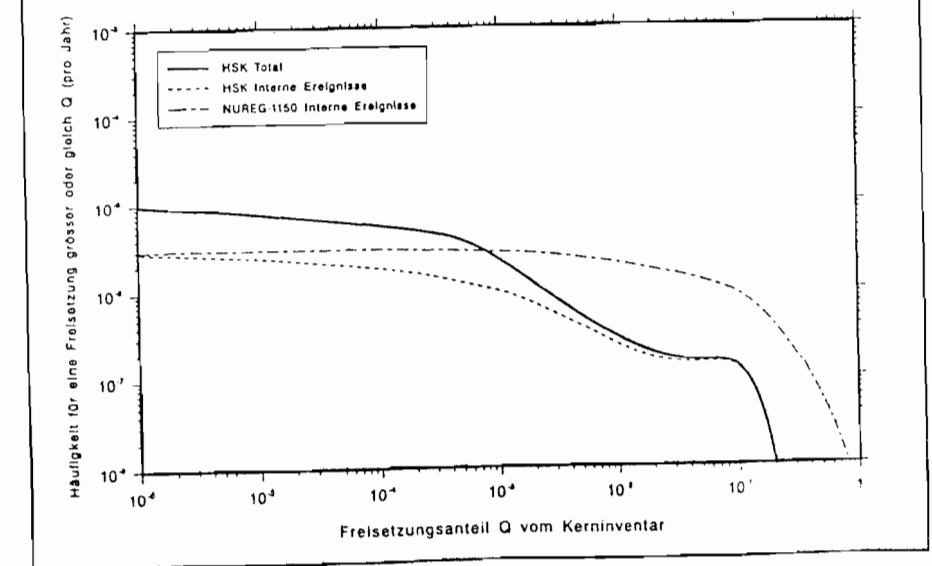


Abb. 9-6: I-Freisetzung pro Freisetzungskategorie (HSK-Analyse)

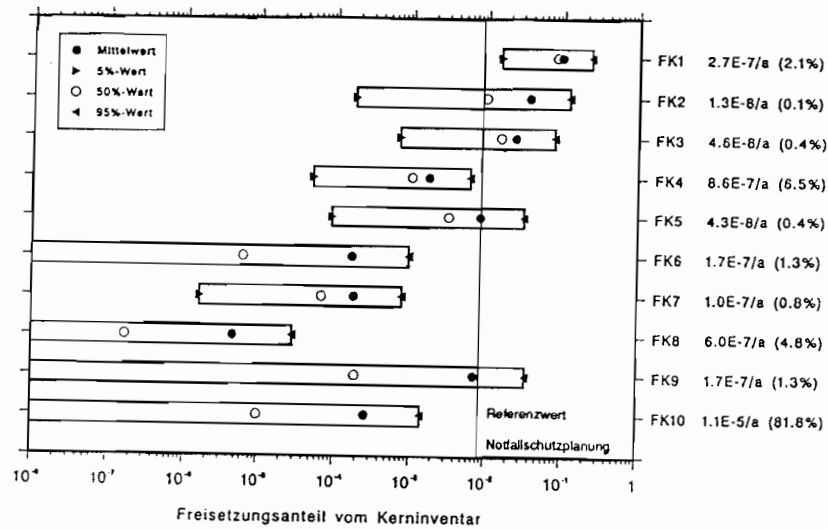


Abb. 9-8: Streubereich der komplementären kumulativen Häufigkeit für I-Freisetzung

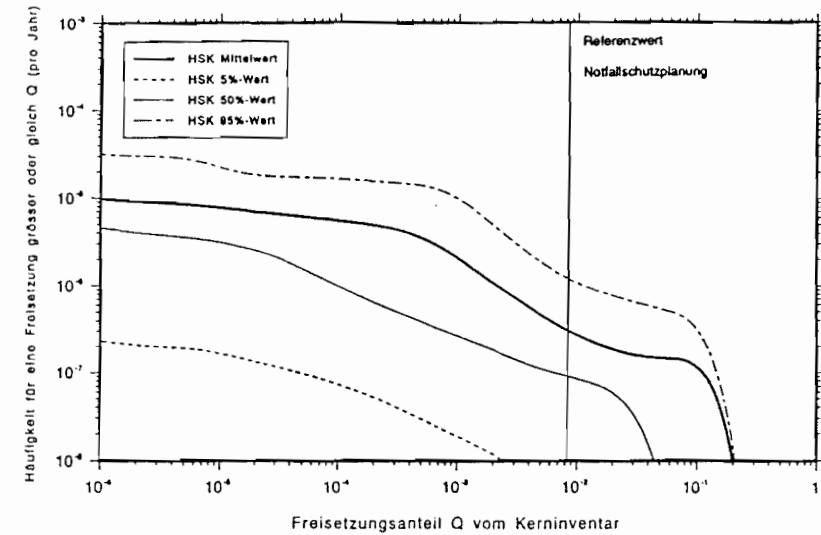


Abb. 9-7: Cs-Freisetzung pro Freisetzungskategorie (HSK-Analyse)

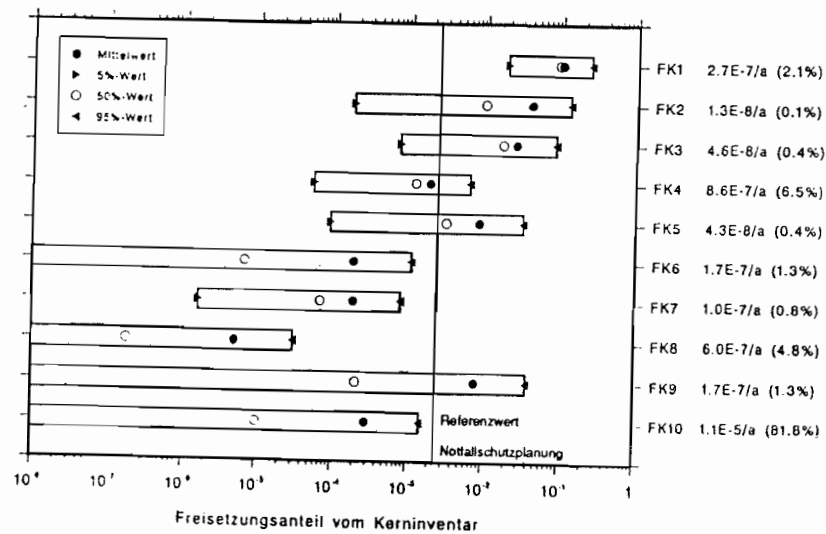
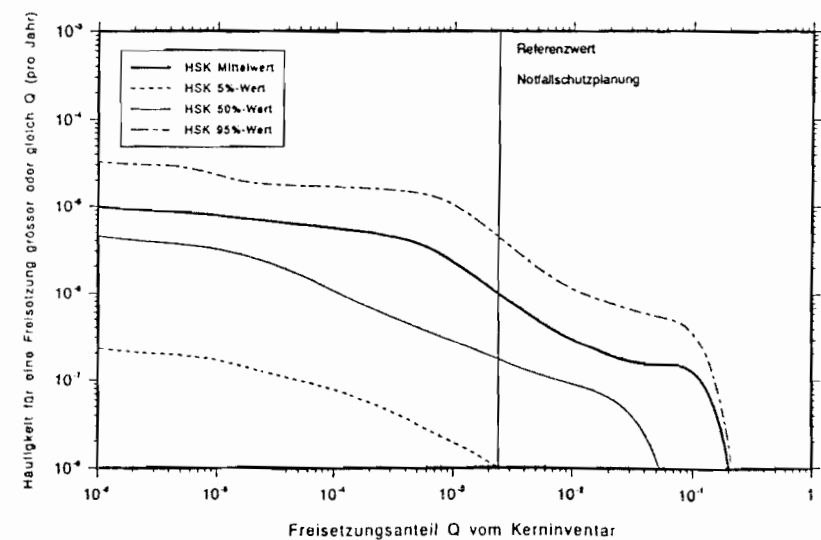


Abb. 9-9: Streubereich der komplementären kumulativen Häufigkeit für Cs-Freisetzung



fallabläufe abstützen und dafür einen zweckmässigen Notfallschutz vorbereiten. Die Schutzmassnahmen sind auch bei Unfällen, welche über das gewählte Ausmass hinausgehen, durchführbar, doch dürfte ihre Wirksamkeit für solche Unfälle entsprechend vermindert sein.

Der Zeitpunkt des Beginns der Freisetzung radioaktiver Stoffe hat einen grossen Einfluss auf die Notfallorganisation. Um die Bevölkerung auch bei Unfällen mit einer frühen Freisetzung rechtzeitig zu schützen, ist es das Ziel der Notfallschutzplanung, dass Schutzmassnahmen spätestens 4 Stunden nach Unfallbeginn realisiert werden können.

Als Grundlage für die Notfallschutzplanung in der Umgebung der schweizerischen Kernkraftwerke wurde ein sogenannter Referenzunfall definiert (Tab. 9-17). Dem Referenzunfall, der im wesentlichen auf die Ergebnisse der WASH-1400-Studie⁹ und der deutschen Risikostudie, Phase A¹⁰ abstützt, entspricht ein bestimmter Quellterm, der sogenannte Referenzquellterm, der für die Berechnung der radiologischen Auswirkungen und als Grundlage für die Notfallschutzmassnahmen massgebend ist¹¹. Der daraus für die Anlage Mühleberg abgeleitete Referenzquellterm in Anteilen des Kerninventars ist in Tab. 9-17 zusammengestellt.

Ein Vergleich des aufgrund der PSA-Analyse berechneten Quellterms (Tab. 9-16 sowie Abb. 9-6 und 9-7) mit dem Referenzquellterm (Tab. 9-17) zeigt folgendes:

- Mit Ausnahme der Freisetzungskategorien 1 und 2 ("V"-Sequenz und Flugzeugabsturz mit Beschädigung des Primärcontainments) ist der Beginn der Freisetzung radioaktiver Stoffe später als 4 Stunden nach Störfalleintritt. Die Häufigkeit der diesen Freisetzungskategorien zugeordneten Störfälle ist sehr klein. Insgesamt tragen solche Störfälle lediglich etwa 2 % zur Kernschadenshäufigkeit bei.
- Sowohl der 50 %-Vertrauenswert als auch der Mittelwert der Freisetzungsteile für Jod sind mit Ausnahme der Kategorien 1 - 3 kleiner als die dem Referenzquellterm entsprechende Jodfreisetzung. Lediglich Störfälle, die insgesamt weniger als 3 % zur Kernschadenshäufigkeit beitragen, hätten eine höhere Jodfreisetzung.
- Für die Cs-Freisetzung gilt im wesentlichen dieselbe Aussage wie für die Jodfreisetzung.
- Die Summenhäufigkeit von Störfällen mit einer grösseren als dem Referenzquellterm entsprechenden mittleren I- und Cs-Freisetzung ist $\leq 10^{-6}$ /Jahr.

⁹ WASH-1400: An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants (October 1975)

¹⁰ Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Hauptband, TÜV Rheinland (1979)

¹¹ Notfallschutzplanung für die Umgebung von Kernkraftwerken in der Schweiz, Anhang 1, HSK (Ausgabe 1991)

Tab. 9-17: Referenzquellterm für die Notfallschutzplanung

- Beginn der wesentlichen Aktivitätsfreisetzung: 4 Stunden nach Unfallbeginn
- Dauer der Freisetzung: 4 Stunden bis ca. 2 Tage
- In die Umgebung freigesetzte Menge radioaktiver Stoffe (gültig für alle schweizerischen KKW):
 - Edelgase: 100 % des Kerninventars
 - Jod: $3 \cdot 10^4$ TBq
 - Cäsium: 10^3 TBq
 - restliche Aerosole: 10^4 TBq
- Freigesetzter Anteil des Kerninventars für KKM:

Radionuklidgruppe	Freigesetzter Anteil der Kerninventars
Kr-Xe	1,0
Br-I	$8,4 \cdot 10^{-3}$
Cs-Rb	$2,4 \cdot 10^{-3}$
Te-Sb	$3,0 \cdot 10^{-3}$
Ba-Sr	$2,7 \cdot 10^{-4}$
Ru ¹	$3,0 \cdot 10^{-5}$
La ²	$2,1 \cdot 10^{-4}$

¹ enthält auch Rh, Co, Nb, Mo, Tc

² enthält auch Y, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Tb, Am, Cm, Zr, Np, Pu

- Aehnliche Aussagen wie für Jod und Cäsium lassen sich auch für die übrigen Nuklidgruppen machen. Einzig bei der Ba-Sr-Gruppe ergeben sich vor allem bei den "Venting"-Sequenzen (Freisetzungskategorien 9 und 10) etwas grössere als dem Referenzquellterm entsprechende Freisetzungssanteile. Der Grund dafür liegt unter anderem darin, dass die dem Referenzquellterm zugrunde liegenden WASH 1400-Ergebnisse die Ba-Sr-Freisetzung nach heutigem Kenntnisstand eher unterschätzen, und zudem Vergleichsrechnungen mit anderen Quelltermprogrammen gezeigt haben, dass das MELCOR-Programm eher hohe Ba-Sr-Freisetzen ergibt. Mit der vorgesehenen Installation des Druckentlastungssystems mit Filtern werden sich für die "Venting"-Sequenzen (Freisetzungskategorien 9 und 10) die Freisetzungssanteile für Jod um etwa einen Faktor 100 und für Aerosole um einen Faktor 1000 reduzieren.

Aufgrund der PSA-Studie für Mühleberg und unter Berücksichtigung des vorgesehenen Druckentlastungssystems mit Filtern deckt der Referenzunfall den grössten Teil der Unfälle ab, welcher zu einer Gefährdung der Bevölkerung führen könnte. Einzig Unfälle mit einem frühen Containmentversagen und grosser Freisetzung sind durch den Referenzquellterm nicht oder nur teilweise abgedeckt. Die Summenhäufigkeit dieser Unfälle ist etwa $4 \cdot 10^{-7}$ /Jahr und trägt damit weniger als 3 % zur gesamten Kernschadenshäufigkeit bei. Dieses Ergebnis zeigt, dass die aufgrund des Referenzquellterms für Mühleberg durchgeführten Unfallfolgerechnungen die Konsequenzen für die Umgebung des KKM für die überwiegende Zahl der Kernschmelzunfälle abdeckt. Eine Stufe 3-PSA-Studie für Mühleberg erübrigt sich deshalb und wird von der HSK auch nicht verlangt. Das Ergebnis zeigt aber auch, dass die getroffenen Notfallschutzmassnahmen auf einer sinnvollen Grundlage beruhen.

9.4 GETROFFENE UND GEPLANTE MASSNAHMEN GEGEN AUSLEGUNGSÜBERSCHREITENDE STÖRFÄLLE

Anlageinterne Massnahmen gegen auslegungsüberschreitende Störfälle, heute auch unter dem Namen "Accident Management" bekannt, können grob in zwei Gruppen unterteilt werden:

- Massnahmen zur Verhinderung einer Kernbeschädigung bei nicht auslegungsgemäsem Anlagezustand
- Massnahmen zur Linderung der Folgen eines schweren Unfalls, insbesondere zum Schutz des Primärcontainments

Damit während des Unfallablaufs solche "Accident Management"-Handlungen durchgeführt werden können, müssen geeignete Einrichtungen installiert und entsprechende Notfallanweisungen vorbereitet werden. Verschiedene schon früher getroffene Vorbereitungen dieser Art figurieren nicht unter dem Begriff "Accident Management", sondern wurden vom Lieferanten oder Betreiber aus eigenen, vorsorglichen Ueberlegungen durchgeführt.

9.4.1 Technische Massnahmen

a) Hochreservoir-Einspeisung in den Reaktor

Ursprünglich war diese Einspeisung in den Reaktor (Kap.6.6.3.1) vor allem für den Fall einer externen Ueberflutung gedacht worden, um dadurch die Kernkühlung sicherzustellen. Mit dem Bau des SUSAN-Systems ist diese eigentliche Zweckbestimmung hinfällig geworden. Trotzdem kann dieses System benutzt werden, um Wasser in den druckentlasteten Reaktor einzuspeisen. Die Druckentlastung erfolgt bei Störfällen entweder automatisch oder manuell. Zur Druckentlastung und Hochreservoir-Einspeisung wird nur Gleichstrom (batteriegestützt) benötigt. Die Hochreservoir-Einspeisung ist ausgelegt für eine ausreichende Kühlmittelnachspeisung bei Transienten, nicht aber bei einem Kühlmittelverluststörfall. In der PSA-Studie für KKM ist diese Einspeisemöglichkeit nicht berücksichtigt.

b) Speisewasser-Notinspeisung

Die seit der Betriebsaufnahme vorhandene, als "Feedwater Coolant Injection" benannte Betriebsweise des Speisewassersystems wurde speziell für einen Kühlmittelverluststörfall als zusätzliche Massnahme geplant (Kap. 6.11.4.3). Bei Kühlmittelverlust ist der Reaktor abgeschaltet und deshalb fällt kein Kondensat mehr in den Kondensatoren an. Die Speisewasser- und Kondensatpumpen fördern hingegen weiterhin Wasser in den Reaktor, um das Wasserniveau zu halten. Bei tiefem Wasserniveau im Hotwell (unterer Bereich des Kondensators) wird deshalb automatisch eine Nachfülleitung zum Kaltkondensatspeicher (KAKO) geöffnet und der Kondensator wieder bespiesen, so dass die

Kondensatpumpen weiter betrieben werden können. Diese Betriebsweise ist bei andernorts üblichen Anlagen mit dampfgetriebenen Speisewasserpumpen nicht möglich, da diese nach einer Frischdampfisolierung zwangsläufig ausfallen. Allerdings ist auch die KKM-Noteinspeisung nicht unbeschränkt einsetzbar: Der Wasserinhalt des KAKO (ca. 1100 m³) und der Niveauanstieg im Torus als Folge des durch die Bruchstelle auslaufenden Wassers bilden die Begrenzung. Diese Betriebsweise ist in der PSA-Studie für KKM modelliert.

c) Speisewasserpumpen-Bypassleitung

Die Kondensatpumpen mit einem Förderdruck von ca. 20 bar können als leistungsstarke Niederdruckpumpen eingesetzt werden, nachdem eine teilweise Reaktordruckentlastung vorgenommen worden ist. Zur Erhöhung der Einspeisesicherheit wurde eine Bypassleitung zu den Speisewasserpumpen und Vorwärmern verlegt, um beim Ausfall der Speisewasserpumpen oder der Vorwärmer direkt mittels Kondensatpumpen einspeisen zu können (Kap. 6.11.4.1). Die Bypassleitung wurde in der PSA-Studie für KKM modelliert.

d) Torus-Rückpumpensystem

Dieses System soll Wasser von allfälligen Leckagen aus dem Torus oder den angeschlossenen Leitungen, das sich im Reaktorgebäudesumpf angesammelt hat, in den Torus zurückpumpen (Kap. 6.6.4). Der Torus ist Teil des Primärcontainments. Ein Integritätsverlust des Primärcontainments wird bei Leichtwasserreaktoren im Rahmen der Auslegungsstörfälle nicht unterstellt. Somit ist das Rückpumpensystem eine Massnahme gegen auslegungsüberschreitende Störfälle. Es wurde in der PSA-Studie für KKM nicht modelliert.

e) Inertierung des Primärcontainments mit Stickstoff

In den USA werden die Mark-I Primärcontainments als Massnahme gegen Auslegungsstörfälle inertiert. Allerdings ist diese Massnahme genau genommen erst für schwere Unfälle mit massiver Zirkon-Wasser-Reaktion notwendig. Sie wurde im KKM 1988 eingeführt. Die Inertierung ist in der Risikostudie Stufe 2 modelliert, indem H₂-Verbrennungen im Primärcontainment nicht unterstellt werden.

Bei einem allfälligen Undichtwerden des Primärcontainments kommt das austretende Stickstoff-Wasserdampf-Wasserstoff-Gemisch mit der Luft des Reaktorgebäudes in Kontakt, und es können lokal zündfähige Gemische auftreten. Eine globale Zündung im Reaktorgebäude, welche dessen Integrität gefährden würde, ist aufgrund des grossen Volumens (48000 m³) und der entsprechenden Verdünnung der Gase unwahrscheinlich. Ein Ueberdruck infolge einer lokalen Verbrennung von Wasserstoff könnte durch die vorhandenen 48 Ueberströmleitungen in den Aussentorus entlastet werden. Nach

der Installation der Primärcontainment-Druckentlastung (siehe Punkt f) ist die Wasserstoff-Gefährdung für das Reaktorgebäude weiter entschärft.

Mit der Inertierung des Primärcontainments ist Punkt 2.2 der Richtlinie R-103¹² erfüllt.

f) Gefilterte Druckentlastung des Primärcontainments

Bei der Errichtung des KKM sind 4 normalerweise geschlossene Ueberströmleitungen mit Nenn-durchmesser 100 mm (DN 100) vom Torusgasraum zum Aussentorus eingebaut worden. Sie waren ursprünglich dazu vorgesehen, nach einer externen Ueberlutung mit Ausfall der Tonuskühlung die Nachwärme in Form von Dampf abzuführen. Grundsätzlich kann das Primärcontainment über diese Leitungen druckentlastet werden. Nach einer Kernbeschädigung wären aber die Absperrarmaturen wegen hoher Strahlung nur erschwert zugänglich.

Die für das KKM wie auch die übrigen Kernkraftwerke der Schweiz geforderte gefilterte Druckentlastung des Primärcontainments wird das vorhandene Druckentlastungssystem ersetzen. Eine gegenüber dem heutigen System wesentlich verbesserte Filterung von Aerosolen und elementarem Jod wird ebenfalls im Aussentorus erfolgen, welcher mit dem Abluftkamin verbunden ist. Dieses Druckentlastungssystem kann maximal eine Nachwärmeleistung von 1,0 % der Reaktornennleistung abführen. Die Entlastung soll sowohl fernbedient vom SUSAN-Kommandoraum aus eingeleitet werden können als auch manuell von einer lokalen Steuerstelle, wobei bei der letzteren keine elektrische Hilfsenergie benötigt wird. Sollte der Druckanstieg im Primärcontainment so rasch erfolgen, dass das Personal nicht eingreifen kann, erfolgt die Entlastung selbsttätig über eine Berstscheibe. KKM wird weltweit die erste Mark-I Anlage sein, welche über eine gefilterte Druckentlastung verfügt. Diese muss mit einer Messeinrichtung zur Erfassung der Abgaben radioaktiver Stoffe ausgerüstet werden. Die Installation des Systems ist bis 1992 vorgesehen. Damit wird auch der Punkt 2.5 der Richtlinie R-103 erfüllt sein.

Die gefilterte Druckentlastung wurde in der PSA-Studie für KKM nicht berücksichtigt, da das System noch nicht vorhanden ist. Die heute bereits vorhandene Druckentlastungsmöglichkeit über die Ueberströmleitungen ist hingegen in der PSA-Studie berücksichtigt worden.

g) Drywell-Sprüh- und -Flutsystem

Die meisten Siedewasserreaktoren verfügen schon über ein Drywell-Sprühsystem, welches allerdings nur für den Einsatz bei Auslegungsstörfällen ausgelegt und vorgesehen ist. Entsprechend sind diese Sprühsysteme von Pumpen und deren Stromversorgung abhängig, welche bei einem schweren Unfall kaum mehr verfügbar sein dürften. Die HSK erachtet die gleichzeitige Verwendung von Pumpen als

¹² KSA/HSK-Richtlinie R-103: Anlageinterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle (November 1989)

Kernnotkühl- und Sprühpumpen nicht für sinnvoll und sieht auch keine Notwendigkeit eines Drywellsprühens bei Auslegungsstörfällen.

Hingegen kann im Falle eines Kernschmelzens ein Sprühsystem zum Kühlen der Drywell-Atmosphäre und/oder der Kernschmelze sinnvoll sein. Um die Verfügbarkeit des Systems bei einem schweren Unfall sicherzustellen, soll es auch von einer externen Wasserquelle gespeist werden können, z. B. mittels Feuerlöschwasser. Mit diesem System würde bei einem schweren Unfall mittelfristig nach Auffüllen des Torus auch ein Fluten des Drywells erreicht. Im KKM ist der Einbau eines solchen Drywell-Sprüh- und -Flutsystems für 1992 vorgesehen. Damit werden die Punkte 2.3 und 2.4 der Richtlinie R-103 erfüllt sein.

Eine weitere Einsatzmöglichkeit für ein Drywell-Sprühsystem besteht nach einem nicht auslegungsgemäss ablaufenden Kühlmittelverluststörfall. In einem solchen Fall könnte bei zu geringer Kühlung des Kerns ein ständiger Dampfstrom vom Kern in den Drywell entstehen. Dies würde infolge Mitriss des Stickstoffs in den Torus einen ständigen Druckanstieg im Primärcontainment bewirken. Ein noch höherer Druckaufbau könnte entstehen, wenn gleichzeitig eine unzulässige Leckage vom Drywell zum Torus besteht. Bei diesem Störfall könnte sowohl mit dem vorhandenen Torussprühsystem als auch mit einem Drywell-Sprühsystem der Druckanstieg begrenzt werden. Ein Vorentscheid wurde insofern getroffen, als Drywell-Torus-Leckagen mit dem Torussprühsystem beherrscht werden sollen (Kap. 6.6.3.4).

Das geplante Drywell-Sprüh- und -Flutsystem ist somit einzig zur Linderung der Auswirkungen bei schweren Unfällen vorgesehen. Es wurde in der PSA-Studie für KKM nicht berücksichtigt.

h) Druckentlastungsventile PRV

Diese Ventile wurden im Rahmen des SUSAN-Systems eingebaut, um den Reaktor automatisch druckentlasten zu können (Kap. 6.6.3.5). Es hat sich im Rahmen der Risikostudie gezeigt, dass diese Druckentlastung durch batteriegestützte Motorventile eine hohe Zuverlässigkeit aufweist und Kernschmelzen unter hohem Druck deshalb weitgehend vermieden werden kann. Bekanntlich birgt ein Hochdruckversagen des Reaktordruckbehälters verschiedene Risiken, welche bei einem Niederdruckversagen nicht vorliegen (Druckstösse im Primärcontainment und Containment Direct Heating).

Mit dem Einbau der Druckentlastungsventile sind die Forderungen gemäss Punkt 2.1 der Richtlinie R-103 erfüllt.

9.4.2 Schutz des Betriebspersonals

Auch bei einem schweren Unfall mit Freisetzung radioaktiver Stoffe müssen sowohl der Zugang zu einer Steuerstelle und einem Notfallraum als auch der langfristige Aufenthalt an diesen Orten ge-

währleistet sein. Damit wird einerseits die Ueberwachung der Anlage auch bei Ausfall oder Unzugänglichkeit des Hauptkommandoraums ermöglicht und andererseits steht dem Notfallstab des Werks (Kap. 10.2.4) ein weitgehend geschützter Raum mit entsprechenden technischen Ausrüstungen zu Beratungen für zu treffende "Accident-Management"-Massnahmen zur Verfügung. Im KKM sind für diese Aufgaben der SUSAN-Kommandoraum und das SUSAN-Gebäude vorgesehen, da diese gegen alle äusseren Einwirkungen geschützt sind. Für das SUSAN-Gebäude wird zu diesem Zweck noch eine gefilterte Ueberdruckhaltung realisiert, um den Eintrag luftgetragener radioaktiver Stoffe zu verhindern (Kap. 6.7.4.4).

Es ist im Notfall sinnvoll, die Ueberwachung und Steuerung der Anlage möglichst lange vom Hauptkommandoraum aus sicherzustellen. Die HSK verlangt deshalb, dass geeignete Massnahmen ergriffen werden, so dass auch im Notfall der Zugang zum und der Aufenthalt im Hauptkommandoraum auch bei Radioaktivität in der Aussenluft möglichst lange gewährleistet bleibt (Kap. 6.7.4.6).

Der Betreiber überprüft gegenwärtig die Zugänglichkeit und die Aufenthaltsbedingungen in anderen wichtigen Anlagenbereichen und wird gegebenenfalls weitere Massnahmen zur Reduktion der Strahlenbelastung des Personals durchführen. Alle diese Massnahmen dienen auch der Erfüllung der Forderungen von Punkt 3 der Richtlinie R-103.

9.4.3 Vorgehensregeln bei schweren Unfällen

Wie alle schweizerischen KKW verfügt KKM über einen umfangreichen Satz von Störfallanweisungen, welche sich zunächst an den Auslegungsstörfällen orientieren. Sie wurden im Laufe der Zeit immer mehr erweitert, um auch komplizierte Situationen mit Mehrfachfehlern, also auslegungsüberschreitende Störfälle, abzudecken. Mit der Risikostudie wurde auch eine ATWS-Störfallvorschrift ausgearbeitet, auf die im nächsten Absatz noch näher eingegangen wird. Für die ebenfalls in der Risikostudie modellierte Druckentlastung des Reaktors bei Ausfall aller Hochdruckeinspeisesysteme existierte schon immer eine Vorschrift. Eine Vorschrift zum Vorgehen bei einer Ueberflutung des Reaktorgebäudes wurde unter anderem im Zusammenhang mit dem postulierten Absturz eines Brennelement-Transportbehälters in den Grundzügen erstellt. Nach Installation des Drywell-Sprüh- und -Flutsystems und der gefilterten Containment-Druckentlastung werden entsprechende Vorschriften vorliegen. Bezüglich Kompetenzen für die Druckentlastung des Primärcontainments hat die HSK ein Konzept erarbeitet.

Die Erstellung und Ueberarbeitung von Vorgehensregeln gemäss Punkt 4 der Richtlinie R-103 ist eine Daueraufgabe, welche dem fortschreitenden Stand der Wissenschaft und Technik folgen muss.

Als Beispiel von Vorgehensregeln sei nachfolgend kurz die ATWS-Störfallvorschrift diskutiert:

Ein ATWS ist eine Transiente mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung. Dieses ist für KKM definiert als Versagen von mehr als 6 der 57 Steuerstäbe. Obwohl dies nur ein Teilversagen ist, wurde die ATWS-Analyse für KKM wie üblich mit dem Versagen aller Steuerstäbe durchgeführt.

KKM hat zur Ausarbeitung seiner ATWS-Störfallvorschriften zahlreiche Analysen durchführen lassen. Die wichtigste Massnahme zur Leistungsreduktion bei einem ATWS ist die Drosselung der Speisewasserzufuhr zwecks Absenkung des Reaktor-Wasserniveaus. Das Wasserniveau wird gemäss Störfallvorschrift soweit abgesenkt, bis die Leistung kleiner ist als 5 % oder das Wasserniveau die Kernoberkante erreicht. Zur weiteren Leistungsreduktion wird eine kontrollierte Druckabsenkung im RDB eingeleitet. Als Folge dieser Accident Management-Massnahmen muss mit Hüllrohrschäden gerechnet werden.

Ein kritischer Punkt in der ATWS-Vorschrift ist die Unterdrückung der automatischen Druckentlastung des Primärkühlkreislaufts (ADS). Diese Unterdrückung erfordert die ständige Aufmerksamkeit eines Operators. Um die Operateure zu entlasten, wird der Betreiber deshalb eine technische Aenderung durchführen (Kap. 8.2.1.8).

Die erwähnten ATWS-Massnahmen sind in der PSA-Studie für das KKM berücksichtigt.

