



**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH**

SWR
Sicherheitsanalyse
Abschlußbericht
Teil 2

Deskriptoren:

Sicherheitsanalyse, PSA, Siedewasserreaktor, Störfälle, Ereignisablaufanalyse, Systemanalyse, Fehlerbaumanalyse, Zuverlässigkeitskenngrößen, Notfallmaßnahmen, Accident Management



**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH**

**SWR-
Sicherheitsanalyse
Abschlußbericht
Teil 2**

Juni 1993

**GRS - 102/2
ISBN 3-923875-52-5**

Inhaltsverzeichnis Abschlußbericht, Teil 1

	Seite
1	Ziele, Umfang und Methodik 1-1
1.1	Zielsetzung der Untersuchungen 1-1
1.2	Umfang der Untersuchungen 1-1
1.3	Methodik 1-2
1.3.1	Untersuchungsschritte 1-2
1.3.2	Angewandte Methoden 1-3
	Abbildungen 1-7
2	Referenzanlage Gundremmingen (KRB) 2-1
2.1	Aufbau und Funktion 2-1
2.2	Sicherheitskonzept 2-1
2.3	Sicherheitsrelevante Systeme 2-3
2.4	Systemänderungen und Änderungen im Betriebs- handbuch (BHB) 2-5
2.4.1	Bei den systemtechnischen Untersuchungen berücksichtigte Änderungen 2-5
2.4.2	Berücksichtigte Änderungen zur Durchführung von anlageninternen Notfallmaßnahmen nach dem Notfallhandbuch (NHB) 2-6
	Abbildungen 2-8
3	Anlageninterne Ereignisse 3-1
3.1	Auslösende Ereignisse 3-2
3.1.1	Ausfall der Hauptwärmesenke 3-8
3.1.1.1	Ursachen für einen Ausfall der Hauptwärmesenke 3-8
3.1.1.2	Häufigkeit des Ausfalls der Hauptwärmesenke 3-11
3.1.2	Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung 3-18
3.1.2.1	Ursachen für den "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" 3-18
3.1.2.2	Häufigkeit des "Ausfalls der Hauptspeisewasserversorgung" 3-20
3.1.3	Notstromfall 3-21
3.1.3.1	Ursachen für einen "Notstromfall" 3-21
3.1.3.2	Häufigkeit des "Notstromfalls" 3-23

3.1.4	Offenbleiben eines S+E-Ventils	3-24
3.1.4.1	Ursachen für das "Offenbleiben eines S+E-Ventils"	3-24
3.1.4.2	Häufigkeit für das "Offenbleiben eines S+E-Ventils"	3-26
3.1.5	Überspeisungstransiente	3-27
3.1.5.1	Ursachen für eine "Überspeisungstransiente"	3-27
3.1.5.2	Häufigkeit für eine "Überspeisungstransiente"	3-28
3.1.6	Fehlfahren von Turbinen- oder Umleitventilen	3-29
3.1.6.1	Ursachen für das "Fehlfahren von Turbinen- oder Umleitventilen"	3-29
3.1.6.2	Häufigkeit für das "Fehlfahren von Turbinen- oder Umleitventilen"	3-31
3.1.7	Leck in einem Nachkühlstrang	3-33
3.1.7.1	Ursache für ein Leck in einem Nachkühlstrang	3-33
3.1.7.2	Häufigkeiten für ein Leck im Nachkühlstrang	3-38
3.1.8	Kühlmittelverluststörfälle	3-43
3.1.8.1	Ursachen für Kühlmittelverluststörfälle	3-43
3.1.8.2	Häufigkeit von Kühlmittelverluststörfällen	3-48
3.2	Ereignisablaufanalyse	3-53
3.2.1	Ausfall der Hauptwärmesenke	3-55
3.2.1.1	Sicherheitstechnische Funktionen zur Beherrschung des Ausfalls der Hauptwärmesenke (AHWS)	3-55
3.2.1.2	Systemfunktionen und Mindestanforderungen	3-74
3.2.1.3	Beschreibung der Ereignisabläufe	3-106
3.2.2	Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	3-118
3.2.2.1	Sicherheitstechnische Funktionen zur Beherrschung des "Ausfalls der Hauptspeisewasserversorgung"	3-118
3.2.2.2	Systemfunktionen und Mindestanforderungen	3-124
3.2.2.3	Beschreibung der Ereignisabläufe	3-129
3.2.3	Notstromfall	3-132
3.2.3.1	Sicherheitstechnische Funktionen zur Beherrschung des "Notstromfalls"	3-132
3.2.3.2	Systemfunktionen und Mindestanforderungen	3-142
3.2.3.3	Beschreibung der Ereignisabläufe	3-152
3.2.4	Offenbleiben eines S+E-Ventils	3-158

3.2.4.1	Sicherheitstechnische Funktionen zur Beherrschung des "Offenbleiben eines S+E-Ventils"	3-158
3.2.4.2	Systemfunktionen und Mindestanforderungen	3-161
3.2.4.3	Beschreibung der Ereignisabläufe	3-166
3.2.5	Überspeisungstransiente	3-167
3.2.5.1	Sicherheitstechnische Funktionen zur Beherrschung einer "Überspeisungstransiente"	3-167
3.2.5.2	Systemfunktionen und Mindestanforderungen	3-172
3.2.5.3	Beschreibung der Ereignisabläufe	3-174
3.2.6	Fehlfahren von Turbinen- oder Umleitventilen	3-175
3.2.6.1	Sicherheitstechnische Funktionen zur Beherrschung des "Fehlfahrens von Turbinen- oder Umleitventilen"	3-175
3.2.6.2	Systemfunktionen und Mindestanforderungen	3-176
3.2.6.3	Beschreibung des Ereignisablaufs	3-177
3.2.7	Leck in einem Nachkühlstrang	3-178
3.2.7.1	Sicherheitstechnische Funktionen	3-179
3.2.7.2	Systemfunktionen und Mindestanforderungen	3-186
3.2.7.3	Beschreibung der Ereignisabläufe	3-192
3.2.8	Kühlmittelverluststörfälle	3-195
3.2.8.1	Sicherheitstechnische Funktionen	3-199
3.2.8.2	Systemfunktionen und Mindestanforderungen	3-215
3.2.8.3	Beschreibung der Ereignisabläufe	3-236
3.3	Zuverlässigkeitsanalyse	3-249
3.3.1	Vorgehen bei der Zuverlässigkeitsanalyse	3-249
3.3.1.1	Annahmen und Voraussetzungen	3-249
3.3.1.2	Methode der Fehlerbaumanalyse und Aufbau der Fehlerbäume	3-252
3.3.1.3	Funktionsprüfungen	3-261
3.3.2	Zuverlässigkeitskenngrößen	3-262
3.3.2.1	Zuverlässigkeitskenngrößen für unabhängige Ausfälle	3-263
3.3.2.2	Baugruppenausfälle des Reaktorschutzsystems	3-292
3.3.2.3	Zuverlässigkeitskenngrößen für gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA)	3-322
3.3.2.4	Bewertung menschlichen Fehlverhaltens	3-341
3.3.3	Zuverlässigkeitsuntersuchungen für Betriebstransienten	

und Kühlmittelverluststörfälle	3-351
3.3.3.1 Ergebnisse für Betriebstransienten	3-353
3.3.3.2 Ergebnisse für Kühlmittelverluststörfälle	3-360
3.3.3.3 Zuverlässigkeitsuntersuchungen für Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)	3-364
3.3.3.4 Zusammenfassung der Ergebnisse	3-372
Abbildungen	3-377
Literatur	3-414

Inhaltsverzeichnis Abschlußbericht, Teil 2

	Seite
4	Anlageninterne Notfallmaßnahmen 4-1
4.1	Behandlung gestörter Anlagenzustände 4-1
4.2	Möglichkeiten der Schadensverhinderung durch die Notfallmaßnahmen 4-17
4.3	Bewertung von anlageninternen Notfallmaßnahmen in anderen probabilistischen Sicherheitsanalysen 4-20
4.4	Zusammenfassung und Ausblick 4-23
	Literatur 4-26
5	Übergreifende Ereignisse 5-1
5.1	Anlageninterne übergreifende Ereignisse 5-1
5.1.1	Überflutung 5-1
5.1.1.1	Einleitung und Vorgehensweise 5-1
5.1.1.2	Reaktorgebäude (2 A/B) 5-5
5.1.1.3	Andere Gebäude 5-51
5.1.1.4	Zusammenfassung 5-58
5.1.2	Brand 5-65
5.1.2.1	Eingrenzung relevanter Ereignisabläufe 5-66
5.1.2.2	Mögliche Brandverläufe im Sicherheitsbehälter und ihre Häufigkeit 5-74
5.1.2.3	Brandbedingte Auswirkungen auf Strukturen, Komponenten und Bauteile 5-87
5.1.2.4	Verhalten der Anlage bei einem Brand im Sicherheitsbehälter 5-102
5.1.2.5	Zusammenfassende Bewertung 5-106
5.2	Anlagenexterne übergreifende Ereignisse 5-109
5.2.1	Erdbeben 5-109
5.2.1.1	Methodik und Randbedingungen der seismischen Analysen 5-109
5.2.1.2	Standortspezifische seismische Lastannahmen 5-112
5.2.1.3	Untersuchungen zum Verhalten von Bauwerken 5-119
5.2.1.4	Untersuchungen zum Verhalten von Komponenten 5-127
5.2.1.5	Zusammenfassende Bewertung zum Verhalten von Bauwerken und Komponenten 5-135

5.2.2	Sonstige externe Ereignisse	5-139
	Tabellen	5-146
	Abbildungen	5-151
	Literatur	5-176
6	Ereignisse außerhalb des Leistungsbetriebes	6-1
6.1	Einleitung	6-1
6.1.1	Zielsetzung und Umfang der Analysen	6-1
6.1.2	Vorgehensweise	6-1
6.2	Systemtechnische Bedingungen und Zustände der zur Nachwärmeabfuhr eingesetzten Systeme	6-3
6.2.1	Leistungsbetrieb vor dem Abfahren	6-4
6.2.1.1	Zulässige Nichtverfügbarkeit	6-4
6.2.1.2	Zustand der verfügbaren Nachkühlsysteme	6-5
6.2.2	Abfahren der Anlage, RDB geschlossen, Temperatur > 150 °C	6-5
6.2.3	Abfahren der Anlage, RDB geschlossen, Temperatur RDB ≤ 150 °C	6-6
6.2.3.1	Zulässige Nichtverfügbarkeit	6-6
6.2.3.2	Zustand der Nachkühlsysteme	6-7
6.2.4	Abfahrkühlen über Saugen aus der FD-Leitung im Betriebszustand "RDB geöffnet", RDB mit BE beladen, Flutraum nicht gefüllt	6-9
6.2.4.1	Zulässige Nichtverfügbarkeit	6-9
6.2.4.2	Zustand der Nachkühlsysteme	6-10
6.2.5	Saugen aus Absetzbecken	6-12
6.2.5.1	Zulässige Nichtverfügbarkeit	6-12
6.2.5.2	Zustand des Nachkühlsystems	6-12
6.2.6	Beendigung des Brennelementwechsels	6-13
6.3	Ereignisablaufanalyse	6-13
6.3.1	Einteilung der auslösenden Ereignisse der zu berücksichtigenden Anlagenzustände	6-13
6.3.1.1	Auslösende Ereignisse	6-13
6.3.1.2	Zu unterscheidende Betriebszustände der Nachkühlstränge TH für die Ereignisablaufanalyse	6-15

6.3.2	Phase I: RDB geschlossen, Abfahren der Anlage über Turbine und Umleitstation	6-16
6.3.3	Phase II: Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlkette, RDB geschlossen	6-17
6.3.3.1	Ausfall von Komponenten in der Nachkühlkette (Ereignis A1; Ereignisablaufdiagramm in Bild 6.1)	6-17
6.3.3.2	Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitung (Ereignis A4; Ereignisablaufdiagramm in Bild 6.2)	6-25
6.3.3.3	Leck in der Nachkühlkette außerhalb des SB	6-27
6.3.4	Phase III: Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlkette; RDB offen, Flutraum nicht gefüllt	6-29
6.3.4.1	Ausfall von Komponenten in der Nachkühlkette (Ereignis A2; Ereignisablaufdiagramm in Bild 6.4)	6-29
6.3.4.2	Durchdringungsabschluß (DDA) der Frischdampfleitungen (Ereignis A5; Ereignisablaufdiagramm in Bild 6.5)	6-32
6.3.5	Phase IV: Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlkette, Flutraum gefüllt, Saugen aus Absetzbecken	6-34
6.3.5.1	Ausfall von Komponenten in der Nachkühlkette (Ereignis A3; Ereignisablaufdiagramm in Bild 6.6)	6-34
6.3.5.2	Leckage des Flutkompensators	6-37
6.3.5.3	Ausfall von Stopfen oder Platten bei Arbeiten an Erstabsperr- armaturen (Ereignis A4; Ereignisablaufdiagramm in Bild 6.11) ...	6-43
6.3.5.4	Lastabsturz auf den Reaktordruckbehälter	6-46
6.3.5.5	Leck im Reaktordruckbehälterboden	6-47
6.3.5.6	Notstromfall	6-50
6.3.6	Reaktivitäts- oder Beladestörfälle	6-53
6.3.6.1	Beladefehler	6-53
6.3.6.2	Reaktivitätsstörfälle	6-58
6.4	Zusammenfassung	6-59
	Abbildungen	6-64
	Literatur	6-76

7	Zusammenfassung und Schlußfolgerungen	7-1
7.1	Zusammenfassung der Ergebnisse	7-2
7.2	Schlußfolgerungen	7-10
	Tabellen	7-14
	Abbildungen	7-20

Tabellenverzeichnis Abschlußbericht, Teil 2

Tabelle 4.1	Schutzziele und Anzahl der vorgesehenen Notfallmaßnahmen	4-8
Tabelle 4.2	Vorgesehene Notfallmaßnahmen	4-10
Tabelle 4.3	Versagenswahrscheinlichkeiten (p_{OP}) von Operateurchandlungen bei anlageninternen Notfallmaßnahmen nach Simulatorexperimenten der EDF	4-21
Tabelle 4.4	Integrale Bewertung von anlageninternen Notfallmaßnahmen in verschiedenen Studien	4-23
Tabelle 5.1	Zusammenstellung der Leckvorkommnisse nach Art und Ursache	5-146
Tabelle 5.2	Schätzwerte der Häufigkeit verschiedener Leckgrößen in schmierölführenden Rohrleitungen innerhalb des Sicherheitsbehälters	5-147
Tabelle 5.3	Physikalische Eigenschaften des Werkstoffs X10 CrNiNb 18 9 in Abhängigkeit von den Temperaturen	5-147
Tabelle 5.4	Physikalische Eigenschaften von Wasser bei einem mittleren Bruch von 7,0 MPa in Abhängigkeit von der Temperatur	5-148
Tabelle 5.5	Parameter und Formeln zur Bestimmung von Wärmeübergangszahlen im Ringspalt bei laminarer Strömung im Antriebsgehäuse	5-148
Tabelle 5.6	Makroseismische Kenngrößen der für den Standort repräsentativen Erdbeben	5-149
Tabelle 5.7	Erdbebenbelastungen der Standzarge (KRB II) aus vereinfachter dynamischer Analyse	5-149
Tabelle 5.8	Belastungen der Standzarge (KRB II) (nach /KWU79/)	5-150
Tabelle 7.1	Auslösende Ereignisse und Häufigkeiten	7-14
Tabelle 7.2	Häufigkeiten der Gefährdungszustände für auslösende Ereignisse und Summenhäufigkeiten (ohne ZUNA, ohne modifizierte Abfahrkühlleitung)	7-17

Tabelle 7.3	Häufigkeiten der Gefährdungszustände für auslösende Ereignisse und Summenhäufigkeiten (mit ZUNA, mit modifizierter Abfahrkühlleitung)	7-18
Tabelle 7.4	Häufigkeiten der Gefährdungszustände für Betriebstransienten ohne ZUNA	7-19
Tabelle 7.5	Häufigkeiten der Gefährdungszustände für Betriebstransienten mit ZUNA	7-19