9.4.4 Störfallinstrumentierung

Die HSK hat anfangs 1990 allen schweizerischen KKWs einen Vorschlag für die Instrumentierung des Hauptkommandoraums und der Notsteuerstelle zur Stellungnahme unterbreitet. Die Antwort des KKM ist momentan bei der HSK in Ueberprüfung. Aufgrund einer ersten Bilanz sind noch einige Erweiterungen sowohl im Hauptkommandoraum als auch in der Notsteuerstelle notwendig. Beispiele dafür sind Weitbereichsmessungen für den Druck im Primärcontainment und für das Reaktorniveau bis zur Kernunterkante, die nur im Hauptkommandoraum vorhanden sind. Generell fehlt noch eine Weitbereich-Niveaumessung im Primärcontainment (Drywell).

Die Erfüllung des Punktes 5 der Richtlinie R-103 wird erst in einigen Jahren abgeschlossen sein.

9.5 ZUSAMMENFASSENDE BEWERTUNG

Zur umfassenden Bewertung der Sicherheit eines Kernkraftwerks ist es notwendig, ausser den im Rahmen der Auslegung deterministisch berücksichtigten Störfällen auch solche zu bewerten, die durch dieses Sicherheitskonzept nicht voll abgedeckt sind. Solche auslegungsüberschreitende Störfälle sind beispielsweise Ereignisse, bei denen mehrere Sicherheitssysteme unabhängig voneinander gleichzeitig versagen. Um solche Ereignisse auch risikomässig bewerten zu können, ist es notwendig, ihre Eintrittshäufigkeit und ihre anlageinternen und -externen Folgen zu bestimmen. Aus diesem Grunde hat die HSK vom Betreiber des Kernkraftwerks Mühleberg eine umfassende probabilistische

Sicherheitsanalyse der Stufe 1 (Bestimmung der Kernschadenshäufigkeit) und der Stufe 2 (Bestimmung des Quellterms) verlangt. Aufgrund einer solchen Studie lassen sich einerseits Angaben zum Risiko für die Umgebung des Kernkraftwerks machen und andererseits können eventuell in der Anlage vorhandene Schwachstellen erkannt werden.

Der Betreiber hat als Teil seiner Gesuchunterlagen eine umfassende probabilistische Sicherheitsanalyse (MUSA-Studie) eingereicht. Die Studie wurde von der HSK in Zusammenarbeit mit einem externen Experten im Detail überprüft, wobei für wesentliche Teile der Studie eine unabhängige Analyse durchgeführt wurde. Dabei wurden Aussagen und Ergebnisse der MUSA-Studie im wesentlichen bestätigt und durch einige zusätzliche Untersuchungen ergänzt.

Aufgrund der Ergebnisse der MUSA-Studie und der HSK-Analyse sind einige interessante Erkenntnisse und Schlussfolgerungen zum Anlageverhalten des KKM bei schweren Störfällen bzw. zur Sicherheit des KKM erwähnenswert. Aufgrund der Stufe 1-Analyse sind dies:

- Die totale Kernschadenshäufigkeit von ca. $1 \cdot 10^{-5}$ /Jahr für das KKW Mühleberg ist gering. Sie ist deutlich kleiner als der von der amerikanischen Sicherheitsbehörde für bestehende Anlagen geforderte Grenzwert (Safety Goal) von 10^{-4} /Jahr und entspricht etwa dem von der IAEA und der NRC genannten Grenzwert für neue Anlagen von 10^{-5} /Jahr.
- Die Kernschadenshäufigkeit wird vor allem durch externe Ereignisse, insbesondere durch Erdbeben, bestimmt. Die Analysen für Mühleberg zeigen, dass dessen erdbebenbedingte Kernschadenshäufigkeit im üblichen Bereich für solche Anlagentypen liegt.
- In bezug auf interne Ereignisse wurden keine Schwachstellen der Anlage Mühleberg gefunden.
- Transienten ohne Reaktorschnellabschaltung (ATWS) tragen weniger als 7 % zur Kernschadenshäufigkeit bei. Durch vorgesehene Anlageverbesserungen wird sich die ATWS-Häufigkeit reduzieren. Die Ergebnisse der Stufe 2-Analyse zeigen zudem, dass der bei einem nicht beherrschten ATWS-Störfall zu erwartende Quellterm (Menge der nach aussen freigesetzten radioaktiven Stoffe) mit dem der Notfallplanung zugrunde gelegten Referenzquellterm vergleichbar ist.
- Die im Bereich -11 m des Reaktorgebäudes nicht vorhandene räumliche Separation der Sicherheitssysteme hat keinen wesentlichen Einfluss auf die Kernschadenshäufigkeit und das Risiko der Anlage. Diese nicht vorhandene räumliche Trennung hat vor allem bei Brand und internen Ueberflutungen im Reaktorgebäude Konsequenzen. Die MUSA-Analysen zeigen, dass bei diesen Ereignissen sowohl die Eintrittshäufigkeit sehr gering ist als auch ein frühes Primärcontainmentversagen weitgehend ausgeschlossen werden kann.
- Die wichtigste Operateurhandlung zur Beherrschung resp. Linderung auslegungsüberschreitender Störfälle ist die Einleitung der manuellen Druckentlastung des Primärkreislaufts. Die HSK hat zur besseren Beherrschung von Auslegungsstörfällen eine zusätzliche automatische Druckentlastung gefordert (Kap. 8.2.6). Die übrigen in der PSA-Studie berücksichtigten Operateurhandlungen sind

zwar wichtig, haben aber aufgrund ihrer Importanz keine dominierende Bedeutung. Das KKM ist somit nicht eine Anlage, deren Sicherheit besonders stark von Operateurhandlungen abhängig ist.

- Das nachgerüstete SUSAN-System reduziert die gesamte Kernschadenshäufigkeit erheblich. Insbesondere zur Beherrschung resp. Linderung von durch externe Ereignisse ausgelösten Störfällen ist das SUSAN-System wichtig. Dieses Ergebnis zeigt auch, dass die Auslegungsannahmen für das SUSAN-System zweckmässig waren.
- Das Versagen des Reaktordruckbehälters erfolgt in den meisten Fällen (> 90 %) bei niedrigem Druck. Dies ist auch eine Folge der automatisch öffnenden Druckentlastungsventile PRV.

Als wichtige Schlussfolgerungen aus der **Stufe 2-Analyse** sind zu erwähnen:

- Ein frühes Versagen des Primärcontainments (Verlust der Rückhaltefunktion) ist in Mühleberg ausser bei Störfällen mit direkter Freisetzung der Radionuklide ins Sekundärcontainment, sogenannten "Bypass"-Sequenzen, und bei ATWS-Störfällen praktisch auszuschliessen. Dabei ist es nahezu bedeutungslos, ob der Reaktordruckbehälter bei hohem oder niedrigem Reaktordruck versagt, d. h. ein bis zum Zeitpunkt des RDB-Versagens dichtes Primärcontainment bleibt auch nach dem RDB-Versagen dicht. Das relativ zur Reaktorleistung grosse Primärcontainmentvolumen verhindert ein Ueberdruckversagen und das grosse Drywellsumplvolumen ein frühes Versagen durch "Liner melt through" (Durchschmelzen der Drywellwand).
- Im Falle eines Primärcontainmentversagens verhindert das für einen Ueberdruck von 0,34 bar ausgelegte Reaktorgebäude weitgehend eine direkte Freisetzung radioaktiver Stoffe nach aussen. Die Gefahr eines Reaktorgebäudeversagens ist einzig bei einer Wasserstoffverbrennung oder bei einem Flugzeugabsturz vorhanden. Die Wahrscheinlichkeit einer technisch bedingten Undichtheit des Reaktorgebäudes (Versagen der Gebäudeisolation bei Anforderung) ist gering. Diese besondere Druckfestigkeit des Reaktorgebäudes und die Möglichkeit der Druckentlastung über den äusseren Torus sind wichtige Gründe, weshalb die Quellterme für die Anlage Mühleberg klein sind.
- Die höchste Freisetzung radioaktiver Stoffe ist bei den "Bypass"-Sequenzen (Umgehung des Primärcontainments) zu erwarten. Die Eintrittshäufigkeit solcher Störfälle ist klein, jedoch wegen der begrenzten Datenbasis für das Versagen von Absperrarmaturen mit grossen Unsicherheiten behaftet. Der Betreiber wurde aufgefordert, die Eintrittshäufigkeiten von Bypass-Sequenzen anlagenspezifisch genauer zu analysieren.
- Bei der überwiegenden Zahl von Störfällen wird das Primärcontainment über den äusseren Torus bewusst druckentlastet (Freisetzungskategorien 9 und 10). Weil eine Rückhaltung von Jod und Aerosolen im äusseren Torus in den Analysen nicht berücksichtigt wurde, ist die für diese Störfälle berechnete Freisetzung nicht vernachlässigbar. Mit dem Einbau des gefilterten Druckentlastungssystems (Kap. 9.4) wird der Quellterm für Jod und Aerosole bei den "Venting"-Sequenzen 100- bis 1000mal kleiner sein als die in Tab. 9-16 angegebenen Werte.

- Wegen den bereits erwähnten vorteilhaften Rückhalteeigenschaften des Reaktorgebäudes sind die Quellterme für Störfälle mit einer Freisetzung vom Primärcontainment ins Reaktorgebäude sehr klein. Sie sind vergleichbar mit der Freisetzung für "Venting"-Sequenzen nach dem Einbau der gefilterten Druckentlastung. Daraus wird deutlich, dass die gezielte Primärcontainmentdruckentlastung im Falle des KKM weniger die Konsequenzen für die Umgebung beeinflusst, als vielmehr die "Accident Management"-Massnahmen vereinfacht, Unsicherheiten über das Containmentversagen eliminiert, die Möglichkeit einer Wasserstoffverbrennung im Reaktorgebäude reduziert und eine Kontamination des Reaktorgebäudes verhindert.
- Etwa 95 % aller zur gesamten Kernschadenshäufigkeit beitragenden schweren Unfälle führen zu Quelltermen, die kleiner sind als der Referenzquellterm für die Notfallschutzplanung. Dieses Ergebnis zeigt, dass der Notfallschutz in der Umgebung des Kernkraftwerks Mühleberg auf sinnvollen Annahmen beruht.

Die HSK kommt aufgrund der Ergebnisse der probabilistischen Sicherheitsanalyse zum Schluss, dass das Sicherheitskonzept der Anlage Mühleberg ausgewogen ist und keine wesentlichen Schwachstellen aufweist. Die getroffenen und geplanten Massnahmen gegen schwere Unfälle (Kap. 9.4) erfüllen die Forderungen der Richtlinie R-103. Der Grad der Erfüllung der Forderungen der Richtlinie R-103 ist heute (1991) im KKM in einem zu den anderen schweizerischen Kernkraftwerken vergleichbaren Stadium.

10. ORGANISATION UND PERSONAL

10.1 VORSCHRIFTEN UND RICHTLINIEN

Die Behörden prüfen im Rahmen ihrer Aufsichtspflicht, ob der sichere Betrieb der Anlage durch eine geeignete Betriebsorganisation und durch qualifiziertes, fachkundiges Personal gewährleistet wird.

Gestützt auf die gesetzlichen Bestimmungen haben die Aufsichtsbehörden (HSK und Sektion NS des BEW) sowie die KSA gemeinsame Richtlinien erarbeitet, in denen ihre organisatorischen und personellen Anforderungen an den sicheren Betrieb eines Kernkraftwerks beschrieben sind. Die Richtlinie R-17¹ befasst sich mit Organisation und Personal von Kernkraftwerken. Die Richtlinie R-27² umschreibt den Rahmen für die Auswahl, Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals. Die Anforderungen bezüglich Anerkennung von Kursen und die Prüfungsordnung für das Strahlenschutzpersonal sind in der Richtlinie R-37³ dargestellt. Die HSK stützt sich bei der Beurteilung von Personal und Organisation auf die in diesen Richtlinien enthaltenen Grundsätze.

Die Erfahrungen und Auffassungen der schweizerischen Kernkraftwerksbetreiber sind in Berichten der Gruppe der Schweizerischen Kernkraftwerksleiter (GSKL)⁴ dargelegt worden. Diese Berichte enthalten wesentliche Anforderungen bezüglich Organisation und Personal, die innerhalb der GSKL übereinstimmend anerkannt werden. Die HSK unterstützt diese Anforderungen.

Auch in andern Ländern sind Vorschriften in Kraft, welche vom Bewilligungsinhaber fachkundiges Personal und angemessene organisatorische Massnahmen zum Betrieb von Kernkraftwerken verlangen. Diese Vorschriften und auch die entsprechenden Empfehlungen der Internationalen Atomenergieagentur⁵ sind in den letzten Jahren wesentlich ausgeweitet, ergänzt und überarbeitet worden. Sie unterscheiden sich in ihren Anforderungen nicht wesentlich von den schweizerischen; insbesondere sind überall spezielle Fachkundeprüfungen für das Reaktorbetriebspersonal sowie besondere organisatorische Massnahmen für Störfälle vorgesehen.

¹ HSK/KSA/NS-Richtlinie R-17: Organisation und Personal von Kernkraftwerken (August 1986)

² HSK-Richtlinie R-27: Auswahl, Ausbildung und Prüfung des Betriebspersonals von Kernkraftwerken (Entwurf vom Oktober 1990)

³ HSK-Richtlinie R-37: Anerkennung von Kursen für Strahlenschutz-Kontrolleure und -Chefkontrolleure; Prüfungsordnung (Mai 1990)

⁴ GSKL-Berichte über Organisation, Personal und Ausbildung

⁵ Code on the Safety of Nuclear Power Plants: Operation. IAEA Safety Series No. 50-C-O (Rev. 1, 1988)

Preparedness of the Operating Organization for Emergencies at Nuclear Power Plants, IAEA Safety Series No. 50-SG-O6 (1982)

10.2 ORGANISATION UND AUFGABENBEREICHE

Der Kraftwerksleiter des KKM ist seit Anfang 1991 direkt der Geschäftsleitung der Bernischen Kraftwerke AG unterstellt und ist in Belangen des KKM Mitglied der Geschäftsleitung der BKW. Der Stab "Kernenergie" der Geschäftsleitung der BKW befasst sich mit der Kernbrennstoffbewirtschaftung des KKM, insbesondere mit der Beschaffung des Brennstoffs und der Entsorgung der endlagerfähigen radioaktiven Abfälle.

Das Organigramm des Kernkraftwerks Mühleberg ist in Abb. 10-1 dargestellt. Die Bereiche des KKM sind in Ressorts unterteilt. Für alle leitenden Funktionen - vom Kraftwerksleiter bis zum Ressortleiter - ist ein Stellvertreter bestimmt, der die entsprechende Funktion bei Abwesenheit des Leiters übernehmen kann. Die Kraftwerksleitung setzt sich aus dem Kraftwerksleiter und den vier Bereichsleitern zusammen.

10.2.1 Kraftwerksleiter

Der Kraftwerksleiter ist für den sicheren Betrieb sowie die Auswahl und Ausbildung des Personals verantwortlich. Er leitet die Sitzungen des Internen Sicherheitsausschusses und führt im Anforderungsfall den Notfallstab. Er ist auch für die Sicherung der Anlage verantwortlich.

Dem Kernkraftwerksleiter ist das Ressort Technischer Stab direkt unterstellt, das für die fachgerechte Durchführung der ihm übertragenen Ingenieur- und Planungsaufgaben und deren Koordination zwischen den fachlich beteiligten Bereichen und Ressorts des KKM sorgt. Die Mitarbeiter des technischen Stabs führen zudem Studien und Untersuchungen zu besonderen Themen im Auftrag des Kraftwerksleiters durch.

Ebenfalls dem Kraftwerksleiter direkt unterstellt ist das Büro Verwaltung. Zudem sind die Bereichsleiter dem Kraftwerksleiter direkt verantwortlich. Der Stellvertreter des Kraftwerksleiters ist ein Bereichsleiter.

10.2.2 Bereiche

Die Funktionen, Aufgaben und Kompetenzen der Bereiche und ihrer Ressorts sind im Kraftwerksreglement umschrieben. Die Bereichsleiter haben neben der Führung ihrer Bereiche auch für die Ausbildung ihrer Mitarbeiter, die Einhaltung der Qualitätsanforderungen auf ihrem Fachgebiet und die Arbeitssicherheit zu sorgen.

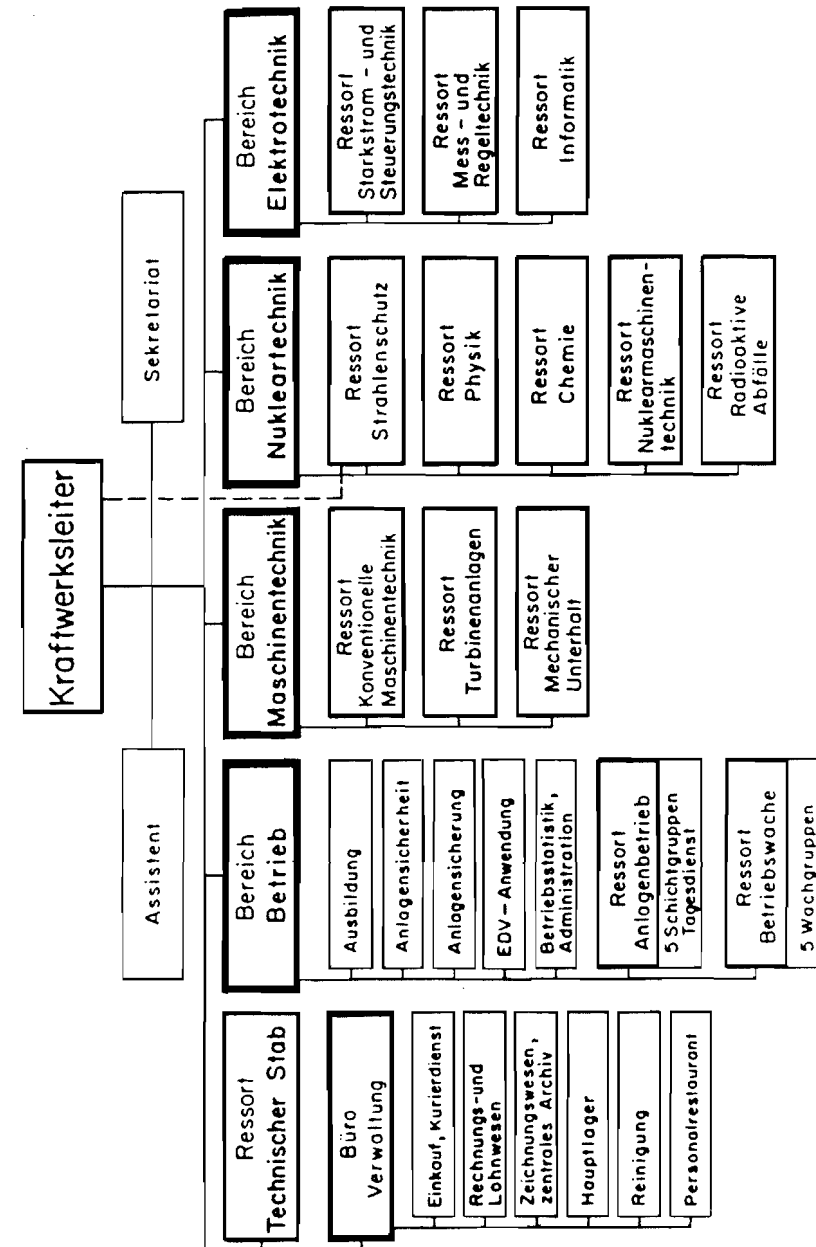


Abb. 10 - 1

Organigramm, gültig ab 1.5.91

In den **Bereich Betrieb** fallen der ordnungsgemäße und sichere Betrieb der Anlage im Rahmen der Betriebsvorschriften und Technischen Spezifikationen sowie der Werkschutz. Der Bereichsleiter sorgt für die erforderliche Ausbildung und Lizenzierung des Betriebspersonals sowie die Betriebsauswertung und -dokumentation. Zudem ist er verantwortlich für die Bereitstellung und Aktualisierung aller Betriebsvorschriften für den Normalbetrieb und für Störfälle.

Im KKM leisten 5 Betriebsschichtgruppen ihren Dienst in der Schichtfolge Früh-, Tag-, Nacht-, Spät- und Freischicht. Die Mitarbeiter der Früh-, Spät- und Nachtschicht sind für den Betrieb der Anlage zuständig. Die Tagesschicht ist werktags während der Normalarbeitszeit anwesend und erledigt technische und administrative Aufgaben, die indirekt mit dem Anlagenbetrieb zusammenhängen. Die Mitarbeiter der Freischicht haben Freizeit, können aber bei Personalausfällen der Betriebsschicht kurzfristig zum Dienst aufgeboden werden. Bei der Festlegung der Schichtzeiten und -folgen konnte das Schichtpersonal mitbestimmen; dementsprechend sind die Wünsche und Bedürfnisse der betroffenen Mitarbeiter so weit als möglich berücksichtigt. Solche Mitbestimmungsmöglichkeiten sind ein wesentlicher Beitrag zu einem guten Arbeitsklima und sind damit einer sicheren Betriebsführung förderlich. Für die Schichtübergabe besteht eine Ueberlappungszeit von einer halben Stunde. Der Schichtplan entspricht den BIGA-Vorschriften. Im Hinblick auf Arbeitszeitverkürzungen und auf vermehrte Weiterbildung ist der Einsatz einer sechsten Schichtgruppe vorgesehen (Kap. 10.3.1). Die Schichtgruppen bestehen in der Regel aus acht Mann, nämlich aus

- 1 Schichtchef
- 2 A-Operateuren, die den Schichtchef im Kommandoraum kurzzeitig vertreten können
- 2 B-Operateuren
- 3 C-Operateuren (1 Elektriker, 2 Maschinisten)

Wenn der Reaktor nicht kalt-abgestellt ist (Kühlmitteltemperatur $> 100^{\circ}\text{C}$), muss jede Schicht mit mindestens sechs Mann besetzt sein. Davon müssen mindestens drei eine Lizenz besitzen, und mindestens einer muss als Schichtchef lizenziert sein. Der Kommandoraum muss durch mindestens drei Mann besetzt sein, wovon zwei lizenziert sein müssen; in jedem Fall muss entweder der Schichtchef oder sein Stellvertreter anwesend sein.

Bei kalt-abgestelltem Reaktor kann die Schichtbesetzung bei Brennstoffbewegungen bis auf mindestens fünf, sonst auf mindestens vier Personen reduziert werden, wovon mindestens zwei lizenziert sein müssen. Der Kommandoraum muss mindestens durch zwei Mann besetzt sein, wovon einer lizenziert sein muss.

Zusätzlich zu den fünf Schichtgruppen existiert eine "Reserveschicht" aus drei lizenzierten Mitarbeitern und einem C-Operateur, die vorwiegend während der normalen Arbeitszeit tätig sind. Aus dieser

Gruppe sowie aus der Tagesschicht kann bei Abwesenheiten von Mitarbeitern (Krankheit, Militärdienst, Ferien) Ersatz aufgeboden werden.

Wenn der Reaktor in Betrieb ist, befindet sich jederzeit ein Pikettingenieur auf dem Kraftwerksareal, der vom Schichtchef als Berater beigezogen werden kann. Im Bedarfsfall übernimmt der Pikettingenieur die Notfallleitung, bis der Kraftwerksleiter oder ein Bereichsleiter einsatzbereit ist. Der Pikettingenieur ist innerhalb weniger Minuten nach der Alarmierung im Kommandoraum.

Das dem Bereich Betrieb zugeordnete Ressort Betriebswache ist für den Schutz des Personals und der Anlage vor Einwirkungen Dritter verantwortlich. Es sorgt für die Zutrittskontrolle zum Areal und zu den einzelnen Schutzzonen in der Anlage.

Der **Bereich Maschinentechnik** enthält die drei Ressorts Konventionelle Maschinentechnik, Turbinenanlagen und Mechanischer Unterhalt. Den Mitarbeitern dieses Bereichs sind die Planung und Koordination der Jahresrevision sowie Ingenieuraufgaben in den Gebieten konventionelle Maschinentechnik und Turbinenanlagen zugeordnet. Sie führen zudem die ihnen übertragenen Revisions-, Unterhalts- und Reparaturarbeiten an sämtlichen mechanischen Ausrüstungen inklusive im nuklearen Teil durch. Der Unterhalt der baulichen Anlagen wird in Zusammenarbeit mit der Bauabteilung des BKW durchgeführt.

Der **Bereich Nukleartechnik** umfasst die fünf Ressorts Strahlenschutz, Physik, Chemie, Nuklearmaschinentechnik und Radioaktive Abfälle. Die wichtigste Aufgabe des Ressorts Strahlenschutz ist die Ueberwachung der Einhaltung der in der Strahlenschutzverordnung festgelegten gesetzlichen Bestimmungen und der behördlichen Auflagen und Vorschriften bezüglich Strahlenschutz. Der Leiter des Ressorts Strahlenschutz hat für Belange seines Faches direkten Zugang zum Kernkraftwerksleiter. Er ist befugt, Arbeiten zu untersagen, falls sie unlösbare Strahlenschutzprobleme mit sich bringen. Deshalb ist seine besondere Stellung im Organigramm gerechtfertigt. Dem Ressort Physik unterliegt die physikalische Betriebsüberwachung des Reaktorkerns sowie das Aufstellen der Steuerstabsfahr- und Brennelementwechselpläne. Dem Ressort Chemie untersteht die fachliche Betreuung aller chemischen und radiochemischen Arbeiten, insbesondere zur Unterstützung des Ressorts Strahlenschutz. Dieses Ressort ist auch für die Ueberwachung, Analyse und Bilanzierung der flüssigen und gasförmigen Abgaben und Abfälle zuständig. Zur Aufgabe des Ressorts Nuklearmaschinentechnik gehören Planung und Organisation von Aenderungen, präventiven Unterhaltsarbeiten und Reparaturen an den mechanischen Ausrüstungen des nuklearen Anlagenteils sowie von Wiederholungsprüfungen. Das Ressort Radioaktive Abfälle befasst sich mit der Konditionierung und Lagerung radioaktiver Abfälle auf dem Kraftwerksareal.

Der **Bereich Elektrotechnik** umfasst die drei Ressorts Starkstrom- und Steuerungstechnik, Mess- und Regeltechnik sowie Informatik. Eine wichtige Aufgabe ist die Durchführung von Aenderungs-, Re-

visions-, Unterhalts- und Reparaturarbeiten auf dem Gebiet der elektrischen und leittechnischen Aus-rüstungen.

10.2.3 Interner Sicherheitsausschuss

Der Interne Sicherheitsausschuss (ISA), dessen Zusammensetzung und Aufgaben im Kraftwerks-reglement umschrieben sind, berät den Kraftwerksleiter in sämtlichen Fragen, welche die Sicherheit der Anlage berühren. Insbesondere sind dies:

- Administrative Massnahmen zur Gewährleistung der Sicherheit
- Vorschläge für die Aenderung des Kraftwerksreglementes, des Notfallordners, der Betriebsvorschriften und der Technischen Spezifikationen
- Anlageänderungen, welche die Sicherheit beeinflussen können

Ständige Mitglieder des Internen Sicherheitsausschusses sind die Mitglieder der Kraftwerksleitung, der Chef des Technischen Stabes sowie der Sicherungs- und der Sicherheitsbeauftragte des KKM. Der Kraftwerksleiter kann weitere Berater aus der KKM-Belegschaft oder der BKW beiziehen. Ueber die Verhandlungen wird ein Beschlussprotokoll geführt.

Der ISA tritt bei Bedarf, jedoch mindestens einmal jährlich, zusammen. In den letzten Jahren wurden insbesondere folgende Themen behandelt:

- Konsequenzen aus den Notfallübungen
- Konsequenzen aus meldepflichtigen Ereignissen
- Austausch der Umwälzschleifen
- Ertüchtigung der Kaminabluft-Ueberwachung
- Containment-Druckentlastung (Massnahmen gegen schwere Unfälle)
- Wasserchemie: Eisendosierung
- Ablauf und Durchführung des SUSAN-Integralversuchs
- Resultate der probabilistischen Sicherheitsanalyse (MUSA)

10.2.4 Notfallorganisation

Die Notfallorganisation besteht aus dem Notfalleiter, dem Notfallstab und einer Reihe von Notfallgruppen. Sie kommt zum Einsatz bei Vorkommnissen (Notfällen), welche die Bevölkerung der Umgebung, das Betriebspersonal, die Kraftwerksanlage oder das Eigentum Dritter gefährden können. Ein Notfall

kann durch einen Störfall (ein vom Normalbetrieb abweichender Betriebszustand), durch einen Person-unfall oder durch schädliche Einwirkung Dritter verursacht werden.

Die Notfallorganisation ist in der Notfallordnung (Kapitel 8 des Kraftwerksreglements) umschrieben. Diese regelt die Massnahmen und das Verhalten von Personen auf dem KKM-Areal bei Notfällen. Die Notfallordnung wird durch spezielle Notfallanweisungen und Checklisten ergänzt, die in einem Notfall-ordner zusammengefasst sind. Dieser Ordner wird an alle Mitarbeiter abgegeben, die für Teilaufgaben der Notfallorganisation verantwortlich sind.

Der Kraftwerksleiter ist für den Aufbau und die Einsatzbereitschaft der Notfallorganisation verantwort-lich. Bei einem Notfall übernimmt der Kraftwerksleiter die Funktion des **Notfalleiters**. Bei seiner Abwesenheit wird diese Aufgabe von seinem Stellvertreter, einem anderen Mitglied der Kraftwerkslei-tung oder dem Piketzingenieur wahrgenommen.

Der **Notfallstab** ist das beratende Organ des Notfalleiters. Dieser Stab setzt sich je nach Notfallsitu-ation aus den Bereichsleitern, Ressortleitern, Piketzingenieuren und weiteren Spezialisten zusammen. Die Hauptaufgaben des Notfallstabes sind die Analyse der sich entwickelnden Situation, die Führung, Ueberwachung und Koordination der Einsätze der verschiedenen Notfallgruppen sowie die Informa-tion der Behörden und gegebenenfalls der Oeffentlichkeit.

Es bestehen folgende **Notfallgruppen**:

- Schichtequipe
- Notfallgruppe Strahlenschutz/Chemie
- Betriebsfeuerwehr
- Betriebswache
- Notfallgruppe elektrische Versorgung/Kommunikation
- Werksamariterdienst
- Betriebsfremde Hilfskräfte (Feuerwehr, Sanität etc.)

Diese Gruppen sind speziell für die Notfallbekämpfung ausgebildet und ausgerüstet. Aufgaben, Aus-bildung und Weisungen für diese Gruppen sind in den Betriebsstörfall- und Betriebsnotfall-Anweisun-gen des Notfallordners ausführlich beschrieben. Die Aufgaben der einzelnen Notfallgruppen sind in der Notfallordnung umschrieben.

Die **Schichtequipe** hat folgende Aufgaben:

- Ueberführen der Anlage in einen sicheren Zustand
- Mithilfe bei der Notfallalarmierung

- Erste Brandbekämpfungsmassnahmen
- Erste Strahlenschutzmassnahmen
- Erste Unfallhilfe
- Meldung an HSK und NAZ

Die **Notfallgruppe Strahlenschutz und Chemie** ist verantwortlich für den betriebsinternen Strahlenschutz und die Umgebungsüberwachung. Sie veranlasst die notwendigen Massnahmen, um die Strahlenbelastung aller Personen, die sich zur Zeit des Notfalls auf dem KKM-Areal befinden oder zu seiner Bekämpfung angefordert werden, so niedrig wie möglich zu halten. Im Bereich der Umgebungsüberwachung sorgt sie für die Feststellung bzw. Abschätzung der an die Umgebung abgegebenen Aktivitäten.

Der **Betriebsfeuerwehr** sind in Notfällen folgende Aufgaben übertragen: Rettung von gefährdeten Personen, Brandbekämpfung und Schutz der Gewässer vor auslaufenden, schädlichen Flüssigkeiten. In jeder Schichtequipe ist genügend Personal ausgebildet, das im Brandfall und bei auslaufenden schädlichen Flüssigkeiten jeweils als erster Strosstrupp eingesetzt werden kann. Während der Arbeitszeit verfügt die Betriebsfeuerwehr über eine aus ca. 20 Personen bestehende Ersteinsatzgruppe, die vom Kommandorraum aus mit der Personensuchanlage alarmiert werden kann.

Die **Betriebswache** hat bei einer Einwirkung Dritter die Aufgabe, die auf dem Areal befindlichen Personen und Anlagen zu schützen, bis die Kantonspolizei eingreift. Bei allen andern Notfällen ist die Betriebswache für die Zutrittskontrolle zum Kraftwerksareal verantwortlich. Zudem besorgt sie den Empfang und die erste Einweisung der betriebsfremden Hilfsequipen. Die Betriebswache ist für das Erstellen der Betriebsbereitschaft der fernbedienten Auslösung der Sirenen in der Zone 1 verantwortlich, mit denen die Bevölkerung in der Umgebung des Werks alarmiert werden kann (RABE-Alarm).

Die **Equipe für elektrische Versorgung/Kommunikation** hat die Aufgabe, in Notfällen die Stromversorgung mit den Eigenbedarfs- und Notstromanlagen sicherzustellen. Treten in den elektrischen Anlageteilen bzw. Kommunikationsmitteln, die für den jeweiligen Betriebszustand verfügbar sein müssen, Störungen auf, so muss die Equipe diese Störungen beheben oder, falls dies nicht möglich ist, die erforderlichen Provisorien erstellen.

Der **Werksamariterdienst** ist verantwortlich für die erste Hilfeleistung bei Personenunfällen im Kraftwerk. Während der Arbeitszeit wird die Erste Hilfe durch mindestens einen im Normaldienst tätigen Mitarbeiter mit Samariterausbildung geleistet. In jeder Schichtequipe muss mindestens ein Mann die Nothelfer-Grundausbildung besitzen. Der Leiter des Werksamariterdienstes ist für die Ausbildung der im Samariter- und Nothelferdienst eingeteilten Personen sowie für die Beschaffung, Verwaltung und den Ersatz des Sanitätsmaterials verantwortlich.

Als **betriebsfremde Hilfsequipen** können die Berufsfeuerwehr Bern, die Feuerwehren von Mühleberg und des Wasserkraftwerks, die Aerzte des Amtes Laupen und die Sanitätspolizei angefordert werden. Strahlengeschädigte Personen mit oder ohne Verletzungen würden ins Inseelspital transportiert.

10.2.5 Bewertung der Organisation und Aufgabenbereiche

Mit der heutigen Organisationsstruktur können die Aufgaben erfüllt werden. Bezüglich der Anzahl Ressorts besitzt der Bereich Nukleartechnik ein besonderes Gewicht. Es wäre denkbar, dass aus diesem später ein neuer Bereich hervorgeht, der sich ausschliesslich mit Ueberwachungsaufgaben befasst; damit wären Ressorts mit möglicherweise gegensätzlichen Interessen nicht im gleichen Bereich angesiedelt.

Qualitätssicherung (QS) ist die Gesamtheit aller organisatorischen und technischen Massnahmen zur Sicherung der Qualität; sie umfasst somit Qualitätsplanung, Qualitätsprüfung, die Sicherstellung der Erfüllung der Qualitätsanforderung und die Dokumentation sowie den Erfahrungsrückfluss während der einzelnen Bearbeitungsphasen.

Im KKM wird die Qualitätssicherung innerhalb der einzelnen Ressorts wahrgenommen. Eine übergeordnete Qualitätssicherungsstelle, wie dies von der IAEA empfohlen wird⁶, existiert im KKM bisher nicht. KKM beabsichtigt, anfangs 1992 eine Fachstelle für Qualitätssicherung einzuführen, die alle bereits bisher wahrgenommenen QS-Aufgaben in einem gemeinsamen Rahmen fassen wird. Basierend auf einem QS-Programm, das allgemein gültige Regeln für das ganze Kraftwerk enthält, soll ein anlagespezifisches QS-Handbuch geschaffen werden. Erfahrungsgemäss benötigt man dazu etwa drei Jahre, so dass dieses Ziel 1995 erreicht sein sollte. Die Arbeiten im Rahmen der Qualitätssicherung und -kontrolle sollen aber weiterhin in erster Linie in den einzelnen Ressorts geleistet werden.

Die HSK begrüsst die Pläne von KKM zur Verbesserung der Qualitätssicherung und erwartet deren Verwirklichung im Laufe der nächsten Jahre.

10.3 PERSONAL

Der Personalbestand sowie Eignung, Ausbildung und Fachkenntnisse des leitenden und lizenzierten Personals werden von der HSK überprüft.

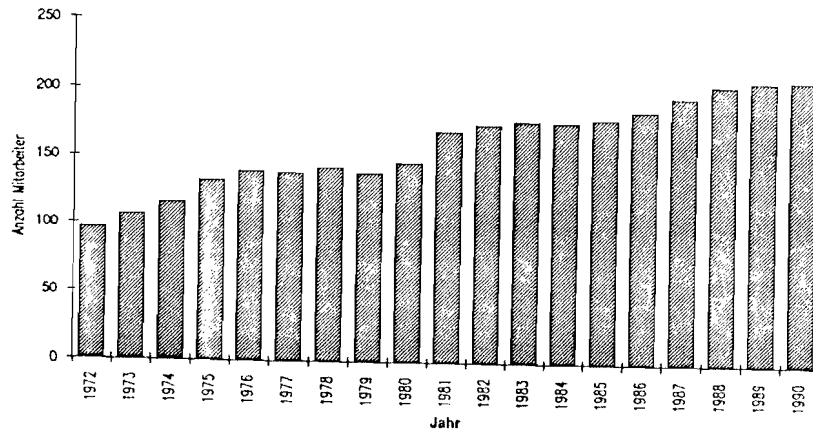
⁶ Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Series No. 75-INSAG-3 (1988)

10.3.1 Anforderungen, Auswahl und Bestand

Im Interesse der Sicherheit sollen nur Personen angestellt werden, die neben ausgewiesenen beruflichen und fachlichen Fähigkeiten auch die notwendigen gesundheitlichen und charakterlichen Eigenschaften für die zu besetzende Stelle haben. Vom leitenden Personal werden vor allem Führungsqualitäten verlangt und vom Schichtpersonal gute Belastbarkeit in Stressituationen. Bei der Anstellung eines Mitarbeiters werden dessen Vorbildung und Erfahrung bewertet, und sein Gesundheitszustand wird durch den Vertrauensarzt untersucht. Fallweise wird seine psychische Eignung mittels Eignungstest geprüft.

Abb. 10-2 zeigt die Entwicklung des Personalbestandes im KKM. Seit der Aufnahme des kommerziellen Betriebs im Jahre 1972 hat sich der Personalbestand mehr als verdoppelt. Hauptgründe dafür sind ein genereller personeller Ausbau der meisten Ressorts, vor allem des Anlagenbetriebs und der Informatik, die Erweiterung der Ingenieur-Kapazität sowie die Einführung der Betriebswache. Mitte 1991 betrug der Personalbestand 224 Mitarbeiter (Sollwert seit Anfang 1991: 246 Mitarbeiter) und ist verglichen mit andern schweizerischen und ausländischen Kernkraftwerken gering. Die Notwendigkeit einer Erhöhung des Personalbestandes wird im folgenden begründet.

Abb. 10-2 Entwicklung des Personalbestandes im KKM seit 1972



Der Bestand an lizenziertem Betriebspersonal betrug Ende 1990 34 Mitarbeiter unterteilt in 6 Pikettingenieure, 9 Schichtchefs, 7 A-Operateure und 12 B-Operateure. Die mittlere Betriebszugehörigkeit des lizenzierten Personals beträgt nahezu 17 Jahre. Die meisten Pikettingenieure und Schichtchefs haben die Inbetriebnahme des Werkes mitgemacht und sich damit ein umfassendes Wissen über Aufbau, Arbeitsweise und Zusammenwirken der einzelnen Systeme erworben. Dank der geringen Personalfuktuation bleibt das Erfahrungspotential erhalten, was wesentlich zum sicheren Anlagenbetrieb beiträgt. Seit 1989 werden junge Handwerker und HTL-Ingenieure rekrutiert, um die sich dem Pensionierungsalter nähernden Betriebsangehörigen ersetzen zu können. Zudem wird eine sechste Schichtmannschaft aufgebaut, dies im Hinblick auf kommende Arbeitszeitverkürzungen und vermehrte Weiterbildung.

Die Erfahrung der letzten Jahre zeigte, dass laufend zusätzliche Ingenieurarbeiten zu leisten sind. Zudem wird zur Durchführung von Unterhaltsarbeiten dauernd ein relativ hoher Bestand an Temporärpersonal im KKM beschäftigt. Da sich Fehler im Unterhalt nachteilig auf die Sicherheit und den Betrieb auswirken können, ist die Qualität dieser Arbeiten sehr wichtig; auch aus diesen Gründen ist die Erhöhung des Bestandes an eigenem Personal notwendig. Der Personalbestand soll so gewählt werden, dass die im Dauerbetrieb anfallenden Aufgaben mit eigenem Personal bewältigt werden können. Die HSK hat deshalb mit Befriedigung zur Kenntnis genommen, dass der Personalbestand weiter vergrößert werden soll.

Im Zusammenhang mit der beantragten Leistungserhöhung sind zusätzliche Beanspruchungen des Personals zu erwarten, z. B. zum Erarbeiten von Versuchs-, Mess- und Inspektionsprogrammen sowie zum Auswerten der Ergebnisse. Es ist zu vermeiden, dass dies auf Kosten der Bearbeitung bereits bestehender Pendenzen geht, welche sicherheitsrelevante Studien und Änderungen zum Gegenstand haben. Bearbeitung und Abschluss solcher Pendenzen haben sich nicht zuletzt wegen der angespannten Personalsituation verzögert. Auch wenn keine Pendenz direkt mit der Leistungserhöhung verbunden ist, so ist doch die Summe der Pendenzen so gross, dass jede Zusatzbelastung vermieden werden sollte. Eine allfällige Leistungserhöhung sollte erst dann durchgeführt werden, wenn sich die Personalsituation im KKM etwas entspannt hat. Die HSK wird deshalb die Entwicklung des Personalbestandes verfolgen und anlässlich des Freigabeverfahrens zur Leistungserhöhung eine Ueberprüfung vornehmen.

Für grössere Revisionen, Reparaturen und Spezialarbeiten, vor allem während des jährlichen Revisionsstillstandes mit dem Brennstoffwechsel, werden geeignete Personen, zum Teil von Lieferfirmen, beigezogen. Das Fremdpersonal untersteht bezüglich Notfallorganisation, Aufsicht und Strahlenschutz den zuständigen Organen des Kernkraftwerks. Das Fremdpersonal wird entsprechend instruiert und ausgebildet, bevor es seine Tätigkeit im Werk aufnimmt.

10.3.2 Aus- und Weiterbildung

In den Kernkraftwerken wird der Aus- und Weiterbildung auf allen Stufen grosse Aufmerksamkeit geschenkt. Die Fachkenntnisse müssen laufend aufgefrischt und ergänzt werden.

Leitendes Personal

Zum leitenden Personal gehören der Kernkraftwerksleiter, die Bereichsleiter, die Ressortleiter einschliesslich deren Stellvertreter und die Pickettingenieure. An die berufliche Vorbildung, die berufliche Erfahrung und die Führungsqualitäten der leitenden Personen werden besonders hohe Anforderungen gestellt. Zusätzlich haben sie sich eingehend auf ihre Aufgaben vorzubereiten und dabei das notwendige Spezialwissen, insbesondere die spezifischen Anlagekenntnisse, zu erwerben. Des Weiteren fordern die Aufsichtsbehörden, dass sich das leitende Personal laufend weiterbildet und sein Wissen auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik hält.

Betriebspersonal

Die Ausbildung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals (Reaktoroperateure, Schichtchefs und Pickettingenieure) wird von der HSK intensiv begleitet. Diese Ausbildung ist in der Richtlinie R-27 speziell geregelt. Der Ausbildungschef im KKM erstellt jährlich ein Ausbildungsprogramm für das lizenzpflichtige Betriebspersonal.

Für die Ausbildung zum **lizenzierten Reaktoroperator** (B-Operator) werden Lehre und Erfahrung als Berufsmann in der Fachrichtung Maschinen- oder Elektrotechnik oder eine Ingenieurausbildung sowie eine mindestens zweijährige erfolgreiche Tätigkeit als C-Operator vorausgesetzt. Während der Zeit als C-Operator absolviert der Kandidat eine theoretische und praktische Schulung im eigenen Kernkraftwerk, welche nach den Empfehlungen der GSKL durchgeführt wird und wahlweise mit der BIGA-Berufsprüfung gemäss Art. 53-57 des Berufsbildungsgesetzes als KKW-Anlagenoperator abgeschlossen werden kann.

Angehende Reaktoroperateure (B-Operateure) haben anschliessend eine umfassende theoretische und praktische Schulung zu absolvieren und die von der HSK vorgeschriebene Lizenzprüfung als Reaktoroperator zu bestehen.

Für die theoretische Schulung besucht der Kandidat in der Regel die gemäss Art. 58 ff des Berufsbildungsgesetzes gestaltete Technikerschule des PSI, deren Ausbildungs- und Prüfungsaufgaben durch die HSK und die Ausbildungsverantwortlichen der Kernkraftwerke laufend überprüft werden. Der Absolvent erhält nach bestandener Abschlussprüfung das vom BIGA anerkannte Diplom als Kernkraftwerkstechniker TS.

Die praktische Schulung schliesst einen mindestens zweiwöchigen Kurs an einem Kernkraftwerksimulator und eine Strahlenschutzausbildung mit ein. Gegenwärtig werden am Grosssimulator in Vermont Yankee (USA) sowohl das Anlageverhalten im Normalbetrieb als auch bei Störfällen eingeübt. Die praktische Strahlenschutzausbildung vermittelt die erforderlichen Kenntnisse zum betrieblichen Strahlenschutz und zur Anwendung der gebräuchlichen Strahlungsmessgeräte. Diese Ausbildung dauert ebenfalls mindestens zwei Wochen.

B-Operateure können nach entsprechender Berufserfahrung und Zusatzausbildung bezüglich Verhalten in Stör- und Notfallsituationen und Personalführung die A-Operateurlizenz erwerben. A-Operateure können kurzzeitig als Schichtchef-Stellvertreter eingesetzt werden.

A-Operateure mit Führungsqualitäten und entsprechender Betriebserfahrung können die Lizenz als **Schichtchef** erwerben. Das Grundwissen des Kandidaten wird durch Ergänzungskurse nach den Empfehlungen der GSKL erweitert. Diese Kurse finden zum Teil an der Technikerschule bzw. der Strahlenschutzschule des PSI statt. Besonderes Gewicht wird ausserdem einer kommunikativen Führungsausbildung, erweiterten Störfallkenntnissen, einem zusätzlichen Simulatortraining und den Kenntnissen über Massnahmen und Einrichtungen zur Sicherung des Kernkraftwerks beigemessen.

Kandidaten für die Ausbildung zum **Pickettingenieur** werden unter der Gruppe erfahrener Schichtchefs mit abgeschlossenem Ingenieurstudium ausgewählt. In einer mehrwöchigen Zusatzausbildung erweitern sie ihre Kenntnisse über Störfälle, Notfall- und Alarmorganisation sowie über Massnahmen und Einrichtungen zur Sicherung des Kernkraftwerks. An Simulatorkursen studieren sie insbesondere das Anlageverhalten bei Auslegungsstörfällen und auslegungsüberschreitenden Störfällen. In speziellen Kursen werden sie auf Führungsprobleme unter erschwerten Bedingungen vorbereitet.

Zum Abschluss der Ausbildung werden Lizenzprüfungen durchgeführt, um festzustellen, ob der Kandidat die erforderlichen Kenntnisse, Fähigkeiten und Erfahrungen besitzt, um die der Lizenzstufe entsprechenden Aufgaben übernehmen zu können. Die Lizenzprüfungen bestehen aus einem Prüfungsgespräch und einem praktischen Teil. Dieser wird für Reaktoroperateure in Form einer Betragung während eines Anlage- oder Kommandoraumrundgangs durchgeführt; Schichtchefs müssen die bei einem Störfall im Kommandoraum zu ergreifenden Massnahmen beschreiben. Pickettingenieure legen den praktischen Teil ihrer Prüfung anlässlich einer Notfallübung ab. Die Prüfungen werden in der Regel von zwei bis drei leitenden Mitarbeitern des Werks, z.B. Kernkraftwerks-, Betriebs- und Ausbildungsleiter, sowie Mitarbeitern der HSK abgenommen.

Strahlenschutzkontrolleure

Für die Ausbildung zum Strahlenschutzkontrolleur wird die Lehre in einem technischen Beruf vorausgesetzt. Die Ausbildung erfolgt nach einem mit der HSK abgesprochenen und in der Richtlinie R-37 festgelegten Modus. Die Ausbildung beginnt mit einer 15wöchigen theoretischen Schulung mit Prak-

tika, an der die Grundlagenkenntnisse vermittelt werden. Sie wird in der Regel an der Strahlenschutzschule des PSI absolviert und mit einer Prüfung abgeschlossen. Für die Lizenzierung hat der Kandidat zusätzlich eine mindestens dreimonatige praktische Ausbildung nachzuweisen, während der er unter Aufsicht eines erfahrenen Strahlenschutzkontrolleurs in einem Kernkraftwerk eingesetzt wird.

Bewährte Strahlenschutzkontrolleure, welche die erforderlichen Vorgesetztenqualitäten besitzen, können zu Chefkontrolleuren ausgebildet werden. Sie haben dazu ihre theoretischen und praktischen Kenntnisse zu vertiefen und zu erweitern; im besonderen sind auch die Anforderungen zur Führung von Arbeitsgruppen zu berücksichtigen. Der theoretische Vertiefungskurs wird in der Regel an der Strahlenschutzschule des PSI durchgeführt. Auch diese Ausbildung wird mit einer von der HSK abgenommenen Prüfung abgeschlossen.

Uebrigtes technisches Personal

Alle vier technischen Bereiche benötigen qualifiziertes Personal auf allen Stufen, d.h. vom Angelehnten über den Handwerker bis zum Ingenieur. Die werkspezifische Ausbildung erfolgt entsprechend den Aufgaben der einzelnen Ressorts und den jeweiligen Funktionen. Je nach Erfordernis sind Prüfungen Teil des Ausbildungsprogramms.

Weiterbildung und Requalifikation

Der Kernkraftwerksleiter sorgt dafür, dass alle Mitarbeiter, insbesondere aber das lizenzierte Betriebspersonal, den Stand ihrer Fachkenntnisse erhalten und fördern können. Die Weiterbildung berücksichtigt auch einzelne Bereiche der Persönlichkeitsbildung. Insgesamt soll sie dazu führen, dass die Mitarbeiter jederzeit in der Lage sind, die ihnen zugeteilten Aufgaben verantwortungsbewusst zu erfüllen und ihr fachtechnisches Wissen den neuesten Kenntnissen anzupassen. Die Weiterbildung beruht auf Selbststudium und dem Besuch von geeigneten Kursen und Seminaren, z. B. Simulatorkursen, Führungsschulungen und werksinternen Lehrgängen. Simulatorkurse werden von den Reaktoroperatoren, Schichtchefs und Pickettingenieuren üblicherweise in 18monatigem Abstand absolviert. Dies entspricht den Forderungen der Richtlinie R-27. Die Notwendigkeit einer Erhöhung wird zur Zeit bei den Sicherheitsbehörden diskutiert. Für eine moderne und effiziente Aus- und Weiterbildung des Betriebspersonals wurde der Bau eines anlagenspezifischen Kompaktsimulators in Auftrag gegeben, der 1994 einsatzbereit sein soll.

Die beruflichen Fähigkeiten und das Verhalten der lizenzierten Personen werden von den Vorgesetzten laufend beobachtet und periodisch bewertet. Dazu gehören auch die Ergebnisse der Simulatorkurse. Die medizinische Kontrolluntersuchung erfolgt jährlich durch den Werksarzt. Eine psychologische Untersuchung wird nur bei begründetem Verdacht durch den Vorgesetzten oder den Werksarzt angeordnet.

10.4 BETRIEBSVORSCHRIFTEN UND DOKUMENTATION

10.4.1 Administrative und technische Vorschriften

Das Kraftwerksreglement (früher Betriebsreglement genannt) ist das Grundlagendokument; es beschreibt und regelt die organisatorischen Beziehungen und die Aufteilung der Aufgaben und Kompetenzen zwischen den Funktionsträgern mit Entscheidungsbefugnis. Es regelt zudem die grundlegenden Anforderungen bezüglich Betriebsführung, Werkschutz, Pickettdienst, Strahlenschutz und Notfallorganisation. Das Kraftwerksreglement wird allen Mitarbeitern des KKM abgegeben. Die derzeit gültige 6. Fassung trat am 1. Mai 1991 in Kraft und ersetzte die 5. Fassung vom 1. März 1989. Die nachfolgend aufgeführten Dokumente sind für den Anlagenbetrieb massgebend. Je ein verbindliches (und dementsprechend aufdatiertes) Exemplar liegt im Kommandoraum auf:

- Kraftwerksreglement
- * Technische Spezifikationen
- Gesamtanlagen-Fahrvorschrift
- Betriebsvorschriften für die einzelnen Systeme und Komponenten
- Allfällige temporäre Betriebs- oder Sicherheitsvorschriften
- Allgemein gültige Weisungen (A-Weisungen; sie betreffen administrative Abläufe)
- Betriebsweisungen (B-Weisungen; Präzisierungen und Ergänzungen für Betrieb und Unterhalt)
- Schichtanweisungen (Anweisungen an das Betriebspersonal)
- Strahlenschutzreglement (Vorschriften über den Strahlenschutz)
- Reglement über die Abgabe radioaktiver Stoffe aus dem KKM und über die Umgebungsüberwachung (verfasst von der HSK und der KUeR)
- * Notfallreglement (ist unter dem Titel "Notfallordnung" Teil des Kraftwerksreglements)
- Notfallordner mit Betriebsnotfall-Anweisungen
- Betriebsstörfall-Anweisungen
- Dossier EW3 (Vorschriften bei Sabotagegefahr)
- Weisungen für den Ueberlandbetrieb (Betrieb im elektrischen Netz der BKW)
- Wichtigste Zeichnungen und Schemata

Die mit einem Stern bezeichneten Dokumente erfordern eine Freigabe der HSK gemäss HSK-Richtlinie R-15⁷.

⁷ HSK-Richtlinie R-15: Richtlinie zur Berichterstattung (August 1987)

Die oben aufgeführten Dokumente sind vollständig und aktualisiert im Kommandoraum vorhanden. Korrekturen und Aenderungen werden zuerst provisorisch von Hand eingetragen und vom Ressortleiter Anlagenbetrieb überprüft. Der definitive Ersatz der mit Handkorrektur versehenen Blätter erfolgt bei wichtigen Aenderungen kurzfristig und bei unbedeutenden Aenderungen periodisch in Abständen von einem bis zwei Jahren.

Wegen Aenderungen in der Anlage, der Organisationsstruktur und neuen Erkenntnissen ist eine Revision der Betriebs- und Notfalldokumente im Gange. Die Einführung des SUSAN, der für 1992 vorgesehene Einbau eines Containment-Druckentlastungssystems mit Filtern (Kap. 9.4) und die Einführung des neuen Reaktorschutzsystems (Kap. 6.6.8.3) machen eine grössere Ueberarbeitung des Notfallorders notwendig. Diese soll für den Teil 1 (administrative Weisungen und allgemeine Dokumente) bis Ende Oktober 1991, für den Teil 2 (Notfallanweisungen inkl. Checklisten) bis Ende 1992 abgeschlossen sein.

10.4.2 Dokumente über den Betrieb und das Betriebsverhalten

Gemäss Kraftwerksreglement sind folgende Betriebsaufzeichnungen als Nachweise über das Betriebsverhalten zu führen:

- Schichtbuch: chronologische Dokumentation aller Betriebsvorgänge einschliesslich wichtiger Schalthandlungen, Störungen mit ihrer Ursache, Reparaturen wichtiger Aggregate
- Reaktorbuch: Steuerstabbewegungen, Reaktorleistung, Neutronenflussinstrumentierungen, Störungen, BE-Bewegungen usw.
- Alarmprotokolle: Sie werden normalerweise vom Computer aufgelistet; bei Computerausfall werden diese Betriebsaufzeichnungen nach entsprechenden Checklisten protokolliert
- Ausdrücke der Bildschirmdarstellung wichtiger Anlagegrössen (ERIS, Kap. 6.9.2)
- Schichtrapport: schichtinterne Mitteilungen administrativer oder organisatorischer Art
- Checklisten: Schaltzustände der Systeme, Aufzeichnungen aller Prüfungsvorgänge, Rundgangchecklisten usw.
- Betriebsaufzeichnungen vor Ort: Protokolle wichtiger Betriebsdaten, die nicht vom Computer protokolliert werden
- Arbeitsanträge und Absicherungen: ständige Kontrolle aller im Zusammenhang mit dem Absicherungsverfahren laufenden Arbeitsanträge und Absicherungen
- Checklisten von Wiederholungsprüfungen: Darin sind die nach den Technischen Spezifikationen und Betriebsvorschriften durchgeführten Wiederholungsprüfungen bestätigt

- Radwaste-Schichtbuch: Kontrolle der Wasserbewegungen im Aufbereitungsgebäude und der Wasserabgabe an die Aare
- Brennelement-Wechsel: Protokollführung über alle Brennstoffbewegungen und den Beladezustand des Kerns
- Schreiberstreifen: Sie werden als Betriebsdokumente archiviert

Anhand dieser Betriebsaufzeichnungen können alle wichtigen Betriebsvorgänge dokumentiert und bewertet werden. Sie haben bisher ihren Zweck erfüllt und entsprechen den Anforderungen, insbesondere seit der Einführung des ERIS.

10.4.3 Dokumentation über die Anlage

Im wesentlichen umfasst die Dokumentation der Anlageausführung folgende Typen von Unterlagen:

- Sicherheitsbericht 1989 (4 Bände)
- Probabilistische Sicherheitsanalyse MUSA
- Spezifikationen, insbesondere
 - System-Auslegungsspezifikationen
 - Herstellungsspezifikationen
 - Prüfspezifikationen der Qualitätssicherung
- Prüf-, Abnahme- und Uebernahmeprotokolle, insbesondere der Basismessungen und der Inbetriebsetzungen
- Berechnungsunterlagen, z.B. über Spannungs- und Erdbebenanalysen
- Betriebshandbücher, insbesondere die Dokumentationen der Hersteller über technische Daten, Installation, Betrieb, Wartung der Komponenten sowie für das Ersatzteilwesen
- Listen, Tabellen und Verzeichnisse, insbesondere
 - Komponentenliste
 - Instrumentierungsliste
 - elektrische Verbraucherliste
 - Armaturenliste und Rohrstrangverzeichnis
 - Alarmtabelle
- Qualitätssicherungsdokumente, insbesondere
 - Vorprüfunterlagen für Komponententertigung und deren Enddokumentation

- . Vorprüfunterlagen für Komponentenmontage und deren Enddokumentation
- . Qualifikationsberichterstattung (Nachweise)
- Zeichnungen, Pläne Schemata, insbesondere:
 - . technische Zeichnungen der Komponenten
 - . Dispositionspläne
 - . Rohrleitungs- und Fließschemata
 - . Belastungspläne, Isometrien
 - . Logik-, Steuerungs-, Regelungs- und Instrumentierungsschemata
 - . Signallaufpläne
 - . Gebäude-, Armierungs- und Schalungspläne
 - . Brandschutzpläne
 - . Wiederholungsprüfpläne
- Anträge, insbesondere für
 - . Baufreigaben
 - . Montagefreigaben
 - . Arbeitsaufträge
 - . Anlageänderungen
- Dokumente über durchgeführte Reparaturen und Änderungen

Die Dokumentation wird laufend nachgeführt. Insbesondere ist der Sicherheitsbericht jährlich auf seine Richtigkeit zu überprüfen und gegebenenfalls zu revidieren (Auflage).

10.4.4 Archivierung

Alle Dokumente, Schreiberstreifen, Arbeitsaufträge, Checklisten, Anlagen-Änderungsanträge, Funktions-Prüflisten, Absicherungslisten usw. werden in einem speziellen Betriebsarchiv abgelegt. Die Aufbewahrungsdauer für die einzelnen Dokumente wurde bisher nicht spezifiziert, d. h. es sind noch alle Unterlagen seit Betriebsbeginn vorhanden. Das Archiv ist übersichtlich geordnet und an einem geeigneten Ort untergebracht.

10.5 ZUSAMMENFASSENDE BEWERTUNG

Die Organisationsstruktur des KKM entspricht den Richtlinien der Aufsichtsbehörden und hat sich in der Praxis als zweckmässig erwiesen. Die Qualitätssicherung war bisher bereichsintern geregelt; es soll neu eine übergeordnete Qualitätssicherungsstelle geschaffen und ein für die gesamte Anlage gültiges Qualitätssicherungskonzept eingeführt werden.

Die HSK beurteilt den heutigen Bestand an lizenziertem und nicht-lizenziertem Personal als knapp. Die vorgesehene Personalaufstockung wird deshalb als notwendig erachtet.

Die Aus- und Weiterbildung des lizenzierten Betriebspersonals und des Strahlenschutzpersonals entspricht den von der HSK gestellten Forderungen. Die HSK beurteilt die Lehrpläne, Unterrichtsmethoden und Lerninhalte als gut. Der Umfang der notwendigen Simulatortrainings wird zur Zeit diskutiert.

Die Betriebsvorschriften und die Dokumentationen des Betriebs sind zweckmässig abgefasst und den Bedürfnissen angepasst. Dasselbe gilt für die Dokumente über den technischen Zustand der Anlage. Die wegen Änderungen in der Anlage, der Organisationsstruktur und neuen Erkenntnissen notwendige Revision der Betriebs- und Notfalldokumente ist im Gange. Der laufenden Nachführung, insbesondere des Notfallordners, ist besondere Aufmerksamkeit zu schenken.

11. NOTFALLSCHUTZ FÜR DIE UMGEBUNG

11.1. ALLGEMEINES

Die Grundlage für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernkraftwerke bilden die Notfallschutzplanung des Bundes¹ und die Notfallschutzverordnung². Mit deren Herausgabe wurden die betroffenen Stellen des Bundes, der Kantone und Gemeinden sowie das KKM beauftragt, die notwendigen technischen und organisatorischen Vorbereitungen zu treffen.