Abbildungsverzeichnis Abschlußbericht, Teil 2

Bild 5.1	Schematische Darstellung der räumlichen Abschottung der Not- und Nachkühlsysteme gegeneinander (Höhenbereich: -8,50 m bis -3,50 m)	5-151
Bild 5.2	Räumliche Trennung der Not- und Nachkühlsysteme der SWR-Referenzanlage	5-152
Bild 5.3	Reaktorbehälterinnenraum der SWR-Referenzanlage nach /GRS 91/	5-153
Bild 5.4	Temperatur der Atmosphäre bei einem kombinierten Öl-/Kabelbrand innerhalb des Sicherheitsbehälters nach /GRS 91/	5-154
Bild 5.5	Gesamtdruckverlauf bei einem kombinierten Öl-/Kabelbrand innerhalb des Sicherheitsbehälters, nach /GRS 91/	5-155
Bild 5.6	Sauerstoffkonzentration bei einem kombinierten Öl-/Kabelbrand innerhalb des Sicherheitsbehälters, nach /GRS 91/	5-156
Bild 5.7	Brandspezifisches Ereignisablaufdiagramm, nach /GRS 91/ ...	5-157
Bild 5.8	Skizze des Berechnungsmodells	5-158
Bild 5.9	Brandbedingte Temperaturverteilungen am Steuerstabantriebsgehäuse zum Zeitpunkt $t = 1105$ s	5-159
Bild 5.10	Brandbedingte Temperaturverteilung am Steuerstabantriebsgehäuse zum Zeitpunkt $t = 2422$ s	5-160
Bild 5.11	Brandbedingte Temperaturen längs der Steuerstabanschlußleitung zum Zeitpunkt $t = 1105$ s	5-161
Bild 5.12	Brandbedingte Temperatur längs der Steuerstabanschlußleitung zum Zeitpunkt $t = 2422$ s	5-162
Bild 5.13	Brandbedingter Temperaturzeitverlauf im Steuerstabantriebsgehäuse	5-163
Bild 5.14	Brandbedingter Temperaturzeitverlauf in der Anschlußleitung	5-164
Bild 5.15	Intensitätseintrittsraten für den Standort der Referenzanlage, nach /GEO 88/	5-165

Bild 5.16	Statistisches Freifeld-Antwortspektrum (Mittelwert \pm 1 Standardabweichung) für die Intensität $I = 6.0 \pm 0,5$ und elastisches Freifeld-Bemessungsspektrum	5-166
Bild 5.17	Statistisches Freifeld-Antwortspektrum (Mittelwert \pm 1 Standardabweichung) für die Intensität $I = 7.0 \pm 0.5$ und elastisches Freifeld- Bemessungsspektrum	5-167
Bild 5.18	Statistisches Freifeld-Antwortspektrum (Mittelwert \pm 1 Standardabweichung) für die Intensität $I = 8.0 \pm 0.5$ und elastisches Freifeld- Bemessungsspektrum	5-168
Bild 5.19	Geglättete elastische Freifeld-Antwortspektren für den Standort der Referenzen bei ausgewählten Standortintensitäten	5-169
Bild 5.20	Fensterfunktion für Beschleunigungszeitverläufe	5-170
Bild 5.21	Modell des Reaktorgebäudes, Knotennummern	5-171
Bild 5.22	Modell des Nuklearen Betriebsgebäudes und des Reaktorhilfsanlagengebäudes, Knotennummern	5-172
Bild 5.23	Modell des Maschinenhauses, Knotennummern	5-173
Bild 5.25	Schnellabschaltbehälter, Modellabbildung SAP 90	5-174
Bild 5.26	Frischdampfisolationsventil (geöffnet)	5-175
Bild 6.1	A1, Ausfall der Nachkühlkette durch Komponentenausfall, Phase II	6-64
Bild 6.2	A4, DDA der Frischdampfleitung, Phase II	6-65
Bild 6.3	L1, Leck im TH-System außerhalb SB, Phase II	6-66
Bild 6.4	A2, Ausfall der Nachkühlkette durch Komponentenausfall, Phase III	6-67
Bild 6.5	A5, DDA der Frischdampfleitung, Phase III	6-68
Bild 6.6	A3, Ausfall der Nachkühlkette durch Komponentenausfall, Phase IV	6-69
Bild 6.7	L2, Kleines Leck (100 kg/s) am Flutkompensator, Phase IV	6-70

Bild 6.8	L3, Großes Leck (1000 kg/s) am Flutkompensator, Phase IV	6-71
Bild 6.9	L4, Ausfall von Stopfen (RA, TA) bzw. Platten (RL, TH) bei offener innerer ISO-Armatur, Phase IV	6-72
Bild 6.10	KKI 1, Kernbeladung 7. Zyklus, rotationssymmetrisch	6-73
Bild 6.11	Multiplikationsfaktor eines SWR-Brennelementes	6-74
Bild 6.12	Abschaltreaktivität bei Beladefehlern	6-75
Bild 7.1	Beiträge der Ereignisgruppen zur Summenhäufigkeit von Gefährdungszuständen	7-20
Bild 7.2	Beiträge der unterschiedlichen Anlagezustände zur Summenhäufigkeit von Gefährdungszuständen	7-21

4 Anlageninterne Notfallmaßnahmen

Anlageninterne Notfallmaßnahmen umfassen alle Maßnahmen, die in der Anlage ergriffen werden können, um auslegungsüberschreitende Ereignisse frühzeitig und sicher zu erkennen, zu kontrollieren und mit möglichst geringen Auswirkungen zu beenden. Eine wesentliche Grundlage ist die flexible Nutzung der Sicherheits- und Betriebssysteme auch außerhalb ihres auslegungsgemäß vorgesehenen Einsatzgebietes sowie die Verwendung externer Systeme.

Durch präventive anlageninterne Notfallmaßnahmen können bei vielen Ereignisabläufen Gefährdungszustände beherrscht und Schadenszustände verhindert werden. Kommt es beim Versagen solcher Maßnahmen zu einem Schadenszustand, so können noch schadensbegrenzende anlageninterne Notfallmaßnahmen durchgeführt werden.

Präventive anlageninterne Notfallmaßnahmen werden eingeleitet, wenn nach dem Ausfall von Systemfunktionen vorgegebene Anlagenkriterien erreicht werden. Diese Maßnahmen sind in der Regel im Notfallhandbuch (NHB) beschrieben.

4.1 Behandlung gestörter Anlagenzustände

Die Beherrschung gestörter Anlagenzustände erfolgt in der Referenzanlage KRB-II-B nach einem parallelen Konzept

- zustandsorientiert nach dem sogenannten Störfall-Leitschema innerhalb des Betriebshandbuchs (Teil 3, Kap. 1) und
- ereignisorientiert nach dem Betriebshandbuch (Teil 3, Kap. 2 und 3).

Im ereignisorientierten Teil des Betriebshandbuchs werden prinzipielle Vorgehensweisen zur Beherrschung einer eindeutig identifizierten Störung vorgegeben.

Im zustandsorientierten Störfall-Leitschema werden detaillierte Maßnahmen, die in Maßnahmegruppen in Abhängigkeit vom Grad der Verletzung eines Schutzzieles zusammengefaßt sind, vorgegeben.

Anlageninterne Notfallmaßnahmen zur Verhinderung von Gefährdungs- oder Schadenzuständen werden eingeleitet, wenn nach dem Ausfall von Systemfunktionen vorgegebene Anlagenkriterien erreicht werden. Diese Maßnahmen sind im Notfallhandbuch (NHB) beschrieben.

Nachfolgend wird auf den Aufbau des Störfall-Leitschemas und des Notfallhandbuchs sowie auf die zur Verfügung stehenden Notfallmaßnahmen eingegangen.

■ **Aufbau des Störfall-Leitschemas**

Das Störfall-Leitschema (SLS) ist immer dann anzuwenden, wenn eine Abweichung vom bestimmungsgemäßen Betrieb vorliegt und eine RESA-Anregung oder ein Ausfall von einer oder mehrerer Notstromschienen vorliegt. Das SLS ist auch in den Fällen parallel anzuwenden, in denen der Störfall nach dem ereignisorientierten Teil des BHB abgearbeitet wird.

Die Anweisungen zur Beherrschung von Störfällen orientieren sich an den Schutzzielen

- Unterkritikalität,
- Kernkühlung,
- Wärmesenke,
- Integrität des SB und Aktivitätsbarrieren,
- Lagerbeckenkühlung

sowie an den schutzzielübergreifenden Versorgungsfunktionen

- Wasserversorgung und
- Stromversorgung.