Der Notfallschutz hat zum Ziel, die bei einem schweren Unfall allenfalls entstehenden Auswirkungen auf die Bevölkerung zu lindern. Insbesondere sollen akute Strahlenschäden vermieden und späte Gesundheitsschäden minimiert werden. Dazu müssen geeignete Schutzmassnahmen für die Bevölkerung in der Umgebung des KKM rechtzeitig ergriffen werden können. Das Notfallschutzkonzept sieht zu diesem Zweck folgende organisatorische und technische Massnahmen vor:

- Vororientierung der Bevölkerung über Verhaltensmassnahmen im Alarmfall (Informationsschrift)
- Ein rasches Alarmsystem (RABE) zur Warnung der zuständigen Behörden und zur Alarmierung der Bevölkerung
- Notfallorganisationen im KKM, in den betroffenen Gemeinden und Kantonen sowie auf Bundesebene für die rechtzeitige Alarmierung und das Ergreifen von Schutzmassnahmen
- Das Dosis/Massnahmenkonzept der Eidg. Kommission für AC-Schutz (KOMAC) zum Schutz der Bevölkerung vor externer und interner Bestrahlung
- Eine Messorganisation für die Bestimmung der Verstrahlungslage in der Umgebung des KKM

Grundlage für die Planung des Notfallschutzes ist der Referenzquellterm (Tab. 9-17, Kap. 9.9.3.6).

Für die Verwirklichung des Notfallschutzes ist eine enge Zusammenarbeit der zuständigen Stellen notwendig. Die Zuständigkeiten für die Vorbereitung und Durchführung der Massnahmen sind in der Notfallschutzverordnung geregelt. Der Ablauf der Warnung und Alarmierung sowie die einzusetzenden Organisationen sind in der Notfallschutzplanung des Bundes¹, der Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität³ und der Verordnung über die Nationale Alarmzentrale (NAZ)⁴ geregelt.

¹ Notfallschutzplanung für die Umgebung von Kernkraftwerken in der Schweiz, HSK (1977, Uebersarbeitung 1991)

² Verordnung über den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen vom 28.11.1983 (SR 732.33)

³ Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (VEOR) vom 1.7.1991 (SR 732.32)

⁴ Verordnung über die Nationale Alarmzentrale vom 1.4.1991 (SR 732.34)

11.2 NOTFALLSCHUTZPLANUNG IM KKM

Für die Einsatzbereitschaft des KKM bei Notfällen sind folgende Bereiche von Bedeutung:

- Notfallorganisation: Organisatorische Gliederung, Zuteilung von Aufgaben und Kompetenzen (Kap. 10.2.4)
- Notfalldokumentation (Kap. 10.4.1)
- Notfallschutzinfrastruktur: Kommunikations- und Uebertragungsmittel, Unfallinstrumentierung und Notfallraum (Kap. 11.2.1)
- Ausbildungsstand des Personals in fachlicher und organisatorischer Hinsicht sowie das Zusammenwirken der gesamten Notfallorganisation (Kap. 11.4)

11.2.1 Notfallschutzinfrastruktur

Kommunikations- und Uebertragungsmittel

In Notfallsituationen sind geeignete und genügend redundante Kommunikations- und Uebertragungsmittel für die Verbindungen zwischen den in der Notfallorganisation eingebundenen Stellen äusserst wichtig. Folgende Verbindungen sind im KKM vorhanden:

- Ueber zwei interne Vermittlerstationen (eine davon im Kommandoraum) sind Verbindungen zum öffentlichen Telefonnetz über zwei unabhängige Ortszentralen der PTT vorhanden.
- Zwei separate Leitungen führen von der KKM-Telefonzentrale zur Telefonzentrale der Zentralen Energieverteilungsleitstelle der BKW in Mühleberg (ZLS) und ermöglichen von dort aus Verbindungen über das Netz der schweizerischen Elektrizitätswerke.
- Für den Bereich der Zone 1 (Kap. 2.6) sowie für den Wohnortsbereich der Betriebsmannschaften des KKM wurde ein System zur Mobilisation mittels Telefon (SMT) eingerichtet. Das SMT erlaubt eine simultane Alarmierung mehrerer Telefonempfänger mit Priorität. Daran angeschlossen sind u. a. Mitglieder der Gemeinde-Notfallstäbe und der Notfallorganisation des KKM. Für dieses System wurden zwei unabhängige Steuerstellen installiert, je eine im Kommandoraum des KKM und in der ZLS.
- Eine spezielle Telefonverbindung basierend auf Mietleitungen verbindet alle Kernkraftwerke mit der HSK und der NAZ. Diese Verbindung ist unabhängig von Ueberlastungen im öffentlichen Telefonnetz.
- Eine Funkanlage mit zwei örtlich getrennten Kommandostationen kann für KKM-internen Gebrauch und für externe Verbindungen entweder direkt über separate Funkkanäle oder mit Ankoppelung an das Telefonnetz benutzt werden.

- Zur raschen Alarmierung der Bevölkerung in der Zone 1 (RABE-Alarm) sind 8 stationäre Sirenen vorhanden, die innerhalb einer halben Stunde scharfgeschaltet und anschliessend im Kommandoraum ausgelöst werden können. Die Betriebsbereitschaft der Sirenen wird dauernd überwacht; die Wartung und die jährlichen Probeläufe werden durch KKM-Mitarbeiter durchgeführt.
- Die meteorologischen Messdaten der Umgebung des KKM dienen primär zur Bestimmung des bei einem Unfall gefährdeten Sektors der Zone 2 (Abb. 2-2). Ferner werden sie auch zur Abschätzung der Ausbreitungsverhältnisse der radioaktiven Stoffe in der Umgebung benutzt. Für die Erfassung (Kap. 2.5) und die Uebertragung der Meteodaten stehen entsprechende Mess-, Registrier- und Uebertragungseinrichtungen zur Verfügung. Die meteorologischen Daten werden sowohl beim Standort des Kernkraftwerks als auch auf Stockeren erfasst.

Im Falle eines Verlusts der Stromversorgung oder einer Ueberflutung sind folgende Vorkehrungen zur Aufrechterhaltung der internen und externen Verbindungen getroffen:

- Der Betrieb der Telefonanlage und des Funksystems wird durch Batterien sichergestellt.
- Das Telefonnetz ist so ausgelegt, dass es auch im Falle einer Ueberflutung des Kraftwerksgeländes bis zu einer Fluthöhe von +4 m betrieben werden kann. Für noch grössere Fluthöhen stehen eine unabhängige Telefonleitung vom Kommandoraum des KKM zur ZLS und die Funkanlage zur Verfügung.

KKM hat die Zweckmässigkeit seiner Kommunikationsmittel für externe Verbindungen bei auslegungsüberschreitenden Störfällen überprüft. Dabei wurde erkannt, dass noch Anschlüsse in den Ersatznotfallraum eingerichtet werden müssen.

Unfallinstrumentierung

Zur Messung der Aktivitäten und Dosisleistungen bei einem Unfall sind folgende spezielle Instrumentierungen vorhanden:

- Im Primärcontainment sind 2 Messkammern zur Messung hoher Dosisleistungswerte installiert. Nach Erreichen von definierten Pegelwerten liefern sie eine Anzeige zur Auslösung der RABE-Alarme WARNUNG bzw. ALARMIERUNG (Kap. 6.15.2).
- Im Abluftsystem ist ein Messsystem mit erweitertem Messbereich für hohe Dosiswerte (Unfallinstrumentierung) installiert. Es dient bei Unfällen zur Ermittlung der Abgabemengen radioaktiver Stoffe über die Abluft an die Umgebung (Kap. 6.15.1).
- Ein Probenahmesystem (PASS, Kap. 6.14.6.2) ist installiert und erprobt, welches bei einem Unfall eine fernbediente Entnahme von Luftproben aus dem Primärcontainment und von Reaktorwasserproben aus dem Druckbehälter und dem Torus ermöglicht.

Notfallräume

- Ein Notfallraum und ein Uebermittlungsraum dienen dem Notfallstab als Arbeitsräume bei Störfällen. Dem Notfallstab stehen in diesen Räumen Kommunikationseinrichtungen für interne und externe Verbindungen und die notwendigen technischen und organisatorischen Unterlagen, inkl. Notfallordner, zur Verfügung. Die wichtigsten aktuellen Anlageparameter werden im Notfallraum auf einem Bildschirm kontinuierlich dargestellt (ERIS, Kap. 6.9.2). Der Ersatznotfallraum ist noch mit entsprechender Dokumentation und mit Kommunikationsmitteln auszustatten.

11.3 Notfallschutzplanung für die Umgebung

Gemäss Notfallschutzplanung wurde die Umgebung des KKM in eine Zone 1 mit einem Radius von ca. 2,8 km und eine Zone 2 mit einem Radius von ca. 20 km eingeteilt. Die Zone 1 liegt ganz im Kanton Bern und umfasst die gesamte Gemeinde Wileroltigen und grössere Teilgebiete der Gemeinden Radetingen, Mühleberg und Gولات. Die Zone 2 umfasst Teilgebiete der Kantone Bern, Freiburg, Neuenburg, Solothurn und Waadt.

11.3.1 Vorbereitungen in der Zone 1

Organisatorische Vorbereitungen

Der Kanton Bern hat 1979 erstmals ein kantonales Konzept für den Notfallschutz erarbeitet und den Gemeinden als Grundlage für ihre eigene Notfallschutzplanung abgegeben. Der Bevölkerung wurde 1979 erstmals eine Informationsbroschüre und ein Merkblatt über das Verhalten im Notfall abgegeben. Diese Informationsbroschüre wurde 1989 durch eine neue ersetzt.

Im Rahmen ihrer Ausbildung besuchten 1989 die Gemeindeführungsstäbe der Zone 1 einen von der HSK durchgeführten Notfallschutzkurs. Dieser Kurs wird bei Bedarf wiederholt.

Die Kantonspolizei Bern hat ein umfassendes Verkehrsumleitungskonzept erarbeitet und die dafür benötigten Unterlagen und Verkehrssignalisationsmaterialien den Gemeinden abgegeben. Die Verkehrsumleitungsmassnahmen wurden 1981 im Rahmen einer Übung überprüft.

Technische Vorbereitungen

Als Alarmsystem der Zone 1 sind, wie in Kap. 11.2.1 erwähnt, 8 stationäre Sirenen installiert.

Die Uebermittlung von Warn- und Alarmmeldungen an die Gemeindebehörden erfolgt seit 1990 durch das SMT des KKM. Die bisherige Uebermittlungsart durch die Kantonspolizei über das öffentliche Telefonnetz wird als Redundanz beibehalten. Für den direkten Empfang von Notfallmeldungen vom KKM verfügen die einzelnen Gemeinden über mehrere SMT-Anschlüsse. Die Regierungstatthalterämter Laupen und Aarberg verfügen ebenfalls über je 2 SMT-Anschlüsse. Die Einrichtung dieses Systems erlaubt eine wesentlich raschere Alarmierung der umliegenden Gemeinden.

11.3.2 Vorbereitungen in der Zone 2

Organisatorische Vorbereitungen

Alle betroffenen Kantone der Zone 2 (Bern, Freiburg, Neuenburg, Solothurn und Waadt) haben im Rahmen des Aufbaus des Alarmsystems auf Stufe Kanton und Gemeinden die Zuständigkeit für die Alarmierung der Bevölkerung geregelt. Die Bevölkerung dieser Kantone ist heute im Besitze einer kantonalen Informationsbroschüre, um sich über das Verhalten und die vorgesehenen Schutzmassnahmen bei einem radiologischen Ereignis informieren zu können.

In der übrigen Schweiz (Zone 3) erfolgt die Alarmierung, falls notwendig, durch die Zivilschutzorganisation.

Technische Vorbereitungen

In der Zone 2 ist das Alarmsystem gemäss der HSK-Richtlinie R-19 eingerichtet und betriebsbereit. Dieses System wird jährlich im Rahmen des gesamtschweizerischen Sirenenprobelaufes geprüft. Einzelne Kantone projektieren gegenwärtig regionale Fernsteuersysteme für eine zentrale Auslösung der stationären Sirenen. Im weiteren sind geeignete Kommunikationssysteme für eine schnellere und sicherere Verbreitung von Warn- und Alarmmeldungen von den Kantonen zu den Gemeinden in Abklärung.

Ausbildung

Die HSK führt seit 1988 spezielle eintägige Notfallschutzkurse für die Ausbildung der Gemeindeführungsstäbe durch. Diese Notfallschutzkurse vermitteln den Teilnehmern Grundlageninformationen über die Gefahren durch Radioaktivität und Strahlenwirkung und machen sie vor allem mit den

Aufgaben und der Problematik einer Alarmierung der Bevölkerung und der Durchführung der dann notwendigen Schutzmassnahmen vertraut.

Bisher haben alle Gemeindeführungsstäbe aus den in den Zonen 1 und 2 liegenden Gemeinden des Kantons Berns (104 Gemeinden), des Kantons Solothurn (4 Gemeinden) und des Kantons Waadt (8 Gemeinden) zusammen mit einer grösseren Anzahl kantonalbernischer Beamten diesen Notfallschutzkurs besucht. Die Ausbildung der Führungsstäbe der betroffenen Gemeinden der Kantone Freiburg und Neuenburg ist geplant.

11.3.3 Messorganisation für die Umgebung

Die Notfallschutzplanung des Bundes und das Dosis/Massnahmenkonzept der KOMAC legen die vorgesehenen Schutzmassnahmen für die Bevölkerung fest. Für die Ueberwachung und Bestimmung radioaktiver Immissionen bei einem schweren Unfall sind verschiedene organisatorische und messtechnische Vorbereitungen getroffen. Es sind dies:

- An festen Standorten der Zone 1 ausgelegte Dosimeter
- Vorbereitete Messwagenrouten im Bereich der Zone 1
- Vorbereitete Karten mit vorbestimmten Messpunkten für den Bereich der Zonen 1 und 2
- Acht Messausrüstungen für die Messwagenequipen
- Das Messnetz "Atomwarnposten" (AWP) und das Netz für automatische Dosis-Alarmierung und -Messung (NADAM) werden ebenfalls eingesetzt. Die Messstationen dieser Messnetze sind über die ganze Schweiz verteilt.
- Das Messnetz zur automatischen Dosisleistungsüberwachung in der Umgebung der Kernkraftwerke (MADUK) ist im Aufbau und wird ab 1993 einsatzbereit sein. Dieses Netz hat im Bereich der Zone 1 des KKM 12 Messonden, deren Messwerte mit Fernübertragung zur HSK, NAZ und SUEr übermittelt werden.
- Eine externe Messorganisation umfassend:
 - Eine Messleitstelle in Freiburg für die Führung der verschiedenen Messequipen und mit entsprechenden Uebermittlungseinrichtungen zur NAZ und zur HSK
 - Spürhelikopter der Armee
 - AC-Schutz-Offiziere der Armee
 - Ein Funknetz in den Zonen 1 und 2 zur Führung der mobilen Messequipen
 - AC-Laboratorien von Bundesstellen und Kantonen

Für die Beweissicherung und bei unzulässigen Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung werden je nach Bedarf die Messwagen der SUEr und der IRA, allenfalls des PSI oder der HSK, eingesetzt. Der Einsatz dieser Messwagen erfolgt durch die SUEr, allenfalls durch die NAZ oder die HSK. Für den Bereich der Zone 1 ist ein Messprogramm (Ortsdosis, Luft- und Bodenproben) vorbereitet. Falls nötig werden weitere Messaufträge erteilt. Für die Probenauswertung stehen die Laboratorien der SUEr und des PSI zur Verfügung.

Bei einem schweren Unfall mit der Gefahr der Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umgebung werden bei Auslösung der RABE-WARNUNG die Mitglieder der Messorganisation zur zugeordneten Messleitstelle aufgeboden. Die Führung der Messleitstelle erfolgt durch Personal der NAZ. Entsprechend der Situation werden die vorgenannten Messequipen und -mittel für das Lokalisieren der radioaktiven Wolke, für Direktmessungen oder für Probenahmen eingesetzt.

Mit dem automatischen Messnetz MADUK werden (ab 1993) die für den Notfallschutz verantwortlichen Stellen eine permanente Uebersicht über die radiologische Situation (Dosisleistung und Dosis) im Bereich der Zone 1 haben.

11.3.4 Medizinische Notfallschutzplanung

Die medizinische Notfallschutzplanung umfasst vorsorgliche Massnahmen, um bei einem Unfall betroffene Personen im Kernkraftwerk rasch und effektiv betreuen zu können. Im weiteren geht es auch um die Vorbereitung von Massnahmen, die bei einem Unfall mit Auswirkungen in der Umgebung die medizinische Versorgung der Bevölkerung ermöglichen sollen.

Um bei einem Personenunfall im Kernkraftwerk möglichst rasch Hilfe leisten zu können, ist eine Betriebs-sanität aufgestellt worden. Diese besteht zur Zeit aus 7 als Samariter ausgebildeten Werksmitarbeitern. Den Mitgliedern der Betriebs-sanität wird ermöglicht, praktische Erfahrung durch gelegentliche Mitarbeit in Betriebs-sanitäten von Grossbetrieben zu sammeln. Zusätzlich zur Betriebs-sanität erhalten auch Mitglieder der Feuerwehr und des Wachdienstes eine Samariterausbildung. Aus dem Schichtpersonal und dem Bereich Elektrotechnik sind 15 Personen zu Nothelfern mit zusätzlicher Ausbildung in äusserer Herzmassage ausgebildet worden. Nötigenfalls können Aerzte aus der Region aufgeboden werden. Ein Sanitätszimmer im Areal des KKM ist in Absprache mit diesen Aerzten eingerichtet worden. Nach einem Strahlenunfall würden die betroffenen Personen im Inselspital Bern oder im Universitätsspital Zürich behandelt⁵.

Die medizinischen Vorbereitungen für KKW-Unfälle mit Auswirkungen auf die Umgebung gehen davon aus, dass dank der raschen Alarmierung der Bevölkerung mit dem RABE-System und bei Befolgung der angeordneten Notfallschutzmassnahmen nur mit einer beschränkten Anzahl von Personen mit

⁵ Strahlenunfälle im Kernkraftwerk - medizinischer Notfallplan, SUVA (Februar 1982)

Ganzkörperdosis über 1 Sv zu rechnen ist. Aus diesem Grunde werden die Behandlungsmöglichkeiten in der Schweiz für strahlengeschädigte Personen, die in Sterileinheiten oder in Umkehrisolation (keimarmer Pflegeplatz) gepflegt werden müssen, als genügend erachtet.

Als Mess- und Dekontaminationsstellen können im Bedarfsfall geeignete Räumlichkeiten (wie Schulen, Turnhallen, Kasernen) benutzt werden. Zusätzlich werden für den Schilddrüsenschutz der Bevölkerung vom Bundesamt für Gesundheitswesen (BAG) Jodtabletten angeschafft.

Im weiteren wird in Zusammenarbeit zwischen dem BAG, der SUVA und der HSK angestrebt, Aerzte über die Behandlung strahlengeschädigter Personen zu informieren. Diese Arbeit hat 1982 mit einem einwöchigen Ausbildungskurs für Aerzte zum Thema "Strahlenunfall" begonnen und ist mit Tagungen für Aerzte, die in der Nähe der Kernkraftwerke praktizieren, weitergeführt worden. Momentan ist eine Informationsschrift zum gleichen Thema beim BAG und der SUVA in Arbeit.

11.4 NOTFALLÜBUNGEN

Notfallübungen haben den Zweck, die Ausbildung und Zusammenarbeit der beteiligten Personen zu fördern, den Einsatz der organisatorischen und technischen Mittel unter realistischen Bedingungen zu überprüfen und die allgemeine Notfallbereitschaft zu erhöhen. Die Durchführung von Notfallübungen ist in der Empfehlung E-03⁶ geregelt. Die Notfallübungen beinhalten folgende Übungstypen:

- **Werksnottfallübungen**, bei welchen wesentliche Teile der werkseigenen Notfallorganisation und nur fallweise externe Stellen eingesetzt werden. Beübt werden: der diensthabende Pikettingenieur, der Notfalleiter, der Notfallstab, die Betriebswache und fallweise Einsatzgruppen des Betriebs- und Unterhaltspersonals, des Strahlenschutzes, der Feuerwehr, der Sanität und externer Stellen.
- **Stabsnotfallübungen**, bei denen der Notfallstab bezüglich Vorgehen und Zusammenarbeit mit verschiedenen internen und externen Stellen geschult wird. Innerhalb des Kernkraftwerks ist nur der Notfallstab an der Übung aktiv beteiligt. Dazu kommt aber die aktive Teilnahme externer Stellen wie z. B. HSK-Einsatzgruppen, Teile der Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (EOR) und eventuell kantonale Führungsstäbe sowie die Polizei.
- **Gesamtnotfallübungen**, in denen die Zusammenarbeit der Notfallorganisation eines Kernkraftwerks mit externen Stellen sowie der externen Stellen unter sich überprüft wird. Bei Gesamtnotfallübungen ist die Beteiligung innerhalb des Kernkraftwerkes gleich wie bei Werksnottfallübungen; zusätzlich werden aber mehrere externe Stellen wie z. B. HSK-Einsatzgruppen, Teile der EOR, die Informationszentrale der Bundeskanzlei, die Sektion NS des BEW, die Messleitstelle und die

⁶ GSKL/HSK/NS-Empfehlung E-03: Empfehlungen für die Planung und Durchführung von Notfallübungen in den schweizerischen Kernkraftwerken (Mai 1990)

Messorganisation, kantonale Führungsstäbe einschliesslich die Polizei und fallweise Gemeindeführungsstäbe einbezogen.

Jedes Kraftwerk führt jährlich eine Notfallübung durch. Bei Werksnottfallübungen und Stabsnotfallübungen wählt das Kraftwerk ein Szenario gemäss werkspezifischen Notfalllagen. Bei Stabsnotfallübungen sollen bevorzugt auslegungsüberschreitende Unfälle unterstellt werden, um dem Stab die Gelegenheit zum "Accident Management" (Kap. 9.4) zu geben.

Jedes Kraftwerk führt etwa alle acht Jahre eine Gesamtnotfallübung durch, bei der fallweise Einsatzgruppen, Alarmorganisationen und Sonderstäbe der Kantone und/oder des Bundes mit einbezogen werden. Das Szenario wird in Zusammenarbeit mit den hauptbeteiligten Stellen festgelegt. Die Aufsichtsbehörde (HSK) besorgt die Koordination zwischen dem Kernkraftwerk und den externen Stellen.

Nach einer Notfallübung werden Erkenntnisse aus der Sicht der Hauptverantwortlichen der Übung und der Vertreter der Aufsichtsbehörden diskutiert und schriftlich festgehalten. Uebergeordnete, für alle Kraftwerke gültige Erfahrungen und Lehren, die aus einer Notfallübung gezogen werden, werden allen Werken bekannt gemacht.

Seit der Betriebsaufnahme bis Ende 1990 wurden im KKM 23 Werksnottfallübungen mit Szenarien wie Brand, Brennelement-Handhabungsunfall, terroristischer Angriff und Flugzeugabsturz durchgeführt. Dabei wurden als externe Stellen die Berufsfeuerwehr Bern, die Verkehrspolizei, die Gemeindeführungsstäbe der Zone 1, die Sanitätspolizei, das Inselspital und Aerzte aus der Region einbezogen. Für 1991 ist eine Stabsnotfallübung und für 1992 eine Gesamtnotfallübung geplant.

11.5 ZUSAMMENFASSENDE BEWERTUNG

Der Schutz der Bevölkerung nach einem KKW-Unfall mit Austritt radioaktiver Stoffe ist durch technische, administrative und organisatorische Massnahmen vorbereitet.

Die Notfallschutzplanung in der Umgebung des KKM entspricht den Anforderungen der zuständigen Bundesbehörden (HSK, KSA und KOMAC). Die rechtzeitige Warnung der Kantone und Gemeinden in den Zonen 1 und 2 bei einem schweren Unfall ist durch vorgegebene Kriterien im Werk und gesicherte Kommunikationsmittel sichergestellt. Die Verantwortlichen der Kantone und Gemeinden sind oder werden demnächst ausgebildet.

Die Auslösung der Sirenen zur Alarmierung der Bevölkerung ist geregelt. Die Bevölkerung ist im Besitz einer Informationsschrift, in der das Verhalten bei Alarmen beschrieben ist. Die Verhaltensregeln bei Sirenenalarm sind auch in allen Telefonbüchern enthalten.

Eine Messorganisation in der Umgebung des KKM und ab 1993 auch das automatische Messsystem MADUK gestatten der NAZ die Bestimmung der radiologischen Verstrahlung und die Anordnung von ereignisspezifischen Schutzmassnahmen. Die erste Schutzmassnahme (Aufsuchen von Kellern resp. Schutzräumen) wurde bereits auf Grund des Zustandes der Anlage und der Wetterverhältnisse prophylaktisch angeordnet werden.

Das zweckmässige Verhalten der verschiedenen Notfallorgane wird in regelmässigen Übungen überprüft. Die bisher durchgeführten Notfallübungen zeigten, dass im KKM die geforderte Notfallbereitschaft vorhanden ist. Die Ausbildung des Personals zur Notfallbeherrschung wird als gut beurteilt. Der Ersatznotfallraum ist noch einzurichten.

12. ENTSORGUNG

Unter Entsorgung wird nachfolgend die Gesamtheit aller die radioaktiven Abfälle betreffenden Tätigkeiten und die Stilllegung der Kernanlage verstanden. Unter dem ersten Aspekt sind insbesondere die Erfassung, die Konditionierung (Behandlung, Verpackung), die Zwischenlagerung und die Endlagerung von Abfällen zu berücksichtigen.

Ein Kernkraftwerk erzeugt grundsätzlich folgende Kategorien radioaktiver Abfälle:

- Betriebsabfälle, unterteilbar in
 - Rückstände aus der Reinigung geschlossener Wasserkreisläufe
 - Rückstände (z. B. gebrauchte Filter) aus der Behandlung von Gasen und Flüssigkeiten, die kontrolliert an die Umwelt abgegeben werden, sowie aus der Dekontamination von festen Gegenständen
 - Technologische Abfälle aus Unterhalt und Reparatur- oder Umbauarbeiten (z. B. Strahlenschutzmittel, Laborutensilien, demontierte Anlageteile, abgebrochene Gebäudestrukturen)
- Wiederaufarbeitungsabfälle
- Abgebrannte Brennelemente, falls die Option der Wiederaufarbeitung nicht oder nicht vollständig genutzt wird
- Stilllegungsabfälle

In den folgenden Abschnitten werden die Entwicklung der Entsorgung radioaktiver Abfälle seit Betriebsaufnahme und der heutige Stand der Entsorgung näher analysiert und bewertet.

12.1 BETRIEBSABFÄLLE

12.1.1 Rohabfälle

Abb. 12-1 enthält eine Zusammenstellung der aktivitäts- und massenmässig wichtigsten Rohabfallarten aus dem Betrieb des KKM, gruppiert nach operationellen Kriterien.

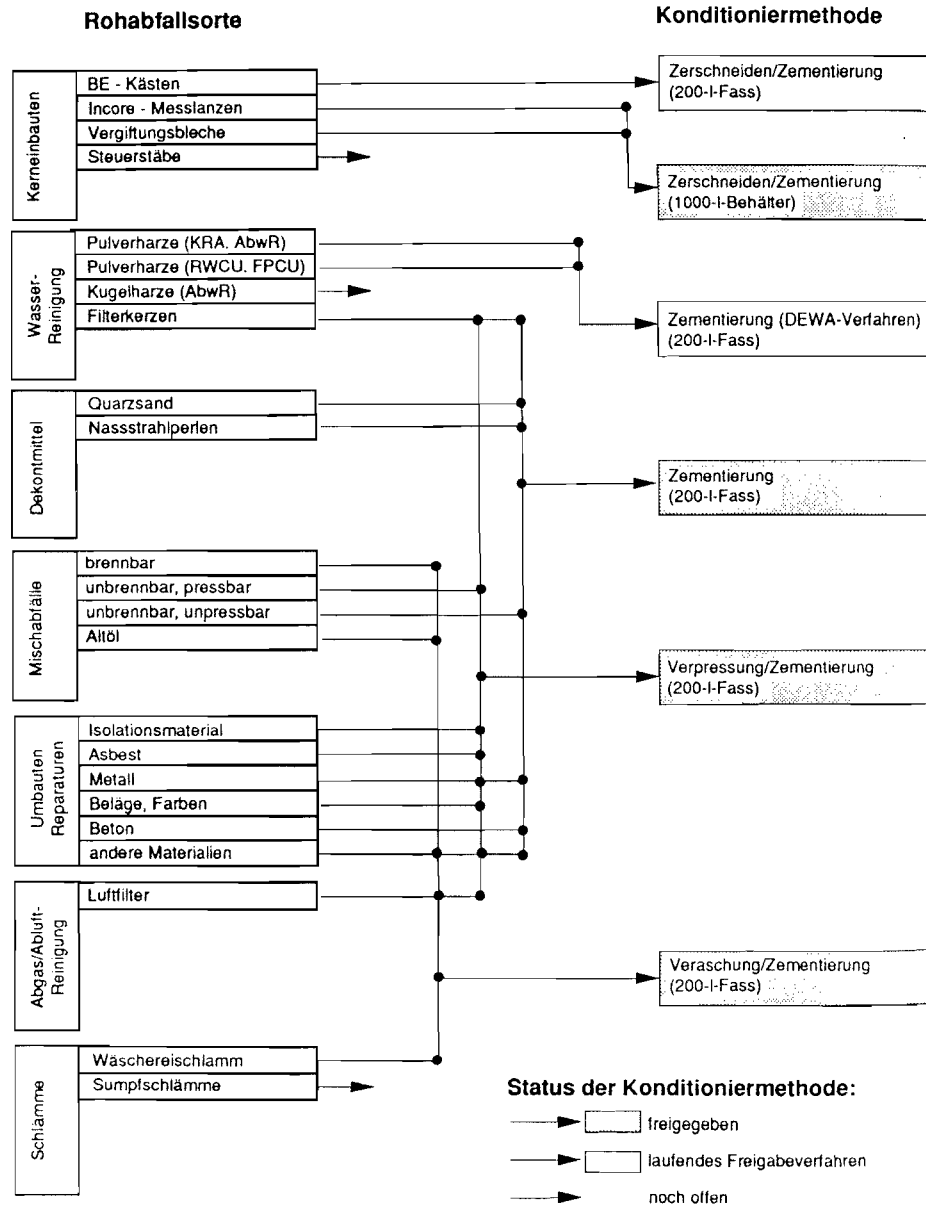


Abb. 12 - 1

Wichtigste radioaktive Betriebsabfälle und Konditioniermethoden (Stand Ende 1990)

Von grosser Bedeutung sind die Rückstände der Wasser-Reinigung. In den Systemen Reaktorwasser-Reinigung (RWCU), Brennelementbecken-Reinigung (FPCU), Kondensat-Reinigung (KRA) und Abwasser-Reinigung (AbwR) wird über Ionentausch und Filtration gelöste oder an Partikel gebundene Aktivität mittels Anschwemmliter (pulverharzbeladene Filterkerzen) zurückgehalten. Die Abwasser-Reinigung ist zusätzlich mit einem Mischbettfilter (Kugelharzbett) ausgestattet. Pro Jahr fallen erfahrungsgemäss rund 17 m³ verbrauchte Pulverharze und 2 m³ verbrauchte Kugelharze an. Die RWCU-Harze (1 m³ pro Jahr) enthalten den weitaus grössten Teil der Aktivität, welche aus den Brennelementen und aus aktivierten Erosions- oder Korrosionsprodukten stammt.

Die Aktivitätsbeiträge der übrigen Rohabfallsorten sind, abgesehen von den mengenmässig nicht stark ins Gewicht fallenden ausgetauschten oder entfernten Kerneinbauten, vergleichsweise niedrig. Der typische jährliche Gesamtanfall veraschbarer Abfälle beträgt etwa 60 m³, derjenige der übrigen Rohabfallsorten rund 12 m³; der Grossteil davon ist kompaktierbar.

Unter Berücksichtigung der thermischen Leistung des Reaktors liegen die Anfallraten für Rohabfälle im Rahmen der bei Siedewasser-Reaktoranlagen üblichen Werte.

12.1.2 Konditionierung

Seit der Betriebsaufnahme des KKM hat die HSK eine Reihe von Konditionierverfahren für Betriebsabfälle freigegeben. Die vom KKM bis anhin systematisch angewandten Methoden lassen sich in vier Gruppen zusammenfassen (vgl. Abb. 12-1):

- Veraschung brennbarer Rohabfälle in der Pilotverbrennungsanlage (PVA) des PSI mit Rücknahme zementverfestigter Rückstände (Asche, Filterkerzen der PVA-Abgasreinigungsanlage) in 200-l-Fässern
- Verpressung unbrennbarer fester Abfälle in externen Kompaktieranlagen, mit Rücknahme der Presslinge in zementverfüllten 200-l-Fässern. Die entsprechende Konditionierung wurde in der Regel im PSI vorgenommen. Im Hinblick auf eine Volumenminimierung hat sich KKM in den letzten Jahren versuchsweise an Aktionen mit Hochdruck-Kompaktoren beteiligt
- Einzementierung fester, unbrenn- und unpressbarer Abfälle in 200-l-Fässer (teilweise am PSI)
- Einzementierung von Vergiftungsblechen und Incore-Lanzen in 1000-l-Beton-Abschirmbehälter

Im letzten Jahrzehnt hat KKM auf Veranlassung der HSK Methoden für die Verfestigung verbrauchter Ionentauscherharze evaluiert. 1987 wurde ein Demonstrationsversuch für die Im-Fass-Zementierung von Pulverharzvorlagen mit der mobilen Anlage DEWA (Demontierbare Waste Anlage) beantragt und von der HSK freigegeben. Das Verfahren bedingt vorgängig ein dosiertes Abtüllen der zentrifugierten Harze in 200-l-Fässer. Die Harzabfüllstation wurde 1985/86 entsprechend modifiziert. Ende 1989

wurde der Demonstrationsversuch als Bestandteil der Typenfreigabe nach HSK-Richtlinie R-14 vom Dezember 1988 durchgeführt (total 55 200-l-Fässer); seine Auswertung dürfte Ende 1991 abgeschlossen sein. Dieses Verfahren wird voraussichtlich die Konditionierung zumindest eines wesentlichen Teils der Pulverharze ermöglichen. Ein Nachholbedarf besteht bei der Aufarbeitung von rund 1200 200-l-Fässern, welche vor 1986 ohne die erwähnte Dosierung mit Pulverharzen gefüllt worden sind. Dieses Problem wird anzugehen sein, sobald die Typenfreigabe für die Zementierung der Pulverharze erteilt worden ist.

Für einige Rohabfälle existiert noch keine von der HSK freigegebene Konditioniermethode (vgl. Abb. 12-1). Versuche zur Zementierung verbrauchter Kugelharze ergaben bisher keine befriedigenden Ergebnisse; die untersuchten Abfallmatrizen sind nicht wasserbeständig, weil die eingebetteten Kugelharze aufquellen und die Matrix sprengen. Die versuchsweise vorgesehene Hochtemperaturverschlackung von Kugelharzen und Sumpfschlamm in Mol konnte infolge der Affäre um die Firma Transnuklear und der späteren Stilllegung des entsprechenden Ofens nicht durchgeführt werden. Die Handhabung der zu diesem Zweck nach Mol gebrachten Abfälle wird vom TÜV Hannover e.V. im Auftrag der HSK überwacht. Die Evaluation eines Konditionierungsverfahrens, das seit 1985 in Schweden für Harze angewendet wird und möglicherweise auch für die Gesamtheit der im KKM vorhandenen und anfallenden Harze geeignet wäre, soll bis Mitte 1992 abgeschlossen sein.

Ein Konditionierverfahren für unbrauchbar gewordene Brennelement-Kästen wurde anfangs 1991 einer Typenprüfung unterzogen. Die Ergebnisse dürften bis Ende 1991 vorliegen.

Die HSK anerkennt, dass KKM in den letzten Jahren erhebliche Anstrengungen im Hinblick auf eine optimierte Konditionierung der Betriebsabfälle unternommen hat. Die Lücken im System der Rohabfallkonditionierung (Brennelementkästen, Steuerstäbe, Pulver- und Kugelharze sowie Sumpfschlamm) müssen in den nächsten Jahren geschlossen werden (Auflage). Dabei ist die Konditionierung der mengenmässig dominanten Pulverharze mit höchster Priorität anzugehen.

12.2 WIEDERAUFARBEITUNGSABFÄLLE

Ende der siebziger Jahre haben die Bernischen Kraftwerke AG (BKW) mit zwei ausländischen Firmen Verträge über die Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente aus dem KKM abgeschlossen. Sie regeln die Möglichkeit der Verwertung von 182 t Brennstoff bei der Compagnie Générale des Matières Nucléaires (Cogema) in den Werken UP-2 und UP-3, La Hague, Frankreich, und von 25 t Brennstoff bei British Nuclear Fuels (BNFL) im Werk THORP, Sellafield, England. Diese Chargen decken ca. 20 Produktionsjahre des KKM ab.

Die UP-3- und THORP-Verträge bedurften zusätzlich und vorgängig einer zwischenstaatlichen Absicherung der Rückgabeoption für radioaktive Abfälle. Dies wurde aufgrund von Notenwechseln zwischen den Regierungen der Schweiz und Frankreichs bzw. Grossbritanniens in den Jahren 1978 bzw. 1979 erreicht. Abgesehen von frühen UP-2-Verträgen betreffend 70 t KKM-Brennstoff beinhalten die Verträge zwischen BKW und beiden Wiederaufarbeitern eine Klausel, wonach auch bei der Wiederaufarbeitung sekundär anfallende radioaktive Abfälle an die Kunden zurückgeliefert werden können. Zur Absicherung dieser Klausel sind die Kunden vertraglich gehalten, bei ihren zuständigen Behörden eine Akzeptanzbescheinigung für die von den Wiederaufarbeitern erstellten Abfallspezifikationen einzuholen, ehe mit der Verarbeitung des betroffenen Brennstoffs begonnen werden kann.

Zweck der Wiederaufarbeitung ist, aus dem bestrahlten Brennstoff das noch vorhandene Uran und das erbrütete Plutonium zu extrahieren und in die Brennstoffherstellung zurückzuführen. Die Werke UP-2, UP-3 und THORP arbeiten im wesentlichen nach demselben Verfahren. Dieses beinhaltet die mechanische Zerlegung der abgebrannten Brennelemente, die chemische Auflösung des Brennstoffs, die extraktive Abtrennung von U und Pu aus der Brennstofflösung und die Reinigung der rückgewonnenen Schwermetalle. Dabei ergibt sich eine Palette von radioaktiven Rückständen. Der grösste Teil (über 99 %) der in den verarbeiteten Brennelementen enthaltenen Aktivität fällt in Form des Extraktionsrückstandes an (hochaktive wässrige Lösungen). Die kontaminierten und aktivierten Strukturteile des Brennelements bilden eine weitere wichtige Abfallkategorie (Hülsen und Endstücke). Daneben entstehen durch Betrieb (z. B. Klärung der Brennstofflösung, Abwasser- und Abluftreinigung, Labors) und Unterhalt (z. B. technologische Abfälle) der Anlagen weitere mittel- und schwachaktive Rohabfälle.

Die Rohabfälle werden von Cogema und BNFL vertragsgemäss in eine transport- und lagerfähige Form gebracht. Hochaktive Spaltproduktlösungen sollen hierzu kalzinieren und verglast, mittelaktive Abfälle in der Regel zementiert (in einem Ausnahmefall bituminiert) werden. Zur Volumenminimierung schwach- und sehr schwachaktiver Rohabfälle ist grundsätzlich die Kompaktierung, nicht aber die Veraschung brennbarer Materialien vorgesehen. Die Spezifikationen für die aktivitäts- und mengenmässig wichtigsten Typen konditionierter Abfälle werden durch Cogema und BNFL erstellt.

Im Rahmen zweier Vorabklärungs-gesuche für den Import radioaktiver Abfälle gemäss Art. 17 der Atomverordnung vom 18.1.1984 (Stand 1.1.1987) haben die schweizerischen UP-3-Kunden, unter ihnen die BKW, vom BEW Stellungnahmen zur Spezifikation verglaster hochaktiver Abfälle von Cogema (1986) und zu den Spezifikationen 5 neuer BNFL-Abfallsorten gefordert. Die HSK hat die Cogema-Spezifikation 1988 akzeptiert; die BNFL-Spezifikationen werden gegenwärtig geprüft. Stellungnahmen der HSK zu weiteren Spezifikationen werden nach Bedarf im Zuge kommender Vorabklärungs- oder Importgesuche folgen. Die Entscheidung, ob wiederaufgearbeitet wird oder nicht, ist für die Betriebssicherheit des KKM nicht von Bedeutung.

12.3 ZWISCHENLAGERUNG

Das Zwischenlager für radioaktive Abfälle im KKM ist eine unabhängige Baueinheit, welche durch eine Arealstrasse vom Aufbereitungsgebäude getrennt ist. Der ursprüngliche Komplex wurde 1984/85 unter Beibehaltung des Lagerkonzepts (Stapelung von 200-l-Fässern in abgedeckten Kammern, welche von oben beladen werden) beidseitig erweitert, um den veränderten Gegebenheiten (Entfall der Meeresversenkung, Verzögerung der Endlagerung und erhöhter Kapazitätsbedarf wegen der von der HSK geforderten Konditionierung der Harze) Rechnung zu tragen.

Im Rahmen des Verfahrens zur Erteilung der Bau- und Betriebsbewilligung für die Erweiterung des Zwischenlagers hat die HSK im November 1982 ausführlich Stellung bezogen. Parallel zur Kapazitätsvergrößerung von 1000 auf rund 6300 200-l-Fässer wurde das Lager auch sicherheitstechnisch ertüchtigt (Ueberdachung des Komplexes, Zwangsbelüftung der Lagerkammern mit Abluftüberwachung, Anbringung eines Ueberflutungsschutzes). Die insgesamt 17 Kammern sind für die Aufnahme von schwach- und mittelaktiven Betriebsabfällen in 200-l-Fass-Einheiten konzipiert. In Kammern, welche noch nicht mit entsprechenden Gittergerüsten versehen worden sind, werden vor derhand bedarfsweise auch andere Einheiten und Grosskomponenten untergebracht. Die 48 derzeit vorhandenen 1000-l-Beton-Abschirmbehälter mit verpackten, teilweise zementvergossenen Messlatzen und Vergiftungsblechen werden im Einverständnis mit der HSK in einem überdachten Depot neben dem Abluftkamin gestapelt.

Das erweiterte Zwischenlager hat sich seit der Betriebsaufnahme im Februar 1986 bewährt und zu keinen Beanstandungen Anlass gegeben. Ausgehend vom aktuellen Bestand an endkonditionierten 200-l-Fässern (446 per Ende 1990), von einer groben Schätzung des Äquivalents vorhandener, aber noch nicht endkonditionierter Abfälle (Grössenordnung: 2500 bis 3000 200-l-Fässer per Ende 1990) und unter der konservativen Annahme, die künftige jährliche Anfallrate endkonditionierter 200-l-Fässer läge bei 350, lässt sich ableiten, dass die Kapazität des Zwischenlagers KKM voraussichtlich bis Ende 1998 für die Aufnahme der KKM-Betriebsabfälle genügt.

Da ein Grossteil der gelagerten Fässer unkonditioniertes Material enthält, kann eine fortschreitende Innenkorrosion der Fässer nicht ausgeschlossen werden. Die Konditionierung dieser Fässer wird erst in einiger Zeit erfolgen können (Kap. 12.1). Um ein Austreten von radioaktiven Stoffen aus allfällig korrodierten Fässern rechtzeitig zu entdecken, sieht der Betreiber eine Reihe von Ueberwachungsmassnahmen vor, die mit der HSK abgesprochen wurden. Dazu gehören die stichprobenweise Ueberprüfung von Abfallfässern und eine verbesserte Abluftüberwachung (Auflage).

Für zurückzunehmende Wiederaufarbeitungsabfälle besteht im KKM derzeit keine Zwischenlagerkapazität. Um diesen Bedarf abzudecken, beteiligen sich die BKW am Projekt des Zentralen Zwischenlagers mit Standort Würenlingen (ZWILAG). Dieses soll auch Betriebsabfälle aller schweizerischen Kernkraftwerke aufnehmen, soweit sich diese Abfälle entweder nicht für eine werksinterne Lagerung

eignen oder ein Rücktransport aus den Konditionieranlagen des ZWILAG in die Werke als unzweckmässig erachtet wird oder die werksinterne Zwischenlagerkapazität erschöpft ist. Unter Berücksichtigung des Projekts ZWILAG und seines mutmasslichen Realisierungstermins ist aus heutiger Sicht die Wahrscheinlichkeit eines künftigen Engpasses in der Zwischenlagerkapazität im KKM als gering einzustufen.

12.4 ENDLAGERUNG

Die Bewilligungen für die Betriebsverlängerung vom 22.12.1978 und vom 23.12.1980 legten fest, dass bis Ende 1985 ein Projekt für die sichere Beseitigung aller aus dem Betrieb des Werkes stammenden radioaktiven Abfälle vorzulegen sei. Da ähnlich lautende Auflagen auch an die Betreiber der anderen schweizerischen Kernkraftwerke ergingen, beauftragten diese die Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Nagra) mit der Ausarbeitung des sogenannten Projekts "Gewähr". Die Nagra reichte im Januar 1985 das "Projekt Gewähr 1985" ein, das in zwei Teilen die Endlagerung hochaktiver Abfälle (Endlager Typ C) und die Endlagerung schwach- und mittelaktiver Abfälle (Endlager Typ B) behandelte. Der auf das Endlager Typ C bezogene Teil basierte dabei auf einer mehrjährigen Sondierkampagne im kristallinen Sockel der Nordschweiz.

Der Bundesrat entschied am 3.6.1988 über die Ergebnisse des Projekts Gewähr 1985. Nach diesem Bundesratsbeschluss ist insbesondere der Entsorgungsnachweis erbracht für die schwach- und mittelaktiven Abfälle aus dem Betrieb und der Stilllegung der Kernkraftwerke (Typ B). Für die hochaktiven Abfälle und für die aus der Wiederaufarbeitung stammenden langlebigen Abfälle ist der sogenannte Sicherheitsnachweis ebenfalls erbracht, nicht aber der Nachweis, dass genügend ausgedehnte Gesteinskörper mit den für ein Endlager Typ C erforderlichen Eigenschaften gefunden werden können. Bis zum Entscheid des Bundesrates über diesen Standortnachweis bleiben die Betriebsbewilligungen der bestehenden Kernkraftwerke in Kraft. Die Bewilligungsinhaber haben die Forschungsarbeiten im Hinblick auf eine Endlagerung der radioaktiven Abfälle weiterzuführen; diese Arbeiten sind auch auf nicht-kristalline Wirtgesteine (Sedimente) und auf andere Regionen auszudehnen.

12.5 STILLEGUNG

Ein Kernkraftwerk muss nach Betriebsende stillgelegt werden. Der Begriff "Stilllegung" schliesst auch den allfälligen Abbruch ein. Ende 1980 reichten die Betreiber der schweizerischen Kernkraftwerke eine umfangreiche Stilllegungsstudie ein, welche in ihrem anlagespezifischen dritten Teil speziell auch

auf die Stilllegung von KKM einging. Die HSK verfasste zur Stilllegungsstudie im Februar 1982 eine Stellungnahme.

Die Stilllegungsstudie behandelte als Varianten die sofortige totale Beseitigung der Anlage und die totale Beseitigung nach einer Wartezeit von 30 Jahren im gesicherten Einschluss. Basierend auf in- und ausländischen Erfahrungen in Teilbereichen der Stilllegung zeigte sie, dass für beide Varianten eine Stilllegung bereits mit den vorhandenen technischen Mitteln und unter Berücksichtigung der Strahlenschutzaspekte für Bevölkerung und Personal durchführbar wäre. Diese Aussage galt zunächst für eine Stilllegung nach Normalbetrieb, doch konnte zusätzlich gezeigt werden, dass auch nach einem Auslegungsstörfall - als exemplarischen Störfall wählte man den Bruch einer Umwälzleitung - keine prinzipiell neuartigen Schwierigkeiten für die Stilllegung zu erwarten wären.

Nach der Stilllegungsstudie sind beim Abbruch des KKM radioaktive Abfälle in der Grössenordnung von 3'000 Tonnen zu erwarten. Dabei handelt es sich um aktivierte und kontaminierte Materialien, die zum grössten Teil den schwachaktiven, zum kleineren Teil den mittelaktiven Abfällen zuzuordnen sind.

Die HSK stimmte mit den Verfassern der Stilllegungsstudie darin überein, dass geeignete Verfahren und Methoden für die Stilllegung von Kernkraftwerken verfügbar sind und dass die gesetzlichen Bestimmungen und die Anforderungen des Strahlenschutzes eingehalten werden können. Die in den Betriebsbewilligungen vom 22.12.1978 und vom 23.12.1980 enthaltene Auflage bezüglich einer Stilllegungsstudie ist somit erfüllt.

13. ERFÜLLUNG DER AUFLAGEN DER BISHERIGEN BEWILLIGUNGEN

Im folgenden wird die Erfüllung der Auflagen der bisherigen Bewilligungen kommentiert. Entsprechend den jeweils gültigen Vorschriften wurden der Bau, die Inbetriebnahme und der Betrieb der Anlage sowie die beiden grösseren Nachrüstprojekte (Erweiterung des Zwischenlagers für radioaktive Abfälle und Notstandssystem SUSAN) bis zum Jahre 1984 vom EVED und nachher vom Gesamtbundesrat bewilligt. Die Auflagen, welche die Anlagensicherung gegen Einwirkungen Dritter betreffen, werden in diesem Gutachten nicht behandelt.

13.1 BAUBEWILLIGUNGEN, INBETRIEBNAHMEBEWILLIGUNG UND BEWILLIGUNG ZUR AUFNAHME DES LEISTUNGSBETRIEBS

Die **Tellbaubewilligung vom 21.3.1967** und die **Baubewilligung vom 7.3.1968** enthielten insgesamt 20 Auflagen. Diese Auflagen betrafen vor allem die Bauausführung, daneben aber auch die Alarmierung bei Hochwasser, die Klassierung der Bauwerke und Komponenten bezüglich Erdbebenfestigkeit und die Nachreichung zusätzlicher Unterlagen. Die Art und Weise der Erfüllung dieser Auflagen ist in Band 4, Anhang A1 des ursprünglichen Sicherheitsberichtes beschrieben. Die KSA hat in ihrem Gutachten vom Februar 1971 die Auflagen der beiden Baubewilligungen als befriedigend erfüllt beurteilt.

Die erste Auflage der **Inbetriebnahmebewilligung vom 24.2.1971** forderte die Nachreichung von Unterlagen bezüglich der Auslegung der Sicherheits- und Abblaseventile sowie eine Begründung für das Weglassen der Stickstoff-Füllung des Drywells. Diese Auflage wurde mit der Nachreichung der verlangten Berichte hinfällig. Die übrigen Auflagen der Inbetriebnahmebewilligung betreffend Berichterstattung über die Inbetriebnahmeversuche, Inspektionsrecht der Behörden sowie Meldepflicht bei Störfällen und Anlageänderungen wurden in die **Bewilligung zur Aufnahme des Leistungsbetriebs vom 13.5.1971** übernommen. Bezüglich der Erfüllung der Auflagen dieser Bewilligung, zu der schon früher die KSA in ihrem Gutachten vom November 1980 Stellung genommen hatte, ergeben sich folgende Bemerkungen:

- Die beiden Auflagen betreffend die Berichterstattung an die Behörden über die Inbetriebnahmeversuche wurden erfüllt.
- Die Auflagen 3 - 5 behandelten das Inspektionsrecht durch die damalige Sektion für die Sicherheit der Atomanlagen (heute HSK) und die Meldepflicht des Betreibers bei Störfällen und Anlageänderungen. Diese Auflagen sind durch eidgenössische Gesetze und Verordnungen, durch KKM-interne Reglemente sowie durch HSK-Richtlinien in genügender Weise abgedeckt und wurden in der Zwischenzeit fallengelassen.

- In den Auflagen 6 - 8 wurden die Grenzwerte für die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umgebung festgelegt und die Umgebungsüberwachung geregelt. Diese Auflagen wurden stets erfüllt und durch spätere Neufassungen ersetzt.

Somit wurden sämtliche Auflagen der Baubewilligung, der Inbetriebnahmebewilligung und der Bewilligung zur Aufnahme des Leistungsbetriebs entweder abschliessend erfüllt oder durch Auflagen späterer Bewilligungen resp. Aufnahme in andere Vorschriften abgelöst.

13.2 VERLÄNGERUNGEN DER BEFRISTETEN BETRIEBSBEWILLIGUNG

Die Bewilligung zur Aufnahme des Leistungsbetriebs war bis Ende 1971 gültig. Bis Ende 1979 wurde die befristete Betriebsbewilligung jeweils nur für relativ kurze Zeitabschnitte von einem halben bzw. einem ganzen Jahr verlängert. Diese kurzfristigen Verlängerungen waren dadurch begründet, dass zur Zeit der Inbetriebnahme des KKM in den USA die Vorschriften zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen neu überprüft wurden. Aufgrund umfangreicher Untersuchungen wurden zwar die Bedenken gegen die Wirksamkeit der Kernnotkühlsysteme fallengelassen. Inzwischen hatte sich aber der Stand der Technik auf dem Gebiete der nuklearen Sicherheit weiterentwickelt. Die Bewilligungsbehörde entschied deshalb, dass mit der Erteilung der unbefristeten Betriebsbewilligung bis zur Verwirklichung des Nachrüstprojektes SUSAN zuzuwarten sei. Dementsprechend wurde die **Betriebsbewilligung am 23.12.1980** zunächst um fünf Jahre und letztmals am **28.11.1985** um sieben Jahre bis Ende 1992 verlängert.

In den **Bewilligungen vom 22.6.1973 und 22.12.1978** wurden die Abgabegrenzwerte für radioaktive Stoffe neu festgelegt. In die **Bewilligung vom 22.12.1978** wurden zusätzlich zwei Auflagen betreffend die Stilllegung der Anlage und die Entsorgung der aus dem KKM anfallenden radioaktiven Abfälle aufgenommen. In den beiden Bewilligungen von 1980 und 1985 wurden jeweils alle zur damaligen Zeit gültigen Auflagen zusammengestellt.

Die Auflage betreffend die Stilllegung und den allfälligen Abbruch des Kernkraftwerks ist aufgrund der von den Betreibern der schweizerischen Kernkraftwerke eingereichten Stilllegungsstudie erfüllt (Kap. 12.5). Die übrigen Auflagen der Bewilligung von 1980 wurden in die **Bewilligung vom 28.11.1985** übernommen. Zur Erfüllung der Auflagen dieser Betriebsbewilligung ergeben sich folgende Bemerkungen:

- In der ersten Auflage wurde der Weiterbetrieb mit der bestehenden Umwälzleitung auf ein Jahr begrenzt. Diese Auflage wurde mit dem Ersatz dieser Leitungen im Revisionsstillstand 1986 erfüllt.

- In der zweiten Auflage wurde der Austausch der Reaktorumwälzleitungen in einer einmaligen Aktion gefordert. Diese Rohrleitungen wurden gesamthaft ausgewechselt, wobei sich die HSK mit der Werkstoffwahl einverstanden erklärte.
- Die dritte Auflage legt die Grenzwerte für die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Atmosphäre und die Aare fest. Die vorgeschriebenen Grenzwerte wurden während des bisherigen Betriebes des KKM eingehalten; ein Vorbehalt gilt für die Kurzzeitabgabelimite für Aerosole im Jahre 1986. Die Abgabegrenzwerte sollen weiterhin in einer Auflage festgelegt werden (Kap. 7.1.6).
- Die vierte Auflage regelt die Rechte der Vertreter der Kommission für die Ueberwachung der Radioaktivität (KUeR) bei der Durchführung des Programms zur Radioaktivitätsüberwachung der Umgebung des KKM. Erfahrungsgemäss werden diese Rechte durch das KKM gewährt.
- Die fünfte Auflage, welche die Nachrüstung des SUSAN bis Ende 1991 verlangte, wurde inzwischen durch die Verwirklichung dieses Systems erfüllt. Allerdings wurde bisher der Blitzschutznachweis nicht erbracht (Kap. 6.13.3 und 13.4).
- Schliesslich wurde die sichere Entsorgung und Endlagerung der aus dem KKM stammenden radioaktiven Abfälle gefordert. In bezug auf das von der NAGRA ausgearbeitete Projekt "Gewähr", mit dem diese Auflage erledigt werden sollte, hat der Bundesrat im Juni 1988 entschieden, dass die Betriebsbewilligungen der bestehenden Kernkraftwerke bis zum Entscheid des Bundesrates über den Standortnachweis in Kraft bleiben.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass die Auflagen der bisherigen Betriebsbewilligungen, welche die Anlage und den Betrieb des KKM betreffen, erfüllt worden sind oder demnächst erfüllt werden (Blitzschutznachweis). Der Entsorgungsnachweis für die radioaktiven Abfälle konnte bisher nur teilweise erbracht werden; es fehlt noch der Standortnachweis für die Endlagerung der hochaktiven Abfälle.

13.3 BEWILLIGUNG FÜR DIE ERWEITERUNG DES ZWISCHENLAGERS

Die Bewilligung zur Erweiterung des Zwischenlagers für radioaktive Abfälle wurde am 7.12.1983 erteilt. Die in der ersten Auflage geforderte Abluftüberwachung wurde verwirklicht. In der zweiten Auflage wurde verlangt, dass die Bauausführung, die Montage und die Inbetriebnahme von der HSK freizugeben ist. Die HSK hat die Ausführung überwacht und brachte keine Einwände gegen die Inbetriebnahme vor.

13.4 BEWILLIGUNG FÜR DEN BAU DES NOTSTANDSYSTEMS SUSAN

Die Bewilligung zum Bau des Notstandsystems SUSAN wurde am 5.7.1984 erteilt. Dieses System wurde anfangs September 1989 nach dem Revisionsstillstand in Betrieb genommen. Die Ausführung und die Inbetriebnahme wurden von der HSK beaufsichtigt. Zur Erfüllung der in der Bewilligung enthaltenen Auflagen ergeben sich folgende Bemerkungen:

- Die Erhaltung der Integrität des Sekundärcontainments blieb während des Baus mit wenigen, von der HSK freigegebenen Ausnahmen gewährleistet.
- Der ursprünglich vorhandene Heizöltank von 450 m^3 Inhalt wurde entfernt, da die Gebäudeheizung nun durch Wärmeauskopplung aus der Dampfturbinenanlage des KKM erfolgt. Für allfällige Störungen wurde ein Reserve-Heizöltank von 50 m^3 Inhalt in grösserer Entfernung vom SUSAN-System aufgestellt. Ein allfälliger Brand dieses Heizöls gefährdet den SUSAN-Betrieb nicht. Damit ist die Auflage betreffend Massnahmen gegen die Auswirkungen eines Brandes des Heizöltanks erfüllt.
- Während der Stillstände 1990 und 1991 wurden Blitzsimulationsmessungen durchgeführt. Eine abschliessende Auswertung bzw. ein befriedigender Nachweis über die Wirksamkeit des Blitzschutzes für SUSAN liegt nach Ansicht der HSK noch nicht vor (Kap. 6.13.3).
- Die geforderten Freigaben für die Bauausführung, die Systemmontagen, die Eingriffe in die Sicherheitssysteme und die Inbetriebnahme wurden von der HSK erteilt.

Mit Ausnahme der Auflage betreffend die Wirksamkeit des Blitzschutzes können die Auflagen der Bewilligung für das SUSAN-System als erfüllt betrachtet werden.

14. LEISTUNGSERHÖHUNG

Der kommerzielle Betrieb wurde im KKM im Jahre 1972 mit einer thermischen Leistung von 947 MWt aufgenommen. Durch Ausnützen von ungenützten Brennelementpositionen am Kernrand wurde 1974 die Zahl der Brennelemente von 228 auf 240 vergrössert. Infolgedessen konnte die Leistung 1976 um 5,3 % auf 997 MWt erhöht werden. 1977 wurde zudem der maximale Kerndurchsatz zur Verbesserung der Betriebsflexibilität um 11 % von 3742 kg/s auf 4158 kg/s erhöht.

Mit dem vorliegenden Gesuch um die unbefristete Betriebsbewilligung ist auch der Antrag um eine weitere Leistungserhöhung von 10 % verbunden (Kap. 1.1). Der Sicherheitsbericht 1989, die probabilistische Sicherheitsanalyse (MUSA-Studie) und dieses Gutachten beruhen deshalb auf einer thermischen Leistung von 1097 MWt. In diesem Kapitel werden zunächst die Auswirkungen einer 10 %igen Leistungserhöhung auf den Reaktorkern und die übrigen Ausrüstungen, auf das Verhalten bei Auslegungstörfällen, den Strahlenschutz, das Risiko für die Bevölkerung bei schweren Unfällen, die Alterung sowie die radioaktiven Abfälle behandelt. Hierauf wird diskutiert, wie die HSK die Massnahmen zur Erfüllung der Kriterien für eine Leistungserhöhung (Kap. 5.7) beurteilt und wie allenfalls bei der Durchführung der Leistungserhöhung vorgegangen werden soll.

14.1 EINFLUSS AUF DEN REAKTORKERN UND DIE ANLAGESYSTEME

Seit der ersten Leistungserhöhung von 1976 wurden folgende Brennelementverbesserungen realisiert:

- Die bei Betriebsbeginn eingesetzten Brennelemente mit 7×7 Brennstäben wurden bis 1978 nach und nach durch Brennelemente mit 8×8 Brennstäben ersetzt. Damit verringerte sich die lineare Stableistung deutlich.
- Durch Konstruktionsverbesserungen an den Abstandhaltern wurde der Druckabfall im Kern verringert.
- Von 1978 bis 1982 wurde die aktive Brennstablänge um 4 % von 3,66 m auf 3,81 m erhöht.
- Seit 1987 werden nur noch Brennelemente mit 4 statt 2 Wasserstäben (Kap. 6.3.1) und mit Hüllrohren mit innerer Zirkonschicht (Kap. 6.3.3) zugelassen. Die Brennelemente der neuen Entwicklung besitzen eine gleichmässige Leistungsverteilung über den Brennelementquerschnitt. Wegen verbesserter thermomechanischer Eigenschaften konnte zudem ihre maximal zulässige lineare Stableistung um 7 % von bisher 440 W/cm auf 470 W/cm erhöht werden. Dieser Grenzwert gilt unabhängig von der Gesamtkernleistung.

Die Fortschritte bei der Auslegung und Herstellung der Brennelemente ermöglichen eine schrittweise Erhöhung der Brennelementleistung bei gleichbleibendem Abstand zu den massgebenden sicherheitstechnischen Grenzwerten. Diese Entwicklung ermöglicht damit auch eine mittlere Leistungserhöhung des Gesamtkerns unter Einhaltung der aus den unverändert gültigen Sicherheitsgrenzwerten abgeleiteten Betriebsgrenzwerte für das einzelne Brennelement. Die vorgesehene Leistungserhöhung beruht zudem auf einer gegenüber bisheriger Praxis günstigeren, d. h. radial flacheren Leistungsverteilung im Reaktorkern. Die Betriebsgrenzen sind in jedem Fall einzuhalten, was Einschränkungen in der Flexibilität in bezug auf Kernausslegung bzw. Fahrweise und möglicherweise eine zeitweilige Leistungsabsenkung zur Folge haben kann. Um die Leistungserhöhung zu kompensieren, sollen pro Jahr bei etwa gleich bleibender Brennstoffanreicherung voraussichtlich 56 statt wie bisher 48 Brennelemente ausgetauscht werden.