Zur Kontrolle und Überwachung der Schutzziele dienen Sicherheitsvariable. Ziel der zustandsorientierten Vorgehensweise ist, die Sicherheitsvariablen innerhalb vorgegebener Grenzen zu halten oder sie in diese zurückzuführen. Die dafür erforderlichen Maßnahmen sind in sogenannten Maßnahmengruppen beschrieben. Die

detaillierten Beschreibungen der Maßnahmen befinden sich in entsprechenden Kapiteln des BHB oder des Notfallhandbuchs, auf die im Störfall-Leitschema verwiesen wird.

Die Abarbeitung eines Störfalls erfolgt in drei Ebenen.

Ebene 1: Die den einzelnen Schutzziele zugeordneten Sicherheitsvariablen sind wiederholend darauf zu kontrollieren, ob die jeweiligen Grenzwerte, die einen Einstieg in einen Maßnahmemodul verlangen, erreicht sind.

Ebene 2: In Abhängigkeit von Richtung, Größe und Dauer der Abweichung der Sicherheitsvariable ist aus der Abfragelogik des Maßnahmemoduls die für Gegenmaßnahmen geeignete Maßnahmegruppe zu selektieren.

Ebene 3: Angaben der durchzuführenden Einzelmaßnahmen sind innerhalb der jeweiligen Maßnahmegruppe, mit Querverweisen zum BHB und NHB, aufgeführt.

Zur leichteren Einstufung der Maßnahmegruppe werden Symbole benutzt, die mit zunehmender Abweichung von den Grenzwerten stärker geschwärzt sind (siehe Aufstellung Seite 4-4).

Einstufungssymbol	Erfüllung des Schutzzieles	Erforderliche Maßnahmen
	Schutzziel erfüllt	keine Operateurmaßnahmen erforderlich
	Schutzziel erfüllt, Verlassen des Normalbereiches	unterstützende Handmaßnahmen zur Vorbeugung und Milderung des Ablaufes
	Schutzziel erfüllt, Überschreitung von betrieblichen Grenzwerten	betriebliche Automaten sollen arbeiten, ggf. unterstützende Handmaßnahmen
	Schutzziel erfüllt, Überschreitung von RS-Grenzwerten	RS soll auslösen, Sicherheitssysteme sollen arbeiten, ggf. unterstützende Handmaßnahmen
	in der Regel Schutzziel verletzt	anlageninterne Notfallmaßnahmen erforderlich

Das Symbol  weist somit auf eine erforderliche Notfallmaßnahme hin.

■ **Aufbau des Notfallhandbuchs**

Die im Notfallhandbuch beschriebenen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes kommen zur Anwendung, wenn bei der schutzzielorientierten Vorgehensweise im Betriebshandbuch Teil 3, Kap. 1 (Störfall-Leitschema) vorgegebene Schutzzielgrenzwerte nicht eingehalten werden können oder anhaltende Zweifel über die Einhaltung von Schutzzielen bestehen.

Das Notfall-Handbuch gliedert sich in die Teile:

- Inhalt
- Einführung und Anwendungen
- Abfahren der Anlage von den Teilsteuerstellen
- Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen
- Direktschaltung

Der Aufbau der im Teil 3 enthaltenen Maßnahmenbeschreibungen ist soweit wie möglich an die Form und die Darstellung im Betriebshandbuch angeglichen. Die durchzuführenden Teilaufgaben werden in sogenannten Tätigkeitsblöcken beschrieben.

Für einen Tätigkeitsblock werden folgende Angaben gemacht:

- Zahl der zur Durchführung der Maßnahme erforderlichen Personen
- Qualifikation der Personen bzw. Berufs- oder Einsatzbezeichnung
- Tätigkeitsort mit Gebäude- und Raum-Nummer
- Tätigkeitsblock mit Kurzbezeichnung (T1, T2...usw.), Kurzangabe der Tätigkeit und Seitenangabe der Maßnahmebeschreibung im Schrittprogramm
- Zeitbedarf des einzelnen Tätigkeitsblocks

Zum Schluß ist der Gesamtzeitbedarf, bis die Maßnahme ihre Funktion aufnimmt, angegeben.

Die im Notfallhandbuch beschriebenen anlageninternen Notfallmaßnahmen sind entweder der Kategorie A oder B zugeordnet.

Maßnahmen der Kategorie A sind Maßnahmen, die

- schnell ergriffen werden müssen, um wirksam zu werden (< 2 h) und
- im Vorfeld sich anbahnender auslegungsüberschreitender Störfälle ergriffen werden müssen, um deren Eintritt zu verhindern, deren Ablauf zu unterbrechen oder zu mildern.

Die Entscheidung über die Einleitung dieser Maßnahmen liegt beim Schichtleiter 1. Wenn zu diesem Zeitpunkt die Einsatzleitung wirksam ist und hierfür Zeit vorhanden ist, so ist die Entscheidung mit der Einsatzleitung abzustimmen.

Maßnahmen der Kategorie B sind Maßnahmen,

- für deren Einleitung ausreichend Zeit zur Verfügung steht,
- die direkte Auswirkung auf die Umgebung haben (Aktivitätsfreisetzungen größeren Ausmaßes),
- die erhebliche Auswirkungen auf die Anlage haben oder
- die in erhöhtem Maße risikobehaftet sind.

Die Entscheidung über die Einleitung dieser Maßnahmen liegt grundsätzlich bei der Haupteinsatzleitung. In Fällen, in denen sich die Aufsichtsbehörde eine Zustimmung oder Genehmigung zur Durchführung der Maßnahme vorbehalten hat, ist die Freigabe der Maßnahme durch die Haupteinsatzleitung einzuholen.

■ **Vorgesehene Notfallmaßnahmen**

Anlageninterne Notfallmaßnahmen umfassen alle Maßnahmen, die in der Anlage ergriffen werden können, um auslegungsüberschreitende Ereignisse frühzeitig und sicher zu erkennen, zu kontrollieren und mit möglichst geringen Auswirkungen zu beenden. Eine wesentliche Grundlage ist die flexible Nutzung der Sicherheits- und Betriebssysteme auch außerhalb ihres auslegungsgemäß vorgesehenen Einsatzgebietes sowie die Verwendung externer Systeme.

Durch anlageninterne Notfallmaßnahmen können bei vielen Ereignisabläufen Gefährdungszustände oder Schadenszustände verhindert werden. Kommt es beim Versagen solcher Maßnahmen zum Schadenszustand, so können anlageninterne Notfallmaßnahmen zur Begrenzung von Schadensfolgen durchgeführt werden.

Zur Rückführung der Sicherheitsvariablen in den "Soll-Bereich" ist im Störfall-Leitschema für jedes der dort definierten Schutzziele die in Tabelle 4.1 aufgeführte Anzahl von Notfallmaßnahmen vorgesehen. In der Tabelle sind auch die Kriterien des Störfall-Leitschemas vorgegeben, unter welcher Bedingung ein Schutzziel als verletzt anzusehen ist.

Die vorgesehenen Notfallmaßnahmen sind in Tabelle 4.2 aufgelistet und den jeweiligen Schutzzielen zugeordnet. Darüber hinaus ist die mit der Maßnahme erzielbare Leistung sowie der Zeit- und Personalbedarf angegeben. Diese Angaben wurden aus dem Störfall-Leitschema (Stand: 10.03.1992) bzw. aus dem Notfallhandbuch (Stand: 30.03.1992) entnommen.

In der Regel sind zur Durchführung der Notfallmaßnahmen Handmaßnahmen erforderlich, die im Notfallhandbuch beschrieben sind. Bei verschiedenen Notfallmaßnahmen wird jedoch auch auf Maßnahmen im Betriebshandbuch verwiesen.

Tabelle 4.1 Schutzziele und Anzahl der vorgesehenen Notfallmaßnahmen

Schutzziel	Schutzziel verletzt	Sicherheitsvariable	Anzahl Notfallmaßnahmen	
Unterkritikalität	Neutronenfluß > 5 %	Stellung Steuerstäbe	1	
Kernkühlung	$L_{RDB} < 9 \text{ m}$	Füllstand RDB	HD-Einspeisung	3
			MD-Einspeisung	1
			ND-Einspeisung	6
			Überspeisungsschutz	1
	keine Angaben			
	$p_{RDB} > 8,63 \text{ MPa}$	Druck RDB	N ¹	
	keine Angaben	schnelle Druckabsenkung RDB	-	
Wärmesenke	$T_{KOKA} > 60 \text{ °C}$ bei $L_{KOKA} = 2,00 \text{ m}$ und $p_{RDB} = 7,0 \text{ MPa}$	Temperatur KOKA	3	
	$L_{KOKA} < 1,5 \text{ m}$ bei $p_{RDB} > 0,5 \text{ MPa}$ $L_{KOKA} < -1,5 \text{ m}$ bei $p_{RDB} < 0,5 \text{ MPa}$	Füllstand KOKA	1	

¹ Nachrüstmaßnahme "Bypass-Ventile"

Tabelle 4.1 Schutzziele und Anzahl der vorgesehenen Notfallmaßnahmen (Fortsetzung)

Schutzziel	Schutzziel verletzt	Sicherheitsvariable	Anzahl Notfallmaßnahmen
Integrität SB und Aktivitätsbarrieren	$\Delta p_{DK-RGB} > 1,5 \text{ kPa}$	Druck SB	9
	$\Delta p_{RGB-Atm} > 0,5 \text{ kPa}$	Druck RGB	-
	$\Delta p_{MH-Atm} > 0,5 \text{ kPa}$	Druck MH	-
	kein vollständiger Abschluß	DDA-SB, GBA-RGB	2
	$H_2 > 4 \text{ Vol } \%$	H_2 im SB	-
Begrenzung Aktivitätsabgabe	Aktivität Kamin > Genehmigung	Aktivität Kamin	A ²
	keine Angaben	Aktivität Abluftstränge	-
		Aktivität Ortsdosisleistung	-
		Aktivität Kreislaufüberwachung	-
Wasserversorgung	keine Angaben	Füllstand Speisewasserbehälter	-
		Füllstand Kondensatvorratsbehälter	1
Lagerbeckenkühlung	$L_{BELB} < 4,14 \text{ m}$	Füllstand BELB	2
Stromversorgung	keine Notstromschiene unter Spannung	Unterspannung oder Unterfrequenz Notstromschiene	5

² Vorgesehene Maßnahme (A100) nicht als Notfallmaßnahme ausgewiesen

RGB = Reaktorgebäude

BELB = Brennelement-Lagerbecken

Tabelle 4.2 Vorgesehene Notfallmaßnahmen

Lfd. Nr.	Notfallmaßnahme	System-Kapazität	Erforderliche		Relevant für Gefährdungszustand
			Zeit (min)	Personen	
1	<p>"Unterkritikalität"</p> <p>- Start des Vergiftungssystems TW (2 Pumpen) (Beschreibung im BHB)</p>	900 ppm Borkonzentration bei Normalfüllstand erreichbar (ca. 8 kg/s bei 7 MPa)		1	
2	<p>"Kernkühlung"</p> <p>(Reihenfolge gibt Priorität wieder)</p> <ul style="list-style-type: none"> • RDB-Einspeisen bei hohem Druck <p>- Reaktivierung der Hauptspeisewasserpumpen</p>	1400 kg/s bei $p_{RDB} = 7,0$ MPa (max. 190 m ³ Kühlmittelvorrat)	< 30	1-4	<p>$b_3, b_1, HD, 240^{1)}$</p> <p>$b_3, b_1, HD, 60^{1)}$</p> <p>$b_3, HD, 60$</p> <p>$b_3, b_1, ND, 330^{1)}$</p>
3	- Verstärkte Steuerstab-Spülwassereinspeisung mit 2 Pumpen bei voll geöffneter Regelstation	19 kg/s bei $p_{RDB} = 7,0$ MPa	< 10	1-2	b_3
4	- Verstärkte Einspeisung mit Dichtungssperrwasserpumpen (3 Pumpen mit max. Menge)	8,5 kg/s bei $p_{RDB} = 7,0$ MPa	15	2	b_3

¹ langfristige Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr erforderlich

Tabelle 4.2 Vorgesehene Notfallmaßnahmen (1. Fortsetzung)

Lfd. Nr.	Notfallmaßnahme	System-Kapazität	Erforderliche		Relevant für Gefährdungszustand
			Zeit (min)	Personen	
5	<ul style="list-style-type: none"> • RDB-Einspeisen bei niedrigem Druck - Einspeisung in den RDB mit dem Dampfdruck des Speisewasserbehälters 	50-150 kg/s bei $p_{\text{RDB-SPWB}} = 0,2-0,6 \text{ MPa}$ (max. 315 m ³)	20	0-3	b ₃ , ND, 30 ²⁾
6	- RDB-Einspeisen mit mobiler Feuerlöschpumpe	25 kg/s bei $p_{\text{RDB}} = 0,3 \text{ MPa}$	30	7	b ₃ , b ₁ , ND, 330 ¹⁾
7	- Nebenkühlwassereinspeisung (VE20/TH20-Querverbindung)	70 kg/s bei $p_{\text{RDB}} = 0,08 \text{ MPa}$	30	4	b ₃ , b ₁ , ND, 330 ¹⁾
8	- RDB-Einspeisung mit den Primärfüllpumpen	3 x 25 kg/s bei $p_{\text{RDB}} = 0,2 \text{ MPa}$	³⁾	1	b ₃ , b ₁ , ND, 330 ¹⁾
9	- RDB-Einspeisung mit der Kondensationskammer-Entleerungspumpe	32 kg/s bei $p_{\text{RDB}} = 0,3 \text{ MPa}$	45	5-6	b ₃ , b ₁ , ND, 330 ¹⁾
10	- Feuerlöschwassereinspeisung durch Anschluß an Speisewassersystem im Maschinenhaus	29 kg/s bei $p_{\text{RDB}} = 0,07 \text{ MPa}$	45-85	3	b ₃ , b ₁ , ND, 330

¹⁾ langfristige Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr erforderlich

²⁾ nur einsetzbar, wenn Kondensatpumpe ausgefallen; wirkt nur zeitverlängernd bei Kernaufheizung (ca. 2,5 h)

³⁾ nicht ermittelt

Tabelle 4.2 Vorgesehene Notfallmaßnahmen (2. Fortsetzung)

Lfd. Nr.	Notfallmaßnahme	System-Kapazität	Erforderliche		Relevant für Gefährdungszustand
			Zeit (min)	Personen	
11	"Wärmesenke" - Wärmeabfuhr aus dem RDB über die Kühlmittelreinigungsstränge (forcierter Betrieb)	6 MW bei 180 °C Kühlmitteltemperatur	< 35	1-2	3)
12	- Wärmeabfuhr aus der Kondensationskammer oder aus dem RDB über die Nachkühlkette, unabhängig von der Donau	33-55 MW bei 80 °C Kühlmitteltemperatur	180	8	3)
	"Integrität des Sicherheitsbehälters und der Aktivitätsbarrieren"				
	• Sicherstellung Durchdringungsabschluß				
13	- Sicherstellung des Durchdringungsabschlusses des Sicherheitsbehälters durch Schließen von Ersatzarmaturen und Handeingriffe an den Durchdringungsarmaturen	je nach Armatur			b ₂ , HD, 20/150 b ₂ , ND, 20/150

3) nicht ermittelt

Tabelle 4.2 Vorgesehene Notfallmaßnahmen (3. Fortsetzung)

Lfd. Nr.	Notfallmaßnahme	System-Kapazität	Erforderliche		Relevant für Gefährdungszustand
			Zeit (min)	Personen	
14	- Nutzung der modifizierten Abfahrkühlleitung • Sprühen und Fluten des SB		³⁾	³⁾	b_2 , ND, ³⁾ b_2^* , ND, ³⁾
15	- Sprühen der Kondensationskammer mit der Nebenkühlwasserpumpe	40 kg/s bei $p_{DK} = 0,18$ MPa	30	4	b_5 , ND, ³⁾
16	- Sprühen der Druckkammer mit dem Nachkühl-system, Ausführungen hierzu im BHB (Kategorie B)	470 kg/s bei allen SB-Drücken	nach BHB		b_5 , ND, ³⁾
17	- Sprühen der Druckkammer mit der Nebenkühlwasserpumpe über die Querverbindung zum nuklearen Nachkühl-system (Kategorie B)	75 kg/s bei $p_{DK} = 0,15$ MPa	30	4	b_5 , ND, ³⁾
18	- Sprühen des Steuerstabantriebsraums; Einsatz bei Gefahr des Durchschmelzens des RDB bzw. des SB (Kategorie B)	20 kg/s bei $p_{DK} = 0,6$ MPa	5	1	b_5 , ND, ³⁾