In Tab. 3-1 sind die wichtigsten Anlagendaten vor und nach der Leistungserhöhung aufgeführt. Verbunden mit der Erhöhung der thermischen Reaktorleistung um 10 % sind eine Erhöhung des Frischdampf- und des Speisewasserstroms um ca. 10 %. Die Kühlmitteldurchflüsse durch den Reaktorkern und die Umwälzschleifen werden nicht verändert, weshalb der Dampfblasengehalt und die Geschwindigkeit am Kernaustritt ansteigen.

Wegen der Erhöhung des Dampfmengestroms wird eine Erhöhung des Drucks im Reaktordruckgefäß um rund 2 bar auf 72,3 bar (abs) vorgesehen, um den erhöhten Druckabfall in den Dampfleitungen zu kompensieren und zusätzlich den Druck vor den Turbinenregelventilen zu erhöhen. Die Druckerhöhung im Kern bewirkt eine Erhöhung der Sättigungstemperatur des Kühlmittels um 2 °C. Wegen des erhöhten Betriebsdrucks wird die Scramauslösung bei hohem Druck im Reaktordruckbehälter von 73,4 auf 75,3 bar (abs) hinaufgesetzt, und die Auslösedrücke für die Abblasefunktion der Sicherheits-/Abblaseventile (Kap. 6.6.3.5) werden ebenfalls um rund 2 bar erhöht. Nicht verändert werden hingegen die Auslösedrücke für die Sicherheitsfunktion der Sicherheits-/Abblaseventile, da der verbleibende Abstand vom Betriebsdruck (mindestens 12 bar) ausreicht. Damit bleibt auch der Abstand zum Auslegungsdruck des RDB unverändert.

Im Vergleich zu den ursprünglichen Auslegungswerten ergeben sich trotz erhöhter Leistung geringere Druckunterschiede an den Strukturen im Innern des Reaktordruckbehälters. Dies ist eine Folge der verbesserten thermohydraulischen Eigenschaften der Brennelemente. Auch nach der Leistungserhöhung wird aufgrund der durchgeführten Berechnungen sowie von Messungen im KKM und in anderen Anlagen nicht mit unzulässigen Vibrationen der Reaktordruckbehälter-Einbauten gerechnet (Kap. 6.4.1.7).

Die beantragte Leistungserhöhung erfordert keine konstruktiven Änderungen im nuklearen Dampferzeugungssystem. Die erhöhte Dampfmenge erfordert aber Anpassungen im konventionellen Teil der Anlage. Um das Schlickvermögen der Turbinen zu erhöhen, werden die Rotoren und Leitschaufeln der Hochdruckturbine ausgetauscht. Ebenso wird die Kapazität des Bypasssystems erhöht. Bereits

nachgerüstet wurden die Antriebe der Speisewasserpumpen. Hingegen besitzt das Abfahr- und Toruskühlsystem STCS bereits genügend Reserven.

Infolge der Leistungserhöhung wird die für die Versprödung der Behälterwand massgebende "Nil Ductility Transition"-Referenztemperatur nach 45 Betriebsjahren um einige wenige Grad Celsius erhöht (Kap. 6.4.1.4 und 7.2.2).

14.2 EINFLUSS AUF DIE AUSLEGUNGSSTÖRFÄLLE

Bei einer Störung des Gleichgewichts zwischen Wärmeproduktion und Wärmeabfuhr innerhalb des Reaktorkühlsystems, den sogenannten Transienten, werden bei höherer Leistung Druck- und Wasserniveauänderungen schneller erfolgen als bei der bisherigen Leistung. Die Automatik der Sicherheitssysteme beherrscht diese Transienten, auch wenn sie etwas schneller ablaufen. Kurzfristige Operateurhandlungen sind nicht notwendig. Alle begrenzenden Transienten sind mit der erhöhten Leistung neu untersucht worden (Kap. 8.2.1). Die langsam ablaufenden Transienten hängen nur unwesentlich von der Reaktorleistung ab. Gemäss den durchgeführten Untersuchungen erhöht sich bei den Betriebsstörfällen die Aenderung des kritischen Leistungsverhältnisses CPR (Kap. 5.5) nur unwesentlich, und der Störfall "Steuerstab-Fehlverhalten" bleibt nach wie vor für die Bestimmung des CPR-Betriebsgrenzwertes massgebend (Tab. 14-1). Der Störfall "Steuerstabfall" ist nur bei geringer Leistung von Bedeutung und ist deshalb durch die Leistungserhöhung nicht betroffen (Kap. 8.2.3).

Für die Beherrschung der Kühlmittelverluststörfälle ist vor Störfalleintritt die Einhaltung der abbrandabhängigen Grenzwertkurve der über den Brennelementquerschnitt gemittelten linearen Stableistung APLHGR entscheidend (Kap. 5.5). Die Kühlmittelverlustanalysen werden seit 1987 hauptsächlich auf der Basis realistischer Rechnungen unter Berücksichtigung von Sicherheitszuschlägen durchgeführt. Seither werden die APLHGR-Betriebsgrenzen durch die thermomechanische Belastung des Brennstoffs und nicht mehr durch das Anlageverhalten bei Kühlmittelverluststörfällen bestimmt. Dies gilt auch bei erhöhter Reaktorleistung (Kap. 8.2.2.6).

Bezüglich der dynamischen Belastung des Primärcontainments nach einem LOCA hat die Leistungserhöhung von 10 % kaum einen Einfluss auf die Grösse der **kurzzeitigen** dynamischen Lasten, weil diese hauptsächlich durch den Wärmeinhalt des Wasser-Dampfgemischs des Reaktorsystems bestimmt werden. Der erhöhte Reaktordruck von 2 bar bewirkt nur eine unwesentliche Vergrösserung der Anstiegsgeschwindigkeit des Drywelldrucks, der unterhalb des angenommenen Auslegungswertes bleibt. Bei den **langzeitigen** dynamischen LOCA-Lasten sind vor allem die im Reaktordruckgefäß samt Kern gespeicherte Energie und die Nachzerfallswärme von Bedeutung. Mit der Leistungserhöhung um 10 % erhöhen sich die im Kern gespeicherte Energie und die Nachzerfallswärme um 10 %. Die dadurch erzeugten dynamischen Kondensationslasten sind zwar nicht grösser, treten aber ent-

sprechend häufiger auf. Dies ist für die Torusfestigkeit unwesentlich. Die neuen Berechnungen des Langzeitverhaltens von Druck und Temperatur im Drywell und Torus zeigen, dass diese Parameter weiterhin unter ihren Auslegungsgrenzwerten bleiben (Kap. 6.5.3.1 und 8.2.2.5).

14.3 EINFLUSS AUF DEN STRAHLENSCHUTZ

Ueber die bisherigen Erfahrungen im Strahlenschutz wird im Abschnitt 4.6 berichtet. Daraus geht u. a. hervor, dass die radioaktiven Abgaben an die Umwelt im allgemeinen kleiner als 10 % der bewilligten Jahreswerte waren. Eine Erhöhung der Leistung um 10 % wird die Menge der radioaktiven Abgaben ebenfalls im Durchschnitt um 10 % erhöhen, was in Anbetracht der tiefen tatsächlichen Abgaben unerheblich sein wird. Voraussetzung dabei ist, dass sich die Zahl und die Art der Brennstabschäden durch die Leistungserhöhung nicht signifikant ändern. Zwar sind nach der Leistungserhöhung mehr höher belastete Brennstäbe vorhanden, doch bleibt im Normalbetrieb der vorgeschriebene Abstand zu den thermischen Sicherheitsgrenzwerten unverändert. Deshalb ist nach wie vor nicht mit Brennstabschäden bei Transienten zu rechnen. Die seit 1976 im KKM im Normalbetrieb aufgetretenen Hüllrohrdefekte sind vor allem auf Herstellungsfehler zurückzuführen (Kap. 6.3.3). Da in den letzten Jahren sowohl die Qualitätskontrolle bei der Brennelementherstellung als auch die Kernüberwachung verbessert worden sind, ist keine signifikante Zunahme der Brennstabschäden im Normalbetrieb nach der Leistungserhöhung zu erwarten.

Anders sieht die Situation bei den Dosisleistungen in der Anlage und beim operationellen Strahlenschutz aus. In Kap. 4.6.1 wird erwähnt, dass die Dosisleistungen im Drywell im abgestellten Zustand, verursacht vorwiegend durch die Umwälzschleifen, heute wieder hoch sind und eine steigende Tendenz aufweisen. Eine Leistungserhöhung um 10 % dürfte diese Dosisleistungen um etwas mehr als 10 % erhöhen. 10 % kommen dabei von einer proportional höheren Aktivierung der Korrosionsprodukte; ein weiterer, schwerer abschätzbarer Anteil von einigen Prozenten kann durch die erhöhten Speisewasser- und Dampfmenigen und damit einer erhöhten Erosion bzw. Korrosion in Komponenten mit anschliessender Aktivierung der Korrosion- resp. Erosionsprodukte verursacht werden. KKM hat anfangs 1991 begonnen, dem Speisewasser dreiwertiges Eisen zuzugeben (Kap. 6.14.1). Dies sollte die Ablagerungen aktivierter Korrosionsprodukte in den Umwälzschleifen verringern. Weitere Massnahmen, wie der Ersatz von kobalthaltigen Materialien an den Steuerstäben oder eine Dekontamination der Umwälzschleifen, sind bei KKM im Studium.

Da die Dosisleistungen insbesondere im Drywell hoch sind und in naher Zukunft die Grenzwerte für beruflich strahlenexponierte Personen voraussichtlich gesenkt werden (Kap. 5.2.2), wird KKM auch ohne Leistungserhöhung Massnahmen zur Senkung der Dosisleistungen in der Anlage ergreifen müs-

sen. Die Leistungserhöhung wird die Dosisleistungen in der Anlage im Durchschnitt um ca. 10 % ansteigen lassen. Auf die sich daraus ergebenden Folgerungen wird in Kap. 14.7.1 eingegangen.

Ebenfalls durch die Leistungserhöhung beeinflusst wird der Wert der Gamma-Direktstrahlung aus dem Maschinenhaus. Der Grenzwert für die Ortsdosisleistung am Zaun des KKM-Areals beträgt gemäss SSVO 5 mSv/Jahr. Die tatsächlich verursachten Dosen sind kleiner als 2 mSv/Jahr. Auch bei einer Leistungserhöhung wird die Direktstrahlung unterhalb des Grenzwertes bleiben.

14.4 EINFLUSS AUF DAS RISIKO

Das Risiko für die Umgebung einer Kernanlage wird vor allem durch die Häufigkeit und die Auswirkungen auslegungsüberschreitender Störfälle bestimmt (Kap. 9). Um den Einfluss der Leistungserhöhung auf das Risiko für die Umgebung des KKM abzuschätzen, muss deshalb der Einfluss auf die Kernschadenshäufigkeit, den Quellterm und die Unfallfolgen auslegungsüberschreitender Störfälle untersucht werden.

Bevor auf diese Aspekte eingegangen wird, sei nochmals darauf hingewiesen, dass die MUSA-Studie bereits die erhöhte Leistung von 1097 MWt berücksichtigt, d. h. alle in Kap. 9 diskutierten Ergebnisse gelten für die erhöhte Leistung.

14.4.1 Einfluss auf die Kernschadenshäufigkeit

Der Einfluss einer Leistungserhöhung auf die Kernschadenshäufigkeit (Stufe1-Analyse) kann nicht direkt (die Leistung ist keine direkte Eingabegrösse in der Stufe 1-Analyse), sondern nur indirekt über die leistungsabhängige Aenderung einzelner Eingabegrössen bestimmt werden. In einer separaten Studie wurde deshalb diese leistungsabhängige Aenderung für folgende Grössen untersucht:

- Komponentenausfallhäufigkeit und Eintrittshäufigkeit auslösender Ereignisse
- Erfolgskriterien für die einzelnen Anlagensysteme
- Versagenswahrscheinlichkeit für Operateurhandlungen

Eine leistungsabhängige Komponentenausfallhäufigkeit ist nicht zu erwarten, insbesondere nicht für Komponenten, die im Normalbetrieb nicht beansprucht werden wie z. B. Komponenten von Sicherheits- und Notkühlsystemen. Einzig bei Komponenten von Betriebssystemen könnte die Ausfallhäufigkeit durch eine Leistungserhöhung etwas zunehmen, da möglicherweise einzelne Komponenten etwas näher an ihren Auslegungsgrenzen betrieben werden. Dieser Einfluss, wenn überhaupt vorhanden, lässt sich quantitativ im Rahmen einer Stufe 1-Analyse aber kaum erfassen. Der Betreiber wie auch

die HSK haben in ihren Analysen deshalb vereinfacht angenommen, dass die Eintrittshäufigkeit von Störungen in den Hauptbetriebssystemen leistungsproportional zunimmt. Diese Annahme ist konservativ, da eine Zunahme der Komponentenausfälle nicht erwartet wird, solange die Komponenten im Rahmen ihrer Auslegungsbasis betrieben werden. Durch die Zunahme der Ausfallhäufigkeit von Komponenten der Betriebssysteme würde sich die Eintrittshäufigkeit folgender intern ausgelöster Ereignisse ändern:

- Ungeplante Reaktorschnellabschaltung
- Transienten mit Anforderung der Reaktorschnellabschaltung
- Fehler Speisewasserregelung
- Totaler Speisewasserausfall
- Teilweiser Speisewasserausfall
- Ausfall einer Turbine
- Verlust Kondensatorvakuum

Die Eintrittshäufigkeit externer Ereignisse wird von einer Leistungserhöhung nicht beeinflusst. Da solche Ereignisse zu etwa 75 % zur totalen Kernschadenshäufigkeit beitragen, kann der Einfluss einer 10 %igen Leistungserhöhung auf die Häufigkeit auslegungsüberschreitender Störfälle nur gering sein.

Die Erfolgskriterien für die einzelnen Systeme müssen bei einer Leistungserhöhung unverändert bleiben, insbesondere dürfen sich diese für redundante Sicherheitssysteme nicht ändern. Beispielsweise darf das Erfolgskriterium für ein System, bei dem 1 von 2 Pumpen funktionieren müssen, um ihre auslegungsgemässe Aufgabe zu erfüllen (Erfolgskriterium 1 von 2 Pumpen), durch eine Leistungserhöhung nicht verändert werden. Die Leistung darf nicht so weit erhöht werden, dass das Funktionieren beider Pumpen notwendig wäre, um die Systemaufgabe auslegungsgemäss zu erfüllen. Eine genaue Überprüfung aller Systeme im KKW Mühleberg hat gezeigt, dass bei einer Leistungserhöhung von 10 % die Erfolgskriterien für alle Systeme unverändert bleiben. Durch eine Leistungsänderung beeinflusst wird hingegen die Versagenswahrscheinlichkeit der Sicherheits-/Abblaseventile, da sie bei gewissen Transienten je nach Leistung mehr oder weniger häufig öffnen und schliessen.

Die Versagenswahrscheinlichkeit für Operateurhandlungen kann durch eine Leistungserhöhung beeinflusst werden, da sich die für die Handlung verfügbare Zeit verkürzen kann. Näherungsweise dürfte sich dieses Zeitfenster für Operateurhandlungen leistungsproportional verringern. Die in den Rechnungen berücksichtigte Annahme, dass sich damit auch die Ausfallhäufigkeit für eine Operateurhandlung leistungsproportional erhöht, ist konservativ, insbesondere für Handlungen, für die ausreichend Zeit (> 30 Minuten) zur Verfügung steht.

Mit diesen Überlegungen resp. Annahmen lässt sich aufgrund der Importanzwerte der einzelnen Komponenten und Operateurhandlungen abschätzen, dass die totale Kernschadenshäufigkeit für die heutige Reaktorleistung von 997 MWt etwa 4 % tiefer ist als die in der MUSA-Studie für 1097 MWt berechnete Häufigkeit von $6,8 \cdot 10^{-6}$ /Jahr (Kap. 9.3.2.3). Diese 4 %ige Änderung setzt sich aus folgenden Beiträgen zusammen:

- | | |
|---------------------------------------------------------------------|-------|
| - Änderung der Eintrittshäufigkeit auslösender Ereignisse: | 1,1 % |
| - Änderung der Zuverlässigkeit für die Sicherheits-/Abblaseventile: | 0,6 % |
| - Änderung der Zuverlässigkeit der Operateurhandlungen: | 2,5 % |

14.4.2 Einfluss auf den Quellterm

Um den Einfluss einer Leistungsänderung auf den Quellterm (Stufe 2-Analyse, Kap. 9.3.3) zu bewerten, sind zwei Aspekte zu beachten:

- Das Spaltproduktinventar des Reaktorkerns ändert sich leistungsproportional. Dies gilt exakt für die (relativ zur Zyklusdauer) kurzlebigen Spaltprodukte. Die langlebigen bauen sich, abhängig von der Reaktorleistung, während des Zyklus auf. Das Inventar der langlebigen Spalt- und Aktivierungsprodukte (Aktiniden) wird aber auch wesentlich durch den Abbrand und einen allfälligen Einsatz von Uran/Plutonium-Mischoxidbrennstoff beeinflusst. In guter Näherung gilt somit, dass sich bei einer 10 %igen Leistungserhöhung das Aktivitätsinventar entsprechend erhöht. Allein aufgrund dieser Änderung des Aktivitätsinventars würde sich auch der Quellterm entsprechend ändern (leistungsproportionale Änderung).
- Der Unfallablauf kann durch eine Leistungsänderung beeinflusst werden, was sowohl die Rückhaltung der radioaktiven Stoffe im Containment als auch den Zeitpunkt der Freisetzung und damit die Kernfreisetzungsanteile (Tab. 9-16) ändert. Dies führt zu einer Abweichung von der leistungsproportionalen Änderung des Quellterms.

Im folgenden wird näher untersucht, für welche Unfallabläufe resp. Freisetzungskategorien (Tab. 9-15) die Freisetzungsanteile bei einer Leistungsänderung beeinflusst werden. Für diese Untersuchungen hat die HSK eine Reihe von Unfallablaufanalysen für eine Reaktorleistung von 997 MWt durchgeführt. Aus den Ergebnissen dieser Rechnungen ist im Vergleich zu denjenigen für 1097 MWt (Kap. 9.3.3.5) folgendes erwähnenswert:

- Die Dauer bis zur Kernabdeckung, zum Kernschmelzen und zum RDB-Versagen verkürzt sich bei der höheren Reaktorleistung für die meisten Störfälle um 2 - 6 %.
- Die Energieproduktion durch Nachzerfallswärme ändert sich leistungsproportional, währenddem die Energieproduktion infolge Zirkoniumoxidation nicht von der Leistung sondern von der nicht ver-

änderten Zirkoniummenge abhängt. Somit ändert sich der Energieeintrag ins Primärcontainment unterproportional zur Reaktorleistungsänderung.

Für Unfallabläufe mit Rückhaltung von radioaktiven Stoffen im Primärcontainment gilt:

- Der Druckanstieg im Primärcontainment zum Zeitpunkt des RDB-Versagens bleibt praktisch unverändert.
- Die Zeitspanne bis zum Versagen des Primärcontainments, sei es durch eine Dryweldeckel-flansch-Leckage oder ein massives Drywellversagen, ist bei 1097 MWt etwa um 10 % kürzer als bei 997 MWt.

In den Stufe 2-Analysen wird angenommen, dass bei langsamem Druckanstieg im Primärcontainment nach einer bestimmten Zeit (12 Stunden) eine bewusste Druckentlastung ("Venting") eingeleitet wird. Dieser Zeitpunkt wurde in der Analyse sowohl für den Fall mit 1097 MWt als auch für 997 MWt unterstellt. Bei einer vom Druck abhängigen Ventingstrategie würde sich der Zeitpunkt bis zur bewussten Druckentlastung entsprechend verschieben.

- Aufgrund der Stufe 2-Analyse ist ersichtlich, dass die Unfallabläufe sowohl für 997 MWt als auch für 1097 MWt sehr ähnlich sind, d. h. es treten keine starken Änderungen der chemischphysikalischen oder thermohydraulischen Phänomene auf.

Aus dem Vergleich der Quellterme für 997 MWt und 1097 MWt ergibt sich:

- Bei den "Bypass"- und den ATWS-Sequenzen mit hohem Quellterm bleiben die Kernfreisetzungsanteile praktisch unverändert, und der Quellterm ändert sich damit leistungsproportional.
- Die Freisetzungsanteile für Unfälle mit einem Hochdruckversagen des RDB sind ebenfalls praktisch leistungsunabhängig, da zum Zeitpunkt der Freisetzung radioaktiver Stoffe nach aussen (ca. 8 - 9 Stunden nach Störfalleintritt) die Beton-Schmelze-Reaktion noch immer Radionuklide freisetzt und dadurch die luftgetragene, dem Kernaktivitätsinventar proportionale Aerosolkonzentration bestimmt.
- Die Freisetzungsanteile für Unfälle mit einem Niederdruckversagen des RDB und ohne gezielte Druckentlastung des Primärcontainments sind für 1097 MWt nur wenig grösser als für 997 MWt. Der Grund dafür liegt darin, dass zwar bei der kleineren Leistung die Zeitspanne bis zum Freisetzungsbeginn um etwa 1 - 2 Stunden länger ist (z. B. 20 statt 18 Stunden), aber bei diesen Störfallabläufen, unabhängig von der Leistung, die Beton-Schmelze-Reaktion zum Zeitpunkt der Freisetzung radioaktiver Stoffe nach aussen praktisch beendet ist und die Radionuklide sich innerhalb des Containments zum grossen Teil an Oberflächen abgelagert haben.
- Da bei den "Venting"-Sequenzen der Zeitpunkt der Druckentlastung nicht geändert wird (Annahme in der Analyse), bleiben die Freisetzungsanteile unverändert. Falls der Druck im Primärcontainment

das massgebende Kriterium zur Einleitung der gezielten Druckentlastung ist, werden sich die Freisetzungsanteile bei grösserer Leistung etwas erhöhen (analog zu obigem Punkt).

Zusammenfassend folgt, dass sich die in die Umgebung freigesetzten Anteile des Inventars an radioaktiven Stoffen im Kern als Folge einer Leistungserhöhung nur wenig erhöhen und die gesamte Menge der freigesetzten Spaltprodukte somit leicht überproportional zunehmen wird. Zu beachten ist allerdings, dass die überproportionale Zunahme vor allem solche Störfallabläufe betrifft, die wegen der zeitlich langen Rückhaltung im Containment in jedem Fall zu einer geringen Freisetzung führen. Bei Unfällen mit grosser Freisetzung nimmt der Quellterm leistungsproportional zu.

14.4.3 Einfluss auf das Risiko

Wie in PSA-Studien üblich, wird das Risiko definiert als Produkt aus Eintrittshäufigkeit und Unfallfolgen. Nimmt man an, dass die Unfallfolgen proportional zum Quellterm sind, so ist das Risiko proportional zum Produkt aus Eintrittshäufigkeit und Quellterm. Wie in Kap. 14.4.1 gezeigt, ist bei einer 10 %igen Leistungserhöhung höchstens mit einer etwa 4 %igen Zunahme der Kernschadenshäufigkeit zu rechnen. Da zudem die Quellterme leicht überproportional zunehmen (Kap. 14.4.2), wird sich das Risiko etwas überproportional um etwa einen Faktor 1,15 erhöhen. Entscheidend ist, dass keine unverhältnismässige Risikozunahme zu erwarten ist.

Diese Risikozunahme um rund einen Faktor 1,15 als Folge einer 10 %igen Leistungserhöhung ist nach Ansicht der HSK angesichts der früher durch Nachrüstmassnahmen (z. B. SUSAN-System) erzielten Risikoreduktion um mehr als einem Faktor 10 vertretbar.

14.5 EINFLUSS AUF DIE ALTERUNG

Die **auslegungsgemässe** und somit berechenbare Alterung wird durch Änderungen von Temperatur, Druck oder Dosisleistung (Neutronen, γ) beeinflusst. Folgende durch die 10 %ige Leistungserhöhung bedingten Änderungen sind zu berücksichtigen:

- Erhöhung der Frischdampf Temperatur um 2 °C
- Erhöhung des Frischdampfdrucks um 2 bar
- Erhöhung der Neutronen- und γ -Dosisleistung um 10 %

Die **Temperaturerhöhung** um 2 °C hat, für sich allein betrachtet, keinen Einfluss auf die Lebensdauer mechanischer (metallischer) Komponenten im Temperaturbereich um 285 °C. Andere, nicht metallische Komponenten sind nur indirekt, über die Temperatur im Drywell, betroffen. Diese Temperatur ist

aber in erster Linie von der Kühlwassertemperatur der Wärmesenke (Aare) abhängig und wird deshalb von der Temperaturänderung des Reaktorsystems nur unwesentlich beeinflusst.

Die **Druckerhöhung** um ca. 2 bar geht durch die Aufheiz- und Abkühlzyklen in die Ermüdungsanalyse der Anlage ein. Die Aenderung der Druckzyklen von 70 bar auf 72 bar hat keinen wesentlichen Einfluss auf die Materialermüdung.

Vom **Neutronenfluss** ist vor allem der Reaktorbehälter betroffen. Die berechnete Spröbruch-Uebergangstemperatur von 65 °C nach 45 Betriebsjahren würde ohne Leistungserhöhung um einige °C tiefer sein. Es wurde nachgewiesen, dass der Reaktordruckbehälter auch nach 38 Vollastjahren durch die ungünstigsten Abkühltransienten nicht gefährdet ist (Kap. 7.2.2).

Die erhöhte **γ -Dosisleistung** im Drywell ist für elektrische Ausrüstungen, insbesondere Kabel, von Bedeutung. Kabel im Drywell haben keine garantierte Lebensdauer von 40 Jahren. Die sicherheitsrelevanten Kabel sind schon einmal ersetzt worden. Ein eventueller zweiter Ersatz hängt vom Zustand der Kabel ab. Eine Ueberwachung der Kabel und anderer elektrischer Ausrüstungen ist in jedem Fall nötig.

Die **Alterung infolge nicht auslegungsgemässer Einwirkungen** kann verständlicherweise nicht in jedem Fall vorausgesagt werden. Beispiele für solche Einwirkungen sind unzulässige Vibrationen von Reaktoreinbauten oder Erosionskorrosion an Frischdampf- oder Speisewasserleitungen.

Erhöhte Wasser- und Dampfgeschwindigkeiten erfahren die Reaktoreinbauten oberhalb des Reaktorkerns, also der Wasserabscheider und der Dampftrockner. Diese Einbauten sind nicht notwendig für die Sicherheit sondern für die Stromproduktion. Die Extrapolation der Vibrationsmessungen zu Betriebsbeginn ergab, dass der Wasserabscheider sich am nächsten zur theoretischen Auslegungsgrenze für Vibrationen befindet. Nachdem bei Betriebsbeginn Vibrationsmessungen durchgeführt worden sind, werden die Einbauten nur noch periodisch einer visuellen Kontrolle unterzogen. Auf diese Weise lassen sich allfällige Risse oder Abtrag infolge unzulässiger **Vibrationen** erkennen. Nach etwa 20jähriger Betriebszeit ist es unwahrscheinlich, dass noch vibrationsanfällige Komponenten entdeckt werden, welche von der Erhöhung der Kühlmittelgeschwindigkeit am Kernaustritt um ca. 5 % zu unzulässigen Vibrationen angeregt werden. Vibrationen sind besonders dann von sicherheitstechnischer Bedeutung, wenn sich Teile lösen und in die Brennelemente eingeschwemmt werden. Nur ein enges Grössenspektrum an losen Teilen kann Brennstäbe beschädigen; grössere Teile können nicht in den Kern eindringen, zu kleine strömen hindurch. Trotzdem ist es sinnvoll und notwendig, allfällige gefährdete Teile frühzeitig zu erkennen, bevor sie als loses Teil Beschädigungen hervorrufen. Als Vorsichtsmassnahme ist deshalb vorgesehen, nach der Leistungserhöhung die visuelle Inspektion der Reaktoreinbauten zu intensivieren (Kap. 6.4.1.7).

Da die Strömungsgeschwindigkeiten in den Frischdampf- und Speisewasserleitungen um ca. 10 % ansteigen werden, ist eine **Erosionskorrosion** in Betracht zu ziehen. Bisher wurden im Reaktorkühnkreislauf keine Wandstärkenschwächungen festgestellt. Die Leitungen bestehen auch nicht aus einem erosionsanfälligen Stahl, so dass keine unzulässigen Beeinträchtigungen erwartet werden; trotzdem sollen sie nach der Leistungserhöhung vermehrt auf allfällige Erosionskorrosionsschäden inspiziert werden (Kap. 14.8).

14.6 EINFLUSS AUF DIE RADIOAKTIVEN ABFÄLLE

Je nach Abfallsorte beeinflusst die Leistungserhöhung die Menge der entstehenden radioaktiven Abfälle (Kap. 12) in unterschiedlichem Masse.

Bei den Betriebsabfällen (Abb. 12-1) ist mit einer ungefähr 10 %igen Zunahme an verbrauchten Harzen aus der Wasserreinigung zu rechnen (Kap. 6.14.2.2). Da die Anzahl der jährlich zugeladenen Brennelemente vergrössert wird und die Brennelementkastenverbiegung als Folge des erhöhten Neutronenflusses zunimmt, ist auch eine geringe Zunahme bei den ausgeschiedenen Brennelementkästen zu erwarten. Während bei den übrigen nichtbrennbaren Abfällen mit einer leichten Mengenzunahme zu rechnen ist, dürfte der Anfall an brennbaren Mischabfällen etwa gleich bleiben. Auch mit der konservativen Annahme eines 15 %igen Zuwachses im jährlichen Anfall an Betriebsabfällen ab Ende 1992 wird die am KKM vorhandene Lagerkapazität mindestens bis Ende 1998 ausreichen. Aus heutiger Sicht ist deshalb die Wahrscheinlichkeit eines Engpasses in der Lagerkapazität als gering einzustufen (Kap. 12.3).

Der jährliche Verbrauch an Brennstoff ist nach der Leistungserhöhung grösser. Dementsprechend erhöht sich auch die Menge der Wiederaufarbeitungsabfälle, die vom KKM zurückgenommen werden muss, falls der gesamte Brennstoff aufgearbeitet wird. Dies ist für die Betriebssicherheit des KKM jedoch ohne Bedeutung, da diese Abfälle direkt ins Zentrale Zwischenlager ZWILAG zur Lagerung gebracht werden sollen.

14.7 ERFÜLLUNG DER KRITERIEN FÜR EINE LEISTUNGSERHÖHUNG

In diesem Kapitel wird die Erfüllung der in Kap. 5.7 festgelegten Kriterien für eine Leistungserhöhung untersucht.

14.7.1 Quantitative Kriterien

Normalbetrieb

- Kernauslegung

Vorausberechnungen des Brennelementlieferanten zeigen, dass die Betriebsgrenzwerte für die lineare Stableistung und das kritische Leistungsverhältnis (Kap. 5.5) mit genügendem Abstand eingehalten werden können. Unabhängig von der Vorausberechnung müssen im tatsächlichen Betrieb die Betriebsgrenzwerte eingehalten werden, gegebenenfalls auch mittels einer Leistungsabsenkung.