³⁾ nicht ermittelt

Tabelle 4.2 Vorgesehene Notfallmaßnahmen (4. Fortsetzung)

Lfd. Nr.	Notfallmaßnahme	System-Kapazität	Erforderliche		Relevant für Gefährdungszustand
			Zeit (min)	Personen	
19	- Fluten der Kondensationskammer und der Druckkammer mit der Nebenkühlwasserpumpe über Querverbindung zum Nachkühlsystem (Kategorie B)	550 kg/s bei $p_{DK} = 0,2$ MPa	20	3	b_2 , ND, 20/150 b_5 , ND, ³⁾
20	- Fluten der Kondensationskammer mit der mobilen Feuerlöschpumpe durch Anschluß an das Nebenkühlwassersystem über Querverbindung zum Nachkühlsystem • Druckentlastung des SB	32 kg/s bei $p_{DK} = 0,2$ MPa	30	8	b_2 , ND, 20/150 b_5 , ND, ³⁾
21	- Gefilterte Druckentlastung (Venting) des SB zur Wärmeabfuhr aus der Kondensationskammer, ohne Kernschaden (Kategorie B)	7 kg/s Gasgemisch bei $p_{DK} = 0,3$ MPa	70-100	9	b_1 , ND, 600 b_3 , b_1 , ND, 330
22	- Gefilterte Druckentlastung (Venting) des SB zur Druckbegrenzung/Entlastung (Freigabe Umweltministerium Bayern) (Kategorie B)	13 kg/s Gasgemisch bei $p_{DK} = 0,6$ MPa (entspricht ca. 1 % Nachwärme, ca. 40 MW)	70-100	9	schadensbegrenzende Maßnahme

³⁾ nicht ermittelt

Tabelle 4.2 Vorgesehene Notfallmaßnahmen (5. Fortsetzung)

Lfd. Nr.	Notfallmaßnahme	System-Kapazität	Erforderliche		Relevant für Gefährdungszustand
			Zeit (min)	Personen	
23	- Zuluftfilterung und Überdruckhaltung der Warte	Abscheidegrad elementares Jod > 99,9 %, organisches Jod > 90 %	35	4	schadensbegrenzende Maßnahme
"Stromversorgung"					
24	- Versorgung des Eigenbedarfs von 110-kV-Schaltanlage LEW über die 380-kV-Schaltanlage Gundelfingen		40	2	4)
25	- Versorgung des Eigenbedarfs durch den Nachbarblock über die Schaltanlage Gundelfingen	voller Eigenbedarf	45	4	4)
26	- Versorgung einer beliebigen Notstromschiene von einer beliebigen Notstromschiene des eigenen Blocks oder des Nachbarblocks über Querverbindungen (45 verschiedene Querverbindungen möglich)	4,6 MW (nahezu voller Notstrombedarf)	45	1	4)
27	- Versorgung einer Notstromschiene über die 20-kV-Schiene LEW, Offingen (Erdkabel)	6 MW	45	1	4)

⁴⁾ nur wirksam im Notstromfall

Neben diesen vorhandenen Notfallmaßnahmen sind in KRB-II Nachrüstmaßnahmen vorgesehen, die entweder

- die Eintrittswahrscheinlichkeit unerwünschter Ereignisse weiter verringern (Präventivmaßnahmen)

oder

- bei Eintritt unerwünschter Ereignisse deren Auswirkungen begrenzen können (Notfallmaßnahmen).

Zu den Präventivmaßnahmen ist die Nachrüstung des ZUNA-Systems und der diversitären Druckbegrenzung des RDB zu zählen.

Zur Druckbegrenzung des RDB werden drei diversitäre, motorbetriebene Armaturen als Bypassstränge zu drei S+E-Ventilen nachgerüstet. Die Ventile werden sowohl betrieblich (bei $p_{\text{RDB}} = 7,2 \text{ MPa}$ nach RESA) als auch durch den Reaktorschutz (bei $p_{\text{RDB}} = 8,8 \text{ MPa}$) angeregt. Die Fertigstellung wird in der Revision 1992 erwartet.

Zu anlageninternen Notfallmaßnahmen können die Nachrüstungen

- modifizierte Abfahrkühlleitung,
- zusätzliche Notstromverbindung über Erdkabel und die
- Temperaturmessung im Kern

genutzt werden.

Die modifizierte Abfahrkühlleitung, in einem Teilsystem des nuklearen Nachkühlsystems, mit Anschluß an den RDB auf dem Niveau der Speisewasserstutzen wird im Zusammenhang mit dem Bau des ZUNA-Systems im Jahr 1993 realisiert werden. Mit dieser Abfahrkühlleitung kann der RDB nach einem Überspeisen ohne DDA und einem Leck der Frischdampfleitungen in den Zustand "unterkritisch kalt" gefahren werden, nachdem die Überspeisung unterbrochen wurde. Bei einer Leckage im Reaktorgebäude oder im SB sind Maßnahmen nach dem NHB zur Inbetriebnahme dieser Abfahrkühlleitung erforderlich.

Die zusätzliche Notstromeinbindung über ein Erdkabel zum LEW Offingen (siehe Maßnahme S100) soll bis Mitte 1992 realisiert werden. Mit dieser Verbindung ist eine Notstromversorgung auch bei Ausfall des Hauptnetzes und der Reserveeinspeisung möglich.

Um die Beurteilungsmöglichkeiten über den Kernzustand nach einem Ausfall des Füllstandes bis unter die Kernoberkante zu verbessern, wurde eine Temperaturmeßlanze in den Kern eingebaut. Das Temperaturmeßsignal kann indirekt als Information zum Füllstand im RDB genutzt werden. Insbesondere besteht hierdurch die Möglichkeit, noch rechtzeitig vor Kernschädigung vom RDB-Füllstandsignal abgeleitete Aktionen wie RESA oder RDB-Bespeisung von Hand auszulösen. Ebenso könnte das Signal für die frühzeitige Druckentlastung des SB bei bestimmten Kernschmelzszenarien genutzt werden.

4.2 Möglichkeiten der Schadensverhinderung durch die Notfallmaßnahmen

Nachfolgend werden exemplarisch für charakteristische Anlagenzustände die Notfallmaßnahmen diskutiert, die geeignet sind, Schadenszustände zu verhindern.

■ Temperatur in der Kondensationskammer überschreitet 150 °C infolge Ausfalls der Nachwärmeabfuhr (b₁)

Eine unzureichende Nachwärmeabfuhr führt zu einem Anstieg der Temperatur des Kondensationskammerwassers und, nach Überschreiten von Temperaturgrenzwerten, zu einem Ausfall der RDB-Bespeisungen. Durch Aufheizen und teilweises Ausdampfen des Kondensationskammerwassers steigen der Druck und die Temperatur innerhalb des SB an, wodurch dessen Integrität gefährdet wird. Die Temperatur des Kondensationskammerwassers erreicht frühestens nach ca. 10 h einen Wert von 150 °C.

Vor Erreichen dieses Zustandes kann die Nachwärmeabfuhr durch Wiederinbetriebnahme ausgefallener Nachkühlsysteme wiederhergestellt werden. Gelingt dies nicht, so kann die Nachwärme nur durch Druckentlastung des SB abgeführt werden. Damit kann die Integrität des SB erhalten werden.

Diese Maßnahme (Venting) soll bei einem SB-Druck von $p_{SB} = 0,3$ MPa eingeleitet werden. Das System ist so ausgelegt, daß bei einem SB-Druck von $p_{SB} = 0,6$ MPa etwa 1 % der thermischen Leistung (ca. 40 MW) aus dem SB abgeführt werden können.

Die RDB-Bespeisung mit den Pumpen des Nachkühlsystems fällt mit Erreichen einer Wassertemperatur von 150 °C in der Kondensationskammer aus. Die Bespeisung des RDB kann dann nur mit dem Hauptspeisewassersystem, unabhängig von der Temperatur des Kondensationskammerwassers, erfolgen. Bei einem Ausfall auch dieses Systems sind Maßnahmen, die für den Ausfall der RDB-Bespeisung (b_3) vorgesehen sind, möglich.

- **Der RDB-Füllstand überschreitet bei ausgefallenem Durchdringungsabschluß und nicht abgeschalteter RDB-Bespeisung die Höhe der Frischdampfleitungen, verbunden mit Folgeversagen der Frischdampfleitung oder der anschließenden Systeme (b_2)**

Die Überspeisung der Frischdampfleitungen außerhalb des SB kann entweder beim "RDB-Fluten" und Versagen des Durchdringungsabschlusses oder bei "RDB-Füllstandshaltung" mit Versagen der Abschaltung der RDB-Bespeisungen und Versagen des Durchdringungsabschlusses erfolgen. Nach Unterbrechung der Bespeisung und Herstellung des Durchdringungsabschlusses von Hand ist die Nachwärmeabfuhr sicherzustellen. Versagen alle Maßnahmen, die zur Wiederherstellung des Durchdringungsabschlusses vorgesehen sind, so kann die Nachwärmeabfuhr aus dem RDB noch mit der modifizierten Abfahrkühlleitung sichergestellt werden. Sollten auch diese Maßnahmen nicht wirksam sein, bestehen zur Sicherstellung der Kernkühlung noch weitere Einspeisemöglichkeiten in den RDB.

- **Der Normalfüllstand in der Kondensationskammer wird um mehr als 6,5 m unterschritten infolge eines Lecks in einer Frischdampfleitung außerhalb des SB und Ausfalls des DDA und dadurch bedingtem Ausdampfen des Kühlmittels (b_2^*)**

Der Durchdringungsabschluß muß durch Handmaßnahmen hergestellt werden. Versagen diese Maßnahmen, so kann die Nachwärmeabfuhr aus dem RDB mit der

modifizierten Abfahrkühlleitung sichergestellt werden.

- **RDB-Füllstand erreicht die Kernunterkante infolge Ausfalls der RDB-Bespeisung (b₃)**

Bei einem Ausfall der Bespeisung des RDB stehen mehrere Maßnahmen zur Einspeisung von Kühlmittel zur Verfügung. Die Bespeisungen, die automatisch zur Wirkung kommen (RM/RL-Direktverbindung, Entleerung Speisewasserbehälter), führen zu einer Verlängerung der Zeiten bis zum Eintritt einer Gefährdung. Bei der Bewertung der Bespeisungsmöglichkeiten ist zu berücksichtigen, daß einige Maßnahmen, bedingt durch die begrenzten Wasservorräte, keine dauerhafte Bespeisung ermöglichen.

Werden nach einem Ausfall der Einspeisesysteme anlageninterne Notfallmaßnahmen mit Pumpen niedriger Förderhöhe erforderlich, muß der RDB-Druck abgesenkt werden. Dies ist jedoch immer mit einem Kühlmittelverlust aus dem RDB verbunden. Unter welchen Umständen die dann verfügbaren Maßnahmen (z. B. Feuerlöschpumpen, mobile Pumpen, Nebenkühlwassereinspeisung über Querverbindung) noch rechtzeitig wirksam werden können, ist noch zu untersuchen.

- **RDB-Druck überschreitet den 1,3fachen Auslegungsdruck (ca. 12 MPa) infolge Ausfalls der Druckbegrenzung (b₄)**

Dieser Zustand tritt ein, wenn die Magnet-Vorsteuerventile und Feder-Vorsteuerventile der S+E-Ventile nicht bei den vorgesehenen Ansprechdrücken öffnen. Zur Vermeidung bzw. zur Verringerung der Eintrittshäufigkeit dieses Zustandes werden drei diversitäre Bypassventile nachgerüstet. Diese Nachrüstmaßnahme ist in der Analyse bereits berücksichtigt.

Darüber hinaus sind aufgrund der geringen zur Verfügung stehenden Zeiten keine Maßnahmen vorgesehen.

- **Druck im SB überschreitet 0,6 MPa infolge Versagens des Druckabbau-systems (b_5)**

Die Integrität des Sicherheitsbehälters ist gefährdet, wenn insbesondere bei Kühlmittelverluststörfällen die Kondensation des Dampfes in der Kondensationskammer nicht ausreicht, den Druck unterhalb des Auslegungsdruckes im SB zu begrenzen.

Durch die Maßnahme "Sprühen der Kondensationskammer mit der Nebenkühlwasserpumpe" und "Sprühen der Druckkammer" kann der Druck im SB abgesenkt werden.

4.3 Bewertung von anlageninternen Notfallmaßnahmen in anderen probabilistischen Sicherheitsanalysen

Die Erfolgswahrscheinlichkeiten der beschriebenen Notfallmaßnahmen werden in der Analyse nicht bewertet. Dazu sind noch umfangreiche Untersuchungen zur Durchführbarkeit und Wirksamkeit der Maßnahmen erforderlich.

In mehreren anderen Studien werden anlageninterne Notfallmaßnahmen bewertet. Dabei ist allerdings zu berücksichtigen, daß im Ausland die Notfallmaßnahmen Bestandteil von Prozedurenpaketen sind, in denen nicht, wie in Deutschland, zwischen Maßnahmen nach BHB und NHB unterschieden wird. Eine umfangreiche Basis für die Bewertung von Operateurhandlungen findet sich in den französischen Studien EPS 900 und EPS 1300, dort allerdings für Druckwasserreaktoren. Grundlage dafür sind umfangreiche Simulatorexperimente der Electricité de France (EDF). Für ausgewählte Fälle erfolgte die Bewertung direkt unter Verwendung der mit den Simulatorexperimenten erstellten Statistiken. Für Fälle, auf die die Simulatorexperimente nicht unmittelbar übertragbar waren, erfolgte die Bewertung auf der Basis der Statistiken unter Heranziehung von Übertragbarkeitskriterien. Die ermittelten Wahrscheinlichkeiten ergeben sich aus den Wahrscheinlichkeiten für erfolgreiche Diagnosen unter verschiedenen Randbedingungen und aus den Wahrscheinlichkeiten für den Erfolg der auszuführenden Handlungen, ebenfalls unter verschiedenen Randbedingungen.

Die Tabelle 4.3 enthält eine Aufbereitung der Angaben in den französischen Studien zu den Versagenswahrscheinlichkeiten bei zwei unterschiedlichen Schwierigkeitsgraden von Diagnose und Ausführung sowie für verschiedene Karenzzeiten.

Tabelle 4.3 Versagenswahrscheinlichkeiten (p_{OP}) von Operateurhandlungen bei anlageninternen Notfallmaßnahmen nach Simulatorexperimenten der EdF

Schwierigkeitsgrad von Diagnose und Ausführung	Zeitspanne (t) in min ab Erreichen von Einleitungskriterien für Notfallmaßnahmen bis zum Eintritt des Gefährdungszustandes bzw. Schadenszustandes (Karenzzeit)				
	$t \leq 20$	$20 < t < 30$	$30 < t \leq 60$	$60 < t \leq 200$	$t > 200$
gering	$1^* > p_{OP} > 0,04$	$0,04 \geq p_{OP} \geq 0,02$	$0,02 \geq p_{OP} \geq 0,01$	$0,02 \geq p_{OP} \geq 0,01$	$0,02 \geq p_{OP} \geq 0,01$
durchschnittlich	1	$1 \geq p_{OP} > 0,1$	$0,1 \geq p_{OP} > 0,06$	$0,06 \geq p_{OP} > 0,04$	$0,04 > p_{OP} > 0,02$
groß	1	$1 \geq p_{OP} > 0,2$	$0,2 \geq p_{OP} > 0,08$	$0,08 \geq p_{OP} > 0,06$	$0,06 \geq p_{OP} > 0,04$

* $p_{OP} = 1$ für $t < 7$

Die Versagenswahrscheinlichkeiten beziehen sich auf den Fall, daß "eine Maßnahme mit einem vorhandenen System" ausgeführt werden kann, das von seiner Kapazität her eine ausgefallene Funktion übernehmen kann. Sind mehrere Maßnahmen unter Nutzung mehrerer vorhandener Systeme möglich, von denen jedes mit seiner Kapazität die ausgefallene Funktion ersetzen kann, so ergeben sich kleinere Versagenswahrscheinlichkeiten.