Erfahrungsgemäss ist die von der Reaktorleistung beeinflusste gleichmässige Hüllrohroxidation als Ursache für einen Hüllrohrdefekt nur in Druckwasserreaktoren mit hoch belasteten Brennstäben von Bedeutung. Im KKM sind deshalb auch nach der beantragten Leistungserhöhung keine zusätzlichen Brennstabdefekte infolge Hüllrohroxidation zu erwarten.

Die Abschaltreaktivität der Steuerstäbe hängt stark von der tatsächlichen Kernzusammensetzung ab. Sie wird vor jeder Neubeladung des Reaktorkerns rechnerisch ermittelt, und die Einhaltung des vorgeschriebenen Minimalwerts wird jeweils beim Wiederanfahren experimentell bestätigt (Kap. 6.3.1.3).

- Vibrationen und Erosionskorrosion

Aufgrund einer Extrapolation der bei der Inbetriebsetzung vorgenommenen Vibrationsmessungen werden infolge der Leistungserhöhung keine unzulässigen Vibrationen der von höheren Strömungsgeschwindigkeiten betroffenen Einbauten des Reaktordruckbehälters erwartet (Kap. 6.4.1.7). Ebenso werden im Reaktorkühlkreislauf aufgrund der Erfahrung auch nach der Leistungserhöhung keine Erosionskorrosionsschäden erwartet (Kap. 7.2.2). Trotzdem werden diese Ausrüstungen nach der Leistungserhöhung verstärkt auf Auswirkungen von Vibrationen und Erosionskorrosion inspiziert; ein entsprechendes Inspektionsprogramm ist der HSK noch vorzulegen (Kap. 14.8).

- Versprödung des Reaktordruckbehälters

Als Folge der Leistungserhöhung wird die für die RDB-Versprödung massgebende NDT-Referenztemperatur nach 45 Betriebsjahren nur um einige °C erhöht (Kap. 6.4.1.4 und 7.2.2). Somit ist nicht mit betrieblichen Einschränkungen oder mit Lebensdauerbeschränkungen wegen erhöhter Bestrahlung der RDB-Wand zu rechnen.

Auslegungsstörfälle

Auslegungsstörfälle, die durch die Leistungserhöhung wesentlich beeinflusst werden können, wurden vom Reaktorlieferanten unter Berücksichtigung der um 10 % erhöhten Reaktorleistung neu analysiert. Wie in Kap. 8 ausgeführt, werden die Auslegungsstörfälle mit den vorhandenen Sicherheitssystemen beherrscht, und die Grenzwerte für Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umgebung werden eingehalten. Zur Erfüllung der einzelnen Kriterien von Kap. 5.7.1 ergeben sich folgende Feststellungen:

- Transienten

Gemäss der durchgeführten Analyse zur Ueberdruckabsicherung ist der maximale Druck im Reaktordruckbehälter selbst bei Nichtöffnen eines Sicherheitsventils um 6 bar kleiner als der zulässige Maximaldruck. Damit ist die ausreichende Kapazität der Sicherheitsventile des Reaktorkühlkreislaufs bestätigt (Kap. 8.2.1.6).

Bei Ausfall des Speisewassersystems muss ein Strang des Noteinspeisesystems RCIC das Wasserniveau im Reaktordruckbehälter über Niveau 1 halten können. Dies ist auch bei der erhöhten Leistung der Fall (Kap. 6.6.3.2).

Gemäss den Untersuchungen des Reaktorlieferanten ist der bisherige Sicherheitsgrenzwert für das kritische Leistungsverhältnis (CPR) von 1,07 auch für die erhöhte Reaktorleistung gültig. Ebenso ist nur mit geringen Änderungen in der maximalen CPR-Abnahme im Verlaufe der massgebenden Betriebstransienten zu rechnen (Tab. 14-1), so dass der CPR-Betriebsgrenzwert auch nach der geplanten Leistungserhöhung ca. 1,20 betragen dürfte. Die den CPR-Betriebsgrenzwert bestimmenden Transienten werden aufgrund der tatsächlichen Kernzusammensetzung vor jeder Neubeladung des Reaktorkerns erneut analysiert.

Das thermomechanische Verhalten der Brennstäbe bei den massgebenden Transienten wurde unter Berücksichtigung der unverändert gültigen abbrandabhängigen Grenzkurve für die lineare Stableistung untersucht, wobei als Beispiel ausschliesslich Brennelemente der neueren Entwicklung mit 60 Brennstäben pro Brennelement (Typ GE8x8EB, Tab. 3-1) zugrunde gelegt wurden. Dabei zeigte es sich, dass die bezüglich Hüllrohrintegrität maximal zulässigen linearen Stableistungen nicht erreicht werden, falls im Normalbetrieb der entsprechende Betriebsgrenzwert (Kap. 5.5) eingehalten wird.

- Kühlmittelverluststörfälle

Die Analyse der im Rahmen der Auslegung zu berücksichtigenden Kühlmittelverluststörfälle zeigt, dass die Auslegungskriterien bei der beantragten erhöhten Leistung eingehalten werden (Tab. 14-2 sowie Kap. 6.5.2, 6.5.3 und 8.2.2).

Tab. 14-1: Einfluss der Leistungserhöhung auf die Betriebstransienten

Transiente	CPR-Abnahme während Transienten bei	
	997 MWt	1097 MWt
Steuerstab-Fehlverhalten	0,13	0,13
Abschaltung beider Turbinen (mit 50 % Bypasskapazität vorhanden, ohne Stabeinwurf)	0,11	0,114
Lastabwurf beider Generatoren (mit 50 % Bypasskapazität vorhanden, ohne Stabeinwurf)	0,09	0,096
Ausfall Speisewasserregelung	0,08	0,103

Tab. 14-2: Einhaltung der Sicherheitsgrenzen beim grössten Kühlmittelverluststörfall

Grösse	Sicherheitsgrenze	Maximalwert bei 1097 MWt
Hüllrohrtemperatur (°C)	1206	1172
Maximale lokale Hüllrohroxidation (% der Wandstärke)	17	7,1
Maximale Wasserstoffproduktion im Kern (% der möglichen Menge)	1	0,17
Primärcontainment-Überdruck (bar (rel))	3,86	2,5
Toruswassertemperatur (°C)	77	66

- Radiologische Grenzwerte

Bei der erhöhten Reaktorleistung werden die Dosisgrenzwerte für Einzelpersonen der Bevölkerung in der Umgebung des KKM eingehalten (Kap. 8.3). Die Ergebnisse der durchgeführten Untersuchungen lassen sich wie folgt zusammenfassen:

Im Normalbetrieb einschliesslich Störfällen der Ereigniskategorie 1 (Betriebsstörung) werden die Abgabelimits des Normalbetriebs aufgrund der bisherigen Erfahrung eingehalten.

- Bei einem Störfall der Ereigniskategorie 2 (Zwischenfall) wird maximal (beim Brennelementabsturz) eine Dosis von 6 % des Dosisgrenzwerts von 1 mSv erreicht.
- Bei Störfällen der Ereigniskategorie 3 (Unfall) werden Maximalwerte von 1 % (beim Kühlmittelverluststörfall), von 7 % (beim Speisewasserleitungsbruch im Maschinenhaus) und von 9 % (bei äusseren Einwirkungen) des Dosisgrenzwerts von 100 mSv erreicht.

Strahlenschutz

Wie in Kap. 14.3 dargelegt, werden die Strahlendosen des Personals bei gleichbleibenden Verhältnissen voraussichtlich um etwas mehr als 10 % ansteigen. Unter diesen Umständen könnte es bei einzelnen Personen schwierig sein, den neuen Grenzwert für die Individualdosis des Personals einzuhalten. Deshalb verlangt die HSK einen Nachweis, dass die Grenz- und Richtwerte für die Strahlenbelastung (Einzel- und Kollektivdosis) auch bei erhöhter Leistung eingehalten werden können. Um die schwierigen Arbeitsverhältnisse im Drywell nicht zu verschärfen, sind Massnahmen zu ergreifen, die geeignet sind, die Dosisleistung an den Umwälzschleifen zu reduzieren (Auflage).

Die Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung lagen bisher in der Regel unterhalb von 10 % der bewilligten Werte. Als Folge der Leistungserhöhung ist nicht mit einer wesentlichen Änderung der radioaktiven Abgaben zu rechnen. Wie in Kap. 14.3 dargelegt, wird die Direktstrahlung aus der Anlage unterhalb des Grenzwertes bleiben.

14.7.2 Qualitative Kriterien

Leistungsdichte im Kern

KKM gehört nach der Leistungserhöhung zu den Siedewasserreaktoren mit hohen Leistungsdichten. Die Tabelle 14-3 zeigt aber, dass die mittlere Leistungsdichte im KKM nach der Leistungserhöhung immer noch rund 10 % unterhalb der maximalen bisher verwirklichten Leistungsdichte liegt.

Neutronenrauschen

Infolge der erhöhten Leistungsdichte ist mit einem verstärkten Neutronenrauschen zu rechnen. Da die Ansprechwerte des Reaktorschutzes, der Steuerstabsfahrbegrenzung (RBM-System) und von Alarmierungen einen genügenden Abstand zu den sich bei Normalbetrieb einstellenden Neutronenflusswerten aufweisen, sind keine nachteiligen Folgen für den Betrieb zu erwarten.

Tab. 14-3: Leistungsdichten in Siedewasserreaktoren mit hohen Leistungsdichten

Anlage	Mittlere Leistungsdichte (MWt/m ³)	Betriebsaufnahme
Gundremmingen	56,8	1984
Caorso	55,0	1981
Leibstadt	54,7	1984
Grand Gulf	54,1	1985
Cofrentes	53,4	1985
Forsmark 3	53,1	1985
Oskarshamn 3	53,1	1985
Kuosheng	52,4	1981
Cooper	51,8	1974
Mühleberg (bei 1097 MWt)	51,7	1972
Philippsburg 1	51,1	1985
Fukushima Daichi	51,1	ab 1971
Vermont Yankee	51,0	1972
Hope Creek 1	50,8	1986
Brunsbüttel	50,6	1977
Brown's Ferry 1, 2, 3	50,0	ab 1974
Peach Bottom 2	49,2	1974

ATWS-Transienten

Die ATWS-Transienten wurden für die vorgesehene Reaktorleistung von 1097 MWt analysiert. Aufgrund dieser Analysen wurde eine neue Betriebs-Notfallanweisung für ATWS-Störfälle erarbeitet und in Kraft gesetzt.

Schwere Unfälle

Zur Beurteilung auslegungsüberschreitender Störfälle hat der Betreiber in Zusammenarbeit mit Experten eine umfassende probabilistische Sicherheitsanalyse der Stufe 1 und 2 ausgearbeitet. Diese

Studie berücksichtigt bereits die erhöhte Leistung von 1097 MWt. Die Ergebnisse dieser Studie sind in Kap. 9 ausführlich diskutiert.

Die HSK hat den Einfluss einer 10 %igen Leistungserhöhung auf die Kernschadenshäufigkeit und auf die Quellterme qualitativ und quantitativ bewertet. Diese Untersuchungen zeigen, dass der Unfallablauf sich zeitlich nur unwesentlich ändert, die Kernschadenshäufigkeit um etwa 4 % und die Quellterme um etwa 10 % zunehmen. Somit steigt das Risiko mit der Leistungserhöhung nicht unverhältnismässig an.

14.8 VORGEHEN UND VERSUCHE BEI DER LEISTUNGSERHÖHUNG

Nach Ansicht der HSK soll die beantragte zehnprozentige Leistungserhöhung - falls sie bewilligt wird - in mindestens zwei Stufen erfolgen. Nach jeder Stufe soll das Anlageverhalten während einer gewissen Zeit intensiver als üblich überwacht werden, und es sollen wichtige nukleare Versuche der Inbetriebnahmephase (Kap. 4.2.2) wiederholt und durch zusätzliche Versuche ergänzt werden.

Das Ueberwachungsprogramm soll folgende Aspekte berücksichtigen:

- Brennstoffverhalten
- Neutronenrauschen
- Vibration der Einbauten des Reaktordruckbehälters
- Erosionskorrosion des Reaktorkühnkreislaufs
- Dosisleistungen in der Anlage
- Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung

Folgende nukleare Anlageversuche sind von besonderem Interesse:

- Abschalten beider Umwälzpumpen
- Abschalten einer Turbine
- Abschalten einer Speisewasserpumpe mit automatischem Zuschalten der Reservepumpe
- Verlust des Speisewassers

Eine allfällige Leistungserhöhung über 997 MW hinaus soll stufenweise erfolgen und mit einem von der HSK freizugebenden Ueberwachungs- und Versuchsprogramm verbunden werden (Auflage). Die HSK wird im Rahmen dieses Freigabeverfahrens auch eine Ueberprüfung des Personalbestandes vornehmen (Kap. 10.3.1).

14.9 ZUSAMMENFASSENDE BEWERTUNG

Bisher ungenützte Reserven im Reaktorkern und in Sicherheitssystemen erlauben, die heute gültigen Sicherheitskriterien auch nach der geplanten Leistungserhöhung einzuhalten. Der Kapazitätsnachweis der Sicherheitssysteme bei erhöhter Leistung wurde durch die durchgeführten Analysen der Auslegungsfälle erbracht. Eine zusätzliche Untersuchung hat ergeben, dass das Risiko der Anlage nicht unverhältnismässig ansteigt und in einem Rahmen bleibt, der heute international als akzeptabel betrachtet wird. Um auch bei einer Leistungserhöhung, insbesondere im Hinblick auf die kommende Reduktion der Dosisgrenzwerte, die Dosen für das Personal so tief wie mit vernünftigen Mitteln erreichbar zu halten, sind vor einer Leistungserhöhung Massnahmen zur Senkung der Dosisleistungen in der Anlage zu ergreifen.

Die in Kap. 5.7 festgehaltenen Kriterien für eine Leistungserhöhung sind entweder schon erfüllt, oder es besteht die Aussicht, dass sie erfüllt werden können. Die HSK hat deshalb keine Einwendungen gegen die beantragte Erhöhung der thermischen Reaktorleistung auf 1097 MW. Die Leistungserhöhung soll stufenweise erfolgen und mit einem von der HSK freizugebenden Ueberwachungs- und Versuchsprogramm verbunden werden.

15. GESAMTBEURTEILUNG

15.1 ZUSAMMENFASSUNG

Die nachfolgende zusammenfassende Gesamtbeurteilung richtet sich nach der in diesem Gutachten vorgenommenen Gliederung (Kap. 1.2.2).

a) Standort (Kap. 2)

Am Standort des KKM weisen die Häufigkeiten für das Eintreten von Erdbeben und Flugzeugabsturz keine aussergewöhnlich hohen Werte auf. Der Schutz gegen Ueberflutung berücksichtigt den Bruch von Staudämmen der Aare und der Saane. Durch die periodische Ueberwachung der Entwicklung der Flussole im Bereich der Wasserfassung wird die genügende Kühlwasserversorgung der benötigten Sicherheitssysteme auch bei Niedrigwasser gewährleistet. Die Bevölkerungsdichte in unmittelbarer Standortnähe (Notfallschutzzone 1) ist gering. In der weiteren Umgebung (Notfallschutzzone 2) befinden sich drei grössere Städte; ausserordentliche Probleme für den Notfallschutz ergeben sich dadurch nicht.

b) Charakterisierung der Anlage (Kap. 3)

Das KKM verfügt über einen Siedewasserreaktor der Baulinie BWR/4 mit einem sogenannten Mark I-Containment der Firma General Electric, USA und gehört mit der heutigen resp. beantragten thermischen Reaktorleistung von 997 MW resp. 1097 MW zur Klasse der kleinen Anlagen.

Das KKM besitzt zwei ausserhalb des Reaktordruckbehälters liegende Umwälzschleifen. Der doppelende Bruch einer Umwälzleitung ist der Auslegungsfall mit den grössten Auswirkungen auf den Reaktorkern. Die Leitungen wurden 1986 ausgetauscht und bestehen nun aus einem gegen Spannungsrissskorrosion wenig anfälligen Werkstoff.

Weltweit existieren 38 Kernkraftwerke mit einem Mark I-Containment. Das Mark I-Containment wird wegen seiner ungewöhnlichen Form gelegentlich kritisiert, doch erfüllt es seine Aufgabe bei Auslegungsfällen. Das freie Volumen und das Wasservolumen des KKM-Primärcontainments sind relativ zur Reaktorleistung grösser als bei anderen Mark I-Containments und den meisten anderen Siedewasserreaktor-Containments neuerer Bauart. Dies ist bei Störfällen bezüglich Speicherefähigkeit für Dampf/Gasgemische und Rückhaltung radioaktiver Stoffe vorteilhaft.

Das relativ zur Reaktorleistung grosse und druckfeste Sekundärcontainment ist mit einer Ueberdruckentlastung in den äusseren Torus versehen, die im Falle eines Frischdampf- oder Speisewasserlei-

tungsbruchs im Reaktorgebäude wirksam würde. Diese Bauart des Sekundärcontainments ist weltweit einmalig und erweist sich als vorteilhaft zur Linderung schwerer Unfälle.

KKM besitzt im Unterschied zu anderen Kernkraftwerken zwei Turbogruppen. Dadurch wird die Häufigkeit von Reaktorabschaltungen und damit die Wahrscheinlichkeit für die Auslösung von Störfällen verkleinert. Jeder der beiden Kondensatoren könnte - sofern verfügbar - als Hauptwärmesenke zur Nachwärmeabfuhr bei Störfällen verwendet werden.

Mit dem 1989 in Betrieb genommenen Notstandssystem SUSAN wurde eine wesentliche Verbesserung der Reaktorabschaltung, der Kernkühlung, der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislafs und der Nachwärmeabfuhr nach äusseren Einwirkungen erreicht.

Zur Erhöhung der Sicherheit und Zuverlässigkeit der Anlage und zur Anpassung an den Stand von Wissenschaft und Technik wurden seit Betriebsbeginn aufgrund der Betriebserfahrung im KKM und in anderen Kernkraftwerken, der Alterung von Ausrüstungen und neuer Anforderungen verschiedene Anlageänderungen vorgenommen. Weitere Anlageänderungen sind geplant.

c) Bisherige Betriebserfahrung (Kap. 4)

Die Phase der nuklearen Inbetriebnahme begann im Februar 1971, und der kommerzielle Betrieb wurde im November 1972 aufgenommen. Im Laufe des bisherigen rund 20-jährigen Betriebes des KKM sind die folgenden bedeutenden Ereignisse aufgetreten:

- In den ersten Betriebsjahren
 - Ölbrand im Maschinenhaus, der sich zu einem Kabelbrand ausweitete
 - Vibrationen bei der Kondensation von Dampf im Torus
 - Vibrationen von Lanzen der Kerninstrumentierung
 - Risse in den Speisewasserverteilungen im Reaktordruckbehälter
- Nach ca. 15 Betriebsjahren
 - Spannungsrisskorrosion in den Umwälzleitungen
 - Unkontrollierte Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umgebung

Von diesen Ereignissen beeinflusste nur der Brand im Maschinenhaus direkt die Sicherheit der Anlage. Bei der unkontrollierten Abgabe radioaktiver Stoffe bestand keine Gefährdung der Umgebung, doch traten mehrere Mängel beim Betrieb, bei der Überwachung und der Messtechnik gleichzeitig auf. Die aus diesen Ereignissen und aus Störfällen in anderen Reaktoranlagen gewonnenen Erkenntnisse wurden verwertet.

d) Auslegungsgrundlagen und Beurteilungskriterien (Kap. 5)

Zum Schutz von Bevölkerung und Personal sowie der Anlage ist ein Kernkraftwerk gegen diejenigen Auswirkungen äusserer und anlageinterner Ereignisse auszulegen, die während der Lebensdauer zu erwarten sind oder deren Eintreten zwar nicht erwartet wird, jedoch nach menschlichem Ermessen nicht ausgeschlossen werden kann (Konzept der Auslegungsstörfälle). In bezug auf die nach menschlichem Ermessen nicht erwarteten schweren Unfälle werden heute keine formellen Kriterien für einen systematischen Schutz angewandt; allerdings werden einzelne Massnahmen verlangt, welche die Entwicklung solcher Unfälle unterbrechen oder deren Folgen lindern könnten.

Seit der Erstellung des KKM sind in verschiedenen Ländern, u. a. auch in der Schweiz, entsprechend dem Stand der Technik neue Regelwerke geschaffen worden, welche zunächst für neu zu erstellende Anlagen gelten. Für ältere Anlagen wie das KKM war zu prüfen, ob allfällige Abweichungen von den neuen Anforderungen toleriert werden können, anderweitig kompensiert werden oder ob Nachrüstungen vorzunehmen sind. Für die Nachrüstung der Sicherheitssysteme älterer Anlagen wurde ein Anforderungskonzept entwickelt, welches demjenigen der schweizerischen Richtlinie R-101 nahe kommt, aber von vornherein gewisse gegenüber den Anforderungen der R-101 vertretbare Abweichungen zulässt.

Die vorgeschriebenen Grenz- und Richtwerte für die Strahlenbelastung der Umgebung und des Personals beruhen auf den Bestimmungen der Strahlenschutzverordnung und auf Richtlinien der schweizerischen Sicherheitsbehörde. Aufgrund einer neuen Empfehlung des ICRP werden die Dosisgrenzwerte für das Personal demnächst herabgesetzt. Die voraussichtlichen neuen Grenzwerte wurden in diesem Gutachten berücksichtigt.

Nach einer Leistungserhöhung sind grundsätzlich dieselben Sicherheitskriterien einzuhalten wie bei der ursprünglichen Leistung. In bezug auf schwere Unfälle ist nachzuweisen, dass das Risiko für die Bevölkerung durch die erhöhte Leistung nicht unverhältnismässig ansteigt.

e) Auslegung, Ausführung und Zustand der sicherheitsrelevanten Anlageteile (Kap. 6)

Die Anordnung und Einteilung der Gebäude wird auch aus heutiger Sicht als zweckmässig beurteilt. Die ursprüngliche Dimensionierung der Gebäude, welche aufgrund ihrer Funktion der Erdbebenklasse I zugeordnet sind, entspricht einer Auslegung für das Sicherheitserdbeben. Die Gebäude der Erdbebenklasse II sind höher als auf das Betriebserdbeben ausgelegt. Der heutige Zustand der Bauwerke entspricht bezüglich Tragsicherheit dem Neuzustand, und ihre Gebrauchstauglichkeit wird durch den ständig durchgeführten Unterhalt gewährleistet.

Die Auslegung und Ausführung der Hauptkomponenten des Reaktorkühlsystems entspricht im wesentlichen den heutigen Anforderungen. Ausnahmen sind die Prüfbarkeit einiger Schweissnähte des

Reaktordruckbehälters und die thermische Beanspruchung der Speisewasserstutzen. Entsprechende Verbesserungsmaßnahmen sind durchzuführen.

Das Mark I-Primärcontainment des KKM erfüllt alle Anforderungen zur Beherrschung der Auslegungsstörfälle. Das druckfeste Sekundärcontainment mit der Möglichkeit zur Druckentlastung in den Aussonorus erfüllt höhere Anforderungen als gemäss heutiger Regelwerke verlangt wird.

Die Sicherheitssysteme sind nach der Nachrüstung des SUSAN grundsätzlich geeignet, die gestellten Aufgaben zuverlässig zu erfüllen. Bei verschiedenen Systemen sind im Rahmen der Auslegungsstörfälle noch Detailverbesserungen zu prüfen bzw. durchzuführen. Erwähnt seien eine Verbesserung der Zuverlässigkeit der Isolation des SCRAM-Ablassbehälters, der Schutz des Reaktorgebäudes gegen Unterdruck und der Schutz von Niederdruck-Systembereichen gegen Systembereiche mit hohem Druck.

Zusätzlich zu den aus der Richtlinie R-101 abgeleiteten Anforderungen an das KKM erfüllen die Sicherheitsfunktionen Reaktordruckentlastung, Kernkühlung und Containmentkühlung auch das Instandhaltungskriterium. Das Kriterium "Funktionelle Unabhängigkeit von redundanten Strängen" wird für die drei Bereiche Stränge I + II, Strang III und Strang IV im Sinne der R-101 vollständig erfüllt. Das Kriterium "Separation von redundanten Strängen" ist ebenfalls in gleicher Weise erfüllt, allerdings mit Ausnahme der Komponenten im Reaktorgebäude auf Kote -11 m, welche nur teilweise und nur durch Distanz separiert sind. Auf diese Abweichung von der R-101 wird an verschiedenen Stellen des Gutachtens eingegangen.

Abgesehen von der geplanten gefilterten Belüftung des SUSAN-Kommandorraumes bei schweren Unfällen und einer Verbesserung der Lüftung des Hauptkommandorraumes für den Fall von Radioaktivität in der Aussenluft, erfüllen die Versorgungs- und Hilfssysteme die gestellten Anforderungen. Die Erdbebeninstrumentierung ist noch durch ein Freifeldinstrument zu ergänzen.

Die Brennelement-Handhabungseinrichtungen, die Kommandoräume und die wichtigsten Betriebssysteme werden als zur Erfüllung der ihnen zugeteilten Aufgaben geeignet beurteilt.

Die Qualifikation der mechanischen Ausrüstungen der dem SUSAN zugehörigen Systeme für das Sicherheitserdbeben wurde nachgewiesen. Um eine negative Beeinflussung des SUSAN durch ursprünglich nicht qualifizierte Systeme im Reaktorgebäude bei Anforderung auszuschliessen, wurde deren Requalifikation auf Erdbeben verlangt. Diese Nachweise sind bis 1992 abzuschliessen.

Die vorhandenen Brandschutzmassnahmen erfüllen die heutigen Anforderungen zur Beherrschung eines Brandes. Mit Rücksicht auf die Bedeutung der Komponenten auf -11 m im Reaktorgebäude sollen weitere Massnahmen des Brandschutzes und der Löschwasserversorgung geprüft und gegebenenfalls durchgeführt werden. Das Konzept der für SUSAN getroffenen Blitzschutzmassnahmen ent-

spricht dem heutigen Stand der KKW-Technik. Noch ausstehend ist der Nachweis der Wirksamkeit des realisierten Blitzschutzes.

Im Hinblick auf die Verwendung schwererer Transportbehälter für Brennelemente ist eine Ertüchtigung des Reaktorgebäude-Rundlaufkrans vorgesehen.

Die Auslegung, Ausführung und Qualifikation von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen untersteht der behördlichen Ueberprüfung und Ueberwachung auf der Grundlage der festgelegten Regelwerke. Die bisherige Betriebserfahrung bestätigt die anforderungsgerechte Ausführung der sicherheitsrelevanten Ausrüstungen. Trotz einzelnen Sachverhalten, die in Abklärung sind, und einzelnen Abweichungen von den heutigen Regelwerken, die entweder tolerierbar sind oder behoben werden müssen, sind die Auslegung, die Ausführung und der heutige Zustand der sicherheitstechnisch wichtigen Anlageile aus der Sicht der HSK geeignet, den sicheren Weiterbetrieb zu gewährleisten.

f) Alterung (Kap. 7)

Unter den Begriff Alterung fallen sowohl die physische Alterung der Anlageile als auch die Alterung des Anlagekonzeptes.

Abgesehen von einzelnen Komponenten, welche repariert oder ersetzt wurden, war die Alterung baulicher und mechanischer Ausrüstungen bisher gering. Grundsätzlich besteht ausreichend Gewähr, dass die erforderlichen Sicherheitsmargen der mechanischen Ausrüstungen mindestens bis zur Auslegungslbensdauer von 40 Betriebsjahren eingehalten werden können. Allfällige Komponenten mit vorzeitiger Alterung werden verstärkt überwacht und, falls nötig, repariert oder ersetzt. Die Lebensdauer elektrischer Ausrüstungen ist mehrheitlich geringer als die Auslegungslbensdauer der Anlage, weshalb gelegentliche Erneuerungen nicht ungewöhnlich sind. Um zukünftige Alterungserscheinungen rechtzeitig zu entdecken und gegebenenfalls Gegenmassnahmen vornehmen zu können, ist für Bauwerke sowie elektrische und mechanische Ausrüstungen ein systematisches Alterungsüberwachungsprogramm durchzuführen, zusätzlich zu den schon bisher durchgeführten Ueberprüfungen.

Gewisse Abweichungen des im KKM realisierten älteren Anlagekonzeptes von den Anforderungen, die heute an Neuanlagen gestellt werden, bestehen auch nach den erfolgten Nachrüstungen. Solche Abweichungen betreffen die Redundanz der Sicherheitssysteme für seltene Auslegungsstörfälle, die systematische Separation redundanter Komponenten der Sicherheitssysteme, die Platzverhältnisse im Containment, den Kobaltgehalt der Materialien des Reaktorkühlkreislaufs, den Weg der Brennelement-Transportbehälter im Reaktorgebäude sowie die systematische Auslegung gegen Erdbeben und Flugzeugabsturz. Andererseits weist das KKM einige Merkmale auf, die bei anderen Siedewasserreaktoren nicht üblich sind und positive Beiträge zur Sicherheit leisten (siehe Punkte b und j). Wie aus der Risikoanalyse hervorgeht, haben die erwähnten Abweichungen keine entscheidenden Nachteile für die Sicherheit.

g) Verhalten der nuklearen Anlage im Normalbetrieb und bei Störfällen (Kap. 7 und 8)

Das KKM hat in ca. 20 Betriebsjahren eine hohe Betriebszuverlässigkeit bewiesen. Die regelmässig durchgeführten Funktionsprüfungen der Sicherheitssysteme bestätigen deren Zuverlässigkeit.

Die Jahresabgabelimite für Edelgase soll um etwa einen Faktor 5 reduziert werden, um die Limite an den Stand moderner Anlagen anzupassen. Erfahrungsgemäss kann KKM diese Limite einhalten.

Die Ueberprüfung der Analysen der Auslegungsstörfälle hat die zweckmässige Auslegung der Sicherheitssysteme bestätigt. Dennoch wurden einige Verbesserungsmöglichkeiten aufgezeigt, mehrheitlich zur Entlastung des Personals (im Kommandoraum). Diese Verbesserungen betreffen die Erweiterung des Umfangs der Auslösesignale des Reaktorschutzes, die Ueberbrückung der automatischen Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufts bei Betriebsstörungen mit Versagen der Reaktorabschaltung, den verbesserten Schutz gegen interne Ueberflutung des Reaktorgebäudes bei Speisewasserlecks, eine automatische Auslösung der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufts durch "Reaktorniveau tief" und weitere automatische Gegenmassnahmen bei Frischdampflecks im Maschinenhaus. Entsprechende Anlageänderungen werden vom Betreiber zur Zeit geprüft und nach Rücksprache mit der HSK nachgerüstet.

h) Strahlenschutz im Normalbetrieb (Kap. 6 und 7)

Der Strahlenschutz im Normalbetrieb umfasst einerseits die Strahlenüberwachung von Personal und Einrichtungen und andererseits die Begrenzung und Ueberwachung der Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umgebung sowie die radiologische Ueberwachung der Umgebung des KKM.

Die Betriebssysteme zur Aufrechterhaltung der notwendigen Wasserqualität und zur Reinigung von Wasserkreisläufen erfüllen ihre Funktion zufriedenstellend. Mit den Systemen zur Behandlung von Abwasser, Abgas und Abluft können die behördlich vorgeschriebenen Abgabelimits erfahrungsgemäss eingehalten werden. Die Ueberwachung der Abgasanlage ist noch durch den Einbau von zusätzlichen Wasserstoffdetektoren zu verbessern. Zur Verbesserung der Zugänglichkeit des Aufbereitungsgebäudes sind die Notabluftfilter abzuschirmen.

Die Messgeräte der Raumüberwachung, des operationellen Strahlenschutzes und der Personendosimetrie sowie der Kreislauf- und Abgabeüberwachung sind im Lauf der Jahre den betrieblichen Anforderungen und dem aktuellen Stand der Technik angepasst worden. Insbesondere wurden die Messung der Aerosolabgabe sowie die Personendosis- und Personenkontaminations-Ueberwachung verbessert. Das Umgebungs-Ueberwachungsprogramm entspricht den behördlichen Forderungen.

Die Betriebserfahrung mit der Kontamination des Reaktorkühlkreislaufts und der daraus resultierenden Strahlenbelastung des Personals zeigt, dass die radiologischen Verhältnisse in der Anlage kein unlös-

bares Problem für den weiteren Betrieb der Anlage darstellen. Sie erschweren aber die Kontroll- und Wartungsarbeiten. Sowohl die Höhe des Strahlenpegels in der Anlage als auch die bevorstehende Herabsetzung des Individual-Dosisgrenzwerts bedingen Massnahmen zur Reduktion der Dosisleistungen in der Anlage.

i) Radiologische Auswirkungen von Auslegungsstörfällen (Kap. 8)

Die aufgrund der durchgeführten Analysen maximal zu erwartenden Dosen für Einzelpersonen in der Umgebung bleiben bei allen Auslegungsstörfällen deutlich unterhalb der in der Richtlinie R-11 festgelegten Grenzwerte.

Das radiologisch bedingte Risiko des Kraftwerkspersonals bei Auslegungsstörfällen kann in Anbetracht der geringen Eintretenshäufigkeit solcher Ereignisse, der limitierten Menge an freigesetzten radioaktiven Stoffen und dem vorhandenen Schutz als klein bezeichnet werden.

j) Auslegungsüberschreitende Störfälle (Kap. 9)

Die probabilistische Sicherheitsanalyse hat bezüglich des Anlageverhaltens des KKM bei auslegungsüberschreitenden Störfällen einige wichtige Ergebnisse ergeben. Zu erwähnen sind insbesondere:

- Die Häufigkeit schwerer Unfälle ist für die Anlage Mühleberg gering. Die totale Kernschadenshäufigkeit von etwa 10^{-5} /Jahr ist vergleichbar mit empfohlenen Sicherheitszielen der IAEA und anderer Länder für Neuanlagen und deutlich geringer als der Richtwert für bestehende Anlagen.
- Das Containment des KKM weist einige besonders günstige Eigenschaften zur Milderung schwerer Unfälle auf. Zu erwähnen sind hierbei das relativ zur Reaktorleistung grosse Primärcontainmentvolumen, das Wasservolumen des Torus und das grosse Drywell-Sumpfvolumen. Diese Vorteile verhindern im KKM für die meisten Unfälle ein frühes Versagen des Primärcontainments und reduzieren damit die Menge der nach aussen freigesetzten radioaktiven Stoffe. Das auf Ueberdruck ausgelegte und mit dem äusseren Torus verbundene Reaktorgebäude ist eine sehr wirksame Barriere zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe bei schweren Unfällen.
- Die probabilistische Sicherheitsanalyse zeigte keine offensichtlichen technischen Schwachstellen der Anlage Mühleberg auf. Auch die im Reaktorgebäude auf -11 m nur teilweise vorhandene Separation redundanter Systeme hat keinen grossen Einfluss auf das Risiko der Anlage.
- Etwa 95 % der zur Kernschadenshäufigkeit beitragenden schweren Unfälle führen zu einer in die Umgebung freigesetzten Menge radioaktiver Stoffe, die kleiner ist als der Referenzquellterm, welcher der Notfallschutzplanung zugrunde liegt. Daraus kann geschlossen werden, dass die Notfallschutzplanung in der Umgebung des KKM auf sinnvollen Annahmen beruht.

Die Risikoanalyse ist periodisch bezüglich Änderungen in der Anlage und in Vorschriften nachzuführen und entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik zu ergänzen, z. B. bezüglich genauerer Erfassung des Brandrisikos und für die An- und Abfahrphase sowie den abgestellten Zustand.

Verschiedene anlageinterne Massnahmen zur Linderung der Auswirkungen schwerer Unfälle sind getroffen worden oder werden demnächst durchgeführt. Es sind noch Massnahmen zum Schutz des Personals im Hauptkommandoraum und in der Notsteuerstelle gegen Radioaktivität zu treffen. Für 1992 sind die Installation eines Druckentlastungssystems mit Filtern für das Primärcontainment und eines Drywell-Sprüh- und -Flutsystems vorgesehen.

k) Organisation und Personal (Kap. 10)

Die heutige organisatorische Gliederung des Personals berücksichtigt die bisherige Betriebserfahrung und entspricht den Richtlinien der Aufsichtsbehörden. Es ist vorgesehen, die bisher in Fachressorts intern geregelte Qualitätssicherung durch ein für die Gesamtanlage gültiges Qualitätssicherungskonzept zu ergänzen. Der Bestand an lizenziertem und nicht-lizenziertem Personal ist knapp. Die vorgesehene Personalaufstockung wird als notwendig betrachtet.

Die Aus- und Weiterbildung des lizenzierten Betriebspersonals und des Strahlenschutzpersonals entspricht den von der HSK gestellten Forderungen. Massnahmen zur Aufrechterhaltung eines hohen Ausbildungsstandes sind getroffen, u. a. ist die Beschaffung eines Kompaktsimulators geplant.

Die Kraftwerksvorschriften und -dokumentationen sind grundsätzlich zweckmässig abgefasst und den Bedürfnissen angepasst. Eine wegen Änderungen in der Anlage, der Organisationsstruktur und neuen Erkenntnissen notwendige Revision der Betriebs- und Notfalldokumente ist im Gange.

l) Notfallschutz für die Umgebung (Kap. 11)

Der Schutz der Bevölkerung nach einem KKW-Unfall mit Austritt radioaktiver Stoffe ist durch technische, administrative und organisatorische Massnahmen vorbereitet. Die rechtzeitige Warnung der Gemeinden und der Kantone in den Notfallschutzzonen 1 und 2 ist durch vorgegebene Kriterien im Werk und gesicherte Kommunikationsmittel sichergestellt. Die Auslösung der Sirenen zur Alarmierung der Bevölkerung ist geregelt. Zur Bestimmung der radiologischen Verstrahlung in der Umgebung des KKM ist eine Messorganisation vorhanden. Das zweckmässige Verhalten der verschiedenen Notfallorgane wird in regelmässigen Übungen überprüft.

Die Notfallschutzplanung in der Umgebung des KKM entspricht den Anforderungen der zuständigen Bundesbehörden.

m) Entsorgung (Kap. 12)

Seit der Betriebsaufnahme des KKM hat die HSK einige Konditioniermethoden für radioaktive Betriebsabfälle freigegeben. Die Lücken, die noch in der Rohabfallkonditionierung vorhanden sind, müssen in den nächsten Jahren geschlossen werden. Die Zwischenlagerkapazität im KKM für radioaktive Betriebsabfälle dürfte bis Ende 1998 ausreichen. Nachher ist die Zwischenlagerung der Betriebsabfälle im zentralen Zwischenlager in Würenlingen vorgesehen.

In einer 1980 eingereichten Studie wird gezeigt, dass geeignete Verfahren zur Stilllegung des Kernkraftwerks Mühleberg verfügbar sind und dass die gesetzlichen Bestimmungen und die Anforderungen des Strahlenschutzes eingehalten werden können. Die HSK hat sich dieser Schlussfolgerung in ihrer Stellungnahme vom Februar 1982 angeschlossen.

Bezüglich Endlagerung der radioaktiven Abfälle ist gemäss Bundesratsbeschluss aus dem Jahre 1988 der Entsorgungsnachweis für schwach- und mittelaktive Abfälle aus dem Betrieb und der Stilllegung erbracht. Für hochaktive Abfälle und die aus der Wiederaufarbeitung stammenden langlebigen Abfälle ist der Sicherheitsnachweis ebenfalls erbracht, jedoch ist noch nachzuweisen, dass genügend ausge dehnte Gesteinskörper mit den erforderlichen Eigenschaften gefunden werden können.

n) Erfüllung der Auflagen früherer Bewilligungen (Kap. 13)

Die Auflagen der bisherigen Betriebsbewilligungen, welche die Anlage und den Betrieb betreffen, sind erfüllt worden. Der Standortnachweis für die Entsorgung der hochaktiven Abfälle, der sämtliche schweizerischen Kernkraftwerke betrifft, ist noch ausstehend. Die Auflagen betreffend die Erweiterung des Zwischenlagers für radioaktive Abfälle und den Bau des Notstandsystems SUSAN wurden mit Ausnahme des Nachweises der ausreichenden Wirksamkeit des realisierten Blitzschutzes (siehe Punkt e) erfüllt.

o) Leistungserhöhung (Kap. 14)

Durch Einsatz verbesserter Brennelemente im Reaktorkern und durch Nutzung von Reserven in Sicherheitssystemen können die heute gültigen Sicherheitskriterien auch nach der geplanten Leistungserhöhung eingehalten werden. Der Nachweis der Sicherheit bei erhöhter Leistung wurde durch die durchgeführten Untersuchungen zu den Auslegungstörfällen erbracht. Das Risiko der Anlage für die Bevölkerung bei schweren Unfällen steigt nicht unverhältnismässig an und bleibt gering.

Die Kriterien für eine Leistungserhöhung sind entweder erfüllt oder es besteht die Aussicht, dass sie erfüllt werden können. Die Leistungserhöhung soll stufenweise erfolgen und mit einem besonderen Ueberwachungs- und Versuchsprogramm verbunden werden. Um die Dosen für das Personal auch

nach einer Leistungserhöhung so tief wie mit vernünftigen Mitteln erreichbar zu halten, sind Massnahmen zur Senkung der Dosisleistungen in der Anlage zu ergreifen (siehe auch Punkt h).

15.2 SCHLUSSFOLGERUNGEN

Bei der Inbetriebnahme im Jahre 1971 entsprach das KKM dem damaligen Stand der Kerntechnik. Seither wurden weitere Untersuchungen zur Sicherheit der Anlage und verschiedene Nachrüstungen zur Erhöhung der Sicherheit entsprechend dem fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik (Kap. 3.3 und 9.4) durchgeführt. Zu erwähnen sind vor allem:

- Strahlenschutzmassnahmen
 - Verbesserung des Abluftüberwachungssystems und der Abluftfilterüberwachung
 - Eiseneinspeisung ins Reaktorwasser zur Verminderung der Strahlendosisleistung in der Anlage
 - Anpassung der Personendosimetrie an den Stand der Technik
- Untersuchungen und Massnahmen für Auslegungsstörfälle
 - Mit der Nachrüstung des Notstandsystems SUSAN wurde eine wesentliche Verbesserung der Reaktorabschaltung, der Kernkühlung, der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislafs und der Nachwärmeabfuhr bei äusseren Ereignissen wie Erdbeben, externe Ueberflutung, Blitzschlag, Flugzeugabsturz und Einwirkungen Dritter erreicht. Mit dem SUSAN wurde auch die Zuverlässigkeit der Reaktorabschaltung und der Kernnotkühlung nach Kühlmittelverluststörfällen verbessert. Zudem wurde eine Notsteuerstelle für den Fall eines Verlusts des Hauptkommandoraums eingerichtet.
 - Die dynamischen Lasten des Torus als Folge des Dampfabblassens und der Kondensationsphänomene wurden unter Berücksichtigung neuerer Erkenntnisse überprüft. Nachdem an den Abblaseleitungen Verbesserungen vorgenommen und zusätzliche Verstärkungen des Torus angebracht worden sind, kann das Primärcontainment die auslegungsgemäss zu erwartenden Lasten aufnehmen.
- Sicherheitsanalyse für auslegungsüberschreitende Störfälle
 - Die KKM-spezifische probabilistische Sicherheitsanalyse hat gezeigt, dass das Risiko von Kernschmelzunfällen im Vergleich zu anderen älteren Kernkraftwerken gering und vergleichbar mit neueren Anlagen ist. Die heutige KKM-Anlage weist im Vergleich zu modernen Anlagen keine entscheidenden Nachteile für die Sicherheit auf.

An verschiedenen Stellen dieses Gutachtens wurde auf Massnahmen zur weiteren Verbesserung der Sicherheit und Zuverlässigkeit der Anlage und der Betriebsweise hingewiesen, die entweder geplant

oder zu prüfen bzw. durchzuführen sind. Forderungen mit grundsätzlichem Charakter sind in Kap. 15.3 als Auflagen formuliert. Die übrigen Forderungen werden als Pendenzen im Rahmen der Aufsichtstätigkeit der HSK behandelt.

Die HSK hat sich davon überzeugt, dass im KKM die notwendigen Massnahmen zum Schutz von Leben und Gesundheit getroffen sind. Durch die beantragte Erhöhung der thermischen Leistung steigt das Risiko der Anlage nicht unverhältnismässig an. Die HSK hat keine Einwände gegen die Erteilung der unbefristeten Betriebsbewilligung und die beantragte Erhöhung der thermischen Reaktorleistung auf 1097 MW. Sie empfiehlt, die zu erteilende Bewilligung mit den in Kap. 15.3 erwähnten Auflagen zu verbinden.

15.3 AUFLAGEN

1. Die thermische Leistung des Reaktors darf im stationären Betrieb den Wert von 1097 MW nicht überschreiten (Kap. 14.9).
2. Bei der Abgabe radioaktiver Stoffe an die Umwelt aus dem Kernkraftwerk Mühleberg müssen folgende Grenzwerte eingehalten werden:

Abgaben an die Atmosphäre

Edelgase - bezogen auf einen Richtwert $C_a = 3,7 \cdot 10^5 \text{ Bq/m}^3$ gemäss SSVO, Anhang 7	$2,0 \cdot 10^{15} \text{ Bq/Jahr}$ $1,9 \cdot 10^{14} \text{ Bq/Tag}$
Iod-131	$1,9 \cdot 10^{10} \text{ Bq/Jahr}$ $3,7 \cdot 10^9 \text{ Bq/Woche}$
Aerosole mit Halbwertszeiten $T_{1/2} > 8 \text{ Tage}$ (γ , β ohne Jod)	$1,9 \cdot 10^{10} \text{ Bq/Jahr}$ $1,9 \cdot 10^9 \text{ Bq/Woche}$

Abgaben an die Aare

Tritium	$1,9 \cdot 10^{13}$ Bq/Jahr
Abwasser ohne Tritium	
- bezogen auf einen Richtwert $C_W = 3,7 \cdot 10^6$ Bq/m ³ gemäss SSVO, Anhang 7	$3,7 \cdot 10^{11}$ Bq/Jahr
- maximale Konzentration im Abgabebereich vor der Abgabe	$10 \cdot C_W$

Überschreitungen dieser Beträge sind unzulässig und müssen unverzüglich der HSK gemeldet werden. Einzelheiten des Meldesystems ordnet das Reglement über die Abgabe radioaktiver Stoffe aus dem KKM und über die Umgebungsüberwachung (Kap. 7.1.6).

3. Die bisher nicht prüfaren Rundnähte im Kernbereich des Reaktordruckbehälters sind in die Wiederholungsprüfungen einzubeziehen. Die Basisprüfungen sind spätestens im Revisionsstillstand 1993 durchzuführen (Kap. 6.4.1.6).
4. Ein seismisches Freifeldinstrument ist bis Ende 1992 zu installieren (Kap. 6.7.7).
5. Die noch nicht seismisch qualifizierten mechanischen Ausrüstungen innerhalb des Reaktorgebäudes, welche die SUSAN-Funktion beeinträchtigen könnten, sind bis Ende 1993 inkl. ihrer Verankerung im Bauwerk für das Sicherheitserdbeben zu qualifizieren und nötigenfalls nachzurüsten (Kap. 6.10.1).
6. Für den Torusbereich des Reaktorgebäudes auf Kote -11 m ist eine Überprüfung des Brandschutzes bezüglich passiver und aktiver Massnahmen durchzuführen. Allfällige Verbesserungsvorschläge sind der HSK bis Ende 1992 zu unterbreiten; die HSK wird die Realisierungstermine festlegen (Kap. 6.12.1).

Für das Löschwassernetz des Reaktorgebäudes sind bis Mitte 1993 der Erdbebennachweis zu erbringen und ein direkter Aussenanschluss zu realisieren (Kap. 6.12.2).

7. Ein systematisches Alterungsüberwachungsprogramm für Bauwerke sowie elektrische und mechanische Ausrüstungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung ist der HSK bis Mitte 1993 vorzulegen (Kap. 7.4).
8. Der Betreiber des KKM hat der HSK in Abständen von 10 Jahren jeweils einen Bericht über die Sicherheit der Anlage einzureichen. Dieser soll eine zusammenfassende Bewertung des Zustands der Anlage enthalten; insbesondere ist auf die Betriebserfahrung, vorgekommene Ereignisse im KKM und in ähnlichen Anlagen, den Alterungszustand und den Stand der probabilistischen Sicherheitsanalyse einzugehen. Weitere Inhalte sind mit den Sicherheitsbehörden abzusprechen (Kap. 7.4).

9. Der Sicherheitsbericht ist jährlich auf seine Richtigkeit zu überprüfen und gegebenenfalls zu revidieren (Kap. 10.4.3).
10. Die Risikoanalyse ist periodisch bezüglich Änderungen in der Anlage und in Vorschriften nachzuführen und entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik zu ergänzen (Kap. 9.3.1).
11. Im Zwischenlager ist der Zustand der Abfallfässer mit unkonditioniertem Material stichprobenweise zu überprüfen, und die Abluftüberwachung ist dem Vorhandensein unkonditionierter Abfälle anzupassen. Brennelementkästen, Steuerstäbe, Pulver- und Kugelharze sowie Sumpfschlämme müssen in den nächsten Jahren entsprechend dem Stand der Technik konditioniert werden (Kap. 12.1.2 und 12.3).
12. Vor einer Leistungserhöhung sind Massnahmen zu ergreifen, die geeignet sind, die Dosisleistung insbesondere an den Umwälzschleifen zu reduzieren. Zudem ist zu belegen, dass die Grenz- bzw. Richtwerte für die Strahlenbelastung des Personals (Einzel- und Kollektivdosis) auch bei erhöhter Leistung eingehalten werden können (Kap. 5.2.2, 6.14.1 und 14.7.1).
13. Die erstmalige Leistungserhöhung über 997 MW hinaus ist stufenweise vorzunehmen, wobei jeweils eine Freigabe der HSK einzuholen ist (Kap. 14.8).

Würenlingen, 30. Oktober 1991

HAUPTABTEILUNG
FÜR DIE SICHERHEIT DER KERNANLAGEN

Der Direktor

R. Naegelin

R. Naegelin

ANHANG A ABKÜRZUNGEN

ABB	Asea Brown Boveri AG
AbwR	Abwasser-Reinigung
AD	Arbeitsgemeinschaft Druckbehälter (Deutschland)
ADS	Automatic Depressurization System Automatisches Druckentlastungssystem
AEB	Apparate-Entwässerungsbehälter
AEC	Atomic Energy Commission (USA; heute NRC)
Ag	Silber
ALARA	As Low As Reasonably Achievable So tief wie vernünftigerweise erreichbar
ALPS	Alternate Low Pressure Spray Niederdruckeinspeisesystem
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 Stabileistung
APRM	Average Power Range Monitor Neutronenfluss-Messsystem zur Bestimmung der mittleren Kernleistung im Leistungsbereich
ARSI	Alternate Reactor Shutdown and Isolation Alternatives Reaktorabschalt- und Isolationssystem
ASK	Abteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (heute HSK)
ASME	American Society of Mechanical Engineers Amerikanische Gesellschaft der Maschinenbauingenieure

ASTM	American Society for Testing Materials Amerikanische Gesellschaft für Materialprüfung
AtG	Atomgesetz
ATWS	Anticipated Transient without Scram Transiente mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung
AWP	Dosismessnetz Atomwamposten
Ba	Barium
BAG	Bundesamt für Gesundheitswesen
BBC	Aktiengesellschaft Brown Boveri & Cie (heute ABB)
BE	Brennelement
BEB	Brennelementbecken
BEW	Bundesamt für Energiewirtschaft
BIGA	Bundesamt für Industrie, Gewerbe und Arbeit
BKW	Bernische Kraftwerke AG
BNFL	British Nuclear Fuels Limited, Sellafield, England
Br	Brom
BWR	Boiling Water Reactor Siedewasserreaktor
B ₄ C	Borkarbid-Pulver
B-10	Bor-10-Isotop
C	Kohlenstoff
C _a -Wert	Richtwert für den Aufenthalt in kontaminierter Luft (Bq/m ³) (siehe SSVO)
C _w -Wert	Richtwert für kontaminiertes Wasser (Bq/m ³) (siehe SSVO)
CCDF	Complementary Cumulative Distribution Function Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilungsfunktion

CCF	Common Cause Failure Ausfall (von Komponenten) aufgrund einer gemeinsamen Ursache
Ce	Cer
CFR	Code of Federal Regulations (USA)
COGEMA	Compagnie Générale des Matières Nucléaires, La Hague, Frankreich
Co-60	Kobalt-60-Isotop
CPR	Critical Power Ratio Kritisches Leistungsverhältnis
CRD	Control Rod Drive Steuerstabantriebssystem
CRS	Containment Refill System Containment-Rückpumpsystem
Cs	Cäsium
CS	Core Spray Niederdruck-Kernsprühsystem
CSNI	Committee on the Safety of Nuclear Installations (der NEA)
CWS	Cooling Water System SUSAN-Kühlwassersystem
D	Strahlendosisleistung (Sv/h)
DEWA	Demontierbare Waste Anlage
DIN	Deutsches Institut für Normung
DN	Diameter nominal Nenndurchmesser einer Rohrleitung (mm)
DWR	Druckwasserreaktor
ECCS	Emergency Core Cooling System Kernnotkühlsystem
EDM	Erweitertes dynamisches Magnetkernsystem (Leittechniksystem)

EK	Erdbebenklasse
EMPA	Eidg. Materialprüfungsanstalt
EOR	Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität
ERIS	Emergency Response Information System Bildschirmdarstellung von Anlagegrössen
Eu	Europium
EVED	Eidg. Verkehrs- und Energiewirtschaftsdepartement
EWI	Elektrowatt Ingenieurunternehmung AG
EW3	Einwirkung Dritter
FD	Frischdampf
FLA	Flugzeugabsturz
FPCCU	Fuel Pool Cooling and Cleanup Brennelementbecken-Kühl- und -Reinigungssystem
FPCU	Fuel Pool Cleanup Brennelementbecken-Reinigungssystem
FWCI	Feed Water Coolant Injection Nachspeisefunktion aus dem KAKO
g	Erdbeschleunigung
Gd	Gadolinium
GDC	General Design Criteria (USA)
GE	General Electric Company (USA)
GSKL	Gruppe der Schweizerischen Kernkraftwerksleiter
HCU	Hydraulic Control Unit Hydraulische Steuereinheit
HSK	Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen
I	Jod

IAEA	International Atomic Energy Agency Internationale Atomenergie Agentur
ICRP	International Commission on Radiological Protection Internationale Strahlenschutzkommission
ICWS	Intermediate Cooling Water System SUSAN-Zwischenkühlwassersystem
IEEE	Institute of Electrical and Electronics Engineers (USA)
INSAG	International Nuclear Safety Advisory Group Internationales Beratergremium für nukleare Sicherheit (der IAEA)
IRA	Institut de radiophysique appliquée (Lausanne)
IRM	Intermediate Range Monitor Neutronenflussmesssystem für den Zwischenbereich
ISO	International Standards Organisation
JAL	Jahresabgabelimite
k_{eff}	Multiplikationsfaktor (einer geometrisch endlichen Anordnung mit nuklearem Brennstoff)
k_{∞}	Multiplikationsfaktor (einer geometrisch unendlich grossen Anordnung mit nuklearem Brennstoff)
KAKO	Kaltkondensatbehälter
KAL	Kurzzeitabgabelimite
KIK	Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
KKG	Kernkraftwerk Gösgen
KKL	Kernkraftwerk Leibstadt
KKM	Kernkraftwerk Mühleberg (Anlage oder Betreiber)
KKW	Kernkraftwerk
KOMAC	Eidg. Kommission für AC-Schutz
Kr	Krypton

KRA	Kondensatreinigungsanlage
KSA	Kommission für die Sicherheit der Kernanlagen
KTa	Kerntechnischer Ausschuss (BRD)
KUeR	Eidg. Kommission zur Ueberwachung der Radioaktivität
La	Lanthan
LHGR	Linear Heat Generation Rate Lineare Stabileistung
LLNL	Lawrence Livermore National Laboratory (USA)
LOCA	Loss of Coolant Accident Kühlmittelverluststörfall
LPRM	Local Power Range Monitor Neutronenflussmesssystem für den 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 Stabileistung
Mark I	Containmentkonzept
MCPR	Minimum Critical Power Ratio Minimales kritisches Leistungsverhältnis
MCR	Main Control Room Hauptkommandoraum
MCWS	Main Cooling Water System Hauptkühlwassersystem
MG-Set	Motor-Generator-Gruppe
MLHGR	Maximum Linear Heat Generation Rate Maximale lineare Stabileistung
Mo	Molybdän
MSK	Medvedev-Sponheuer-Karnik (Erdbeben-Intensitätsskala)

MSIV	Main Steam Isolation Valve Frischdampf-Isolationsventil
MUSA	Mühleberg Sicherheitsanalyse
NAGRA	Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle
NADAM	Netz für automatischen Dosis-Alarm und Messung
NAZ	Nationale Alarmzentrale
Nb	Niob
Nd	Neodym
NDT-Temperatur	Nil Ductility Transition Temperature Sprödbruch-Uebergangstemperatur
NEA	Nuclear Energy Agency
NMS	Neutron Monitoring System Neutronenflussüberwachungssystem
NPSH	Net Positive Suction Head Nettosaughöhe (von Pumpen)
NRC	Nuclear Regulatory Commission (USA) Nukleare Sicherheitsbehörde der USA
NS	Sektion Nukleartechnologie und Sicherung des BEW
NUSS	Nuclear Safety Standard Nukleare Sicherheitsnorm (der IAEA)
N-16	Stickstoff 16-Isotop
O-16	Sauerstoff 16-Isotop
OBE	Operating Basis Earthquake Betriebserdbeben
ORNL	Oak Ridge National Laboratory (USA)
PASS	Post Accident Sampling System Nachunfall-Probenahmesystem

Pd	Palladium
PLG	Firmenname (Ersteller der MUSA-Studie)
Pm	Promethium
Pr	Praseodym
PRV	Pressure Relief Valve Druckentlastungsventil
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSI	Paul Scherrer Institut, Würenlingen
Pu	Plutonium
PVA	Pilot-Abfallverbrennungsanlage des PSI
PVC	Polyvinylchlorid
QS	Qualitätssicherung
RABE	Rasches Alarmsystem für die Bevölkerung
Rb	Rubidium
RBM	Rod Block Monitor Steuerstabsfahrbegrenzung
RDB	Reaktordruckbehälter
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling Hochdruck-Noteinspeisesystem
Rh	Rhodium
RPL	Radio-Photolumineszenz-Dosimeter
RPS	Reactor Protection System Reaktorschutzsystem
RSK	Reaktor-Sicherheits-Kommission (Deutschland)
RT _{NDT}	Reference Nil-Ductility-Transition Temperature Referenz-Sprödbbruch-Übergangstemperatur

Ru	Ruthenium
RWCU	Reactor Water Cleanup Reaktorwasserreinigungssystem
RWE	Rod Withdrawal Error Fehlverhalten eines Steuerstabes
RWM	Rod Worth Minimizer Stabwertbegrenzer
SIB	Sicherheitsbericht
Sb	Antimon
SCRAM	Reaktorschnellabschaltung
SEV	Schweizerischer Elektrotechnischer Verein
SGTS	Standby Gas Treatment System Notabluftsystem
SIA	Schweizerischer Ingenieur- und Architekten-Verein
SK	Sicherheitsklasse
SLCS	Standby Liquid Control System Vergiftungssystem
Sm	Samarium
SMT	System zur Mobilisierung mittels Telefon
Sn	Zinn
Sr	Strontium
SRI	Select Rod Insertion Einwurf einzelner Steuerstäbe
SRM	Source Range Monitor Neutronenflussmesssystem für den Anfahrbereich
SRV	Safety Relief Valve Sicherheits-/Abblaseventil

SSE	Safe Shutdown Earthquake Sicherheitserdbeben
SSVO	Schweizerische Strahlenschutz-Verordnung
STCS	Shutdown and Torus Cooling System Abfahr- und Toruskühlsystem
SUeR	Sektion Ueberwachung der Radioaktivität des Bundesamtes für Gesundheitswesen
SUSAN	Spezielles unabhängiges System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme
SUVA	Schweizerische Unfallversicherungsanstalt
SV	Safety Valve Sicherheitsventil
SVA	Schweizerischer Verein für Atomenergie
SVDB	Schweizerischer Verein für Druckbehälterüberwachung
SWR	Siedewasserreaktor
SWS	Service Water System Hiltskühlersystem
TCS	Torus Cooling System Toruskühlsystem
Tc	Technetium
Te	Tellur
TIP	Traversing In-Core-Probe Fahrbare Messkammern für die Eichung der LPRM-Detektoren
TLD	Thermolumineszenz-Dosimeter
TMI	Three Mile Island
TV	Television
UAK	Unterausschuss Kernenergie des VSE
UF	Usage Factor Ermüdungsausnutzungsfaktor

UO ₂	Urandioxid
USA	United States of America
USV	Unterbrochlose Stromversorgungsanlage
VKF	Verein Kantonalen Feuerversicherungsanstalten
VSE	Verband Schweizerischer Elektrizitätswerke
Xe	Xenon
Y	Yttrium
ZFM	Zeitfolgemelder
ZLS	Zentrale Energieverteilungsleitstelle der BKW in Mühleberg
Zr	Zirkonium
Zr-2	Zircaloy-2
Zr-4	Zircaloy-4
ZWILAG	Projekt Zentrales Zwischenlager in Würenlingen

ANHANG B MASSEINHEITEN**Aequivalentdosis**

Sv (Sievert); 1 rem = 0,01 Sv

Aktivität

Bq (Becquerel); 1 Bq = 1/s; 1 Curie = $3,7 \cdot 10^{10}$ Bq

Druck

bar; 1 bar = 10^5 N/m²

mm WS (Wassersäule); 1 mm WS = 9,81 N/m²

- Absolutwert: bar (abs)
- Relativwert: bar (rel); relativ zum atmosphärischen Druck von 1 bar (abs)

Kraft

N (Newton); 1 t (Krafteinheit) = 9,81 kN

Leistung

- thermische Leistung: MWt (Megawatt thermisch)
- elektrische Leistung: MWe (Megawatt elektrisch)

ANHANG B MASSEINHEITEN**Aequivalentdosis**

Sv (Sievert); 1 rem = 0,01 Sv

Aktivität

Bq (Becquerel); 1 Bq = 1/s; 1 Curie = $3,7 \cdot 10^{10}$ Bq

Druck

bar; 1 bar = 10^5 N/m²

mm WS (Wassersäule); 1 mm WS = 9,81 N/m²

- Absolutwert: bar (abs)
- Relativwert: bar (rel); relativ zum atmosphärischen Druck von 1 bar (abs)

Kraft

N (Newton); 1 t (Krafteinheit) = 9,81 kN

Leistung

- thermische Leistung: MWt (Megawatt thermisch)
- elektrische Leistung: MWe (Megawatt elektrisch)