Die angegebenen Zahlenwerte geben nur die Versagenswahrscheinlichkeiten für Diagnose und Handlungen zur Durchführung der Notfallmaßnahmen an. Dazu kommen noch die Versagenswahrscheinlichkeiten p_A der benötigten Systeme. Die Gesamtversagenswahrscheinlichkeiten p_{AM} ergeben sich dann zu:

$$p_{AM} = p_{OP} + p_A - p_{OP}p_A$$

In amerikanischen Untersuchungen (NUREG-1150) zu den LWR-Anlagen Surry, Sequoyah und Peach Bottom sind die Versagenswahrscheinlichkeiten für Operateurchandlungen ebenfalls bewertet, jedoch nicht so detailliert klassifiziert wie in EPS 900 und EPS 1300. Sie liegen zwischen 0,01 für einfache Situationen und 0,5 für komplexe Situationen.

Die Bewertung der Versagenswahrscheinlichkeiten von anlageninternen Notfallmaßnahmen in publizierten PSA führt integral zu den in der nachfolgenden Tabelle 4.4 angegebenen Resultaten. Diese Bewertung schließt zum Teil Maßnahmen ein, die in deutschen Anlagen gemäß BHB durchgeführt werden. Dadurch ergibt sich meistens eine numerisch größere Wirksamkeit der Notfallmaßnahmen als in der Deutschen Risikostudie, Phase-B /DRS 90/.

Tabelle 4.4 Integrale Bewertung von anlageninternen Notfallmaßnahmen in verschiedenen Studien

Kernschmelzhäufigkeit mit Maßnahmen					
Kernschmelzhäufigkeit ohne Maßnahmen					
Surry	Sequoyah	Peach Bottom	EPS 900	Japan 1100 MWe	Biblis B 1300 MWe
/NUR 90/	/NUR 90/	/NUR 90/	/EPS 90/	/NUR 91/	/DRS 90/
DWR	DWR	SWR	DWR	DWR	DWR
1/23 (0,043)	1/4,7 (0,21)	1/50 (0,02)	1/18 (0,055)	1/26 (0,038)	1/7,5 (0,13)

4.4 Zusammenfassung und Ausblick

Die Werte in Tabelle 4.4 sind auf die Referenzanlage der SWR-Sicherheitsanalyse nicht ohne weiteres übertragbar. Sie können aber als Orientierung dienen, um die Erfolgsaussichten von anlageninternen Notfallmaßnahmen für einige typische Fälle einzuschätzen. Entscheidend dafür sind die Parameter Karenzzeit und Anzahl der durchzuführenden und möglichen Maßnahmen.

- Temperatur in der Kondensationskammer überschreitet 150°C infolge Ausfalls der Nachwärmeabfuhr (b_1).

Die ermittelte Häufigkeit von Gefährdungszuständen, bei denen der Anlagenzustand b_1 bestimmend ist, beträgt ohne ZUNA $2,6 \cdot 10^{-5}/a$. Zur Beherrschung des Gefährdungszustandes bzw. zur Verhinderung eines Schadenszustandes muß die Maßnahme Druckentlastung des SB und eine Maßnahme zur RDB-Bespeisung durchgeführt werden. Die Karenzzeit dafür beträgt mindestens 8 Stunden.

- RDB-Füllstand überschreitet bei ausgefallenem Durchdringungsabschluß und nicht abgeschalteter RDB-Bespeisung die Höhe der Frischdampfleitungen, verbunden mit Folgeversagen der Frischdampfleitungen oder der anschließenden Systeme (b_2).

Die Häufigkeit von Gefährdungszuständen, bei denen der Anlagenzustand b_2 bestimmend ist, wurde nicht ermittelt. Zur Beherrschung des Gefährdungszustandes bzw. zur Verhinderung eines Schadenszustandes muß die RDB-Bespeisung durch Handmaßnahmen unterbrochen werden. Dafür stehen ca. 30 min zur Verfügung. Kann der DDA durch Handmaßnahmen hergestellt werden, ist die Nachwärmeabfuhr über die KOKA sicherzustellen. Dafür stehen ca. 100 min ab Unterbrechung der RDB-Bespeisung zur Verfügung. Kann der DDA nicht sichergestellt werden, so muß die Nachwärmeabfuhr aus dem RDB unter Nutzung der modifizierten Abfahrkühlleitung innerhalb 100 min sichergestellt werden.

- Der Normalfüllstand in der Kondensationskammer wird um mehr als 6,5 m unterschritten infolge eines Lecks in einer Frischdampfleitung außerhalb SB und Ausfalls des DDA und dadurch bedingtem Ausdampfen des Kühlmittels (b_2^*).

Zur Beherrschung des Gefährdungszustandes bzw. zur Verhinderung eines Schadenszustandes müssen die Handmaßnahmen zur Wiederherstellung des DDA oder die Maßnahmen zum Abfahren der Anlage über die Abfahrkühlleitung durchgeführt werden. Die Karenzzeit dafür beträgt mindestens 2 Tage.

- RDB-Füllstand unterschreitet die Kernunterkante infolge Ausfalls der RDB-Bespeisung (b_3).

Die ermittelte Häufigkeit von Gefährdungszuständen, bei denen Maßnahmen zu deren Beherrschung bzw. zur Verhinderung von Schadenszuständen innerhalb von 30 - 60 min durchgeführt werden müssen, beträgt ohne ZUNA $4,3 \cdot 10^{-6}/a$. Aufgrund der geringen Zeitspanne bzw. der erschwerten Bedingungen bei der Diagnose (z. B. Totalausfall der RDB-Füllstandsmessung) sind für diese Fälle nur geringe Erfolgswahrscheinlichkeiten für die Durchführung von Notfallmaßnahmen zu erwarten. Dies gilt auch für den Notstromfall mit Ausfall der gesamten Gleichstromversorgung ($1,1 \cdot 10^{-6}/a$), bei dem 1 h zur Verfügung steht und ein hoher RDB-Druck vorliegt.

Die ermittelte Häufigkeit von Gefährdungszuständen, bei denen der Anlagenzustand b_3 durch unzureichende Wärmeabfuhr herbeigeführt wird, beträgt ohne ZUNA $1,91 \cdot 10^{-5}/a$. Zur Beherrschung bzw. zur Verhinderung eines Schadenszustandes müssen die Maßnahmen zur RDB-Bespeisung sowie die Maßnahmen, die zur Verhinderung eines Anlagenzustandes b_1 erforderlich sind, durchgeführt werden. Die Karenzzeit dafür beträgt mehr als 200 min.

- Der RDB-Druck überschreitet den 1,3fachen Auslegungsdruck (ca. 12 MPa) infolge Ausfalls der Druckbegrenzung des Reaktorkühlkreises (b_4).

Die ermittelte Häufigkeit von Gefährdungszuständen, bei denen der Anlagenzustand b_4 bestimmend ist, beträgt ohne ZUNA $3 \cdot 10^{-7}/a$. Die Zeitspanne, in der Maßnahmen zur Verhinderung von Schadenszuständen durchgeführt werden müssen, beträgt ca. 10 Minuten. Deswegen werden für diesen Fall keine Notfallmaßnahmen berücksichtigt.

Bei ca. 90 % der Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände liegen lange Karenzzeiten und mehrere Möglichkeiten zur Durchführung von Notfallmaßnahmen vor, also günstige Bedingungen für deren erfolgreiche Durchführung. Bei ca. 10 % der Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände mit kurzen Karenzzeiten ist eine geringe Erfolgswahrscheinlichkeit für die Durchführung von Notfallmaßnahmen zu erwarten. Werden für eine orientierende Einschätzung der Erfolgswahrscheinlichkeiten Untersuchungsergebnisse für andere Anlagen herangezogen, ergibt sich ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems für die Summenhäufigkeit von Schadenszuständen aus anlageninternen Ereignissen ein Wert von $< 10^{-5}/a$.

Für eine belastbare quantitative Bewertung der anlageninternen Notfallmaßnahmen sind noch eingehende Untersuchungen zur Wirksamkeit und Durchführbarkeit der Maßnahmen unter Berücksichtigung der Gegebenheiten in der Referenzanlage erforderlich.

Literatur

- /DRS 90/ Deutsche Riskostudie Kernkraftwerke, Phase B,
Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1990
- /EPS 90/ Etude Probabiliste de Sureté des Reacteurs à Eau sous
Pression du Palier 900 MWe.
Rapport de Synthèse, IPSN, April 1990
- /NUR 90/ Severe Accident Risks:
An Assessment for Five US Nuclear Power Plants,
Final Summary Report,
NUREG-1150, Vol. 1 and 2, Dec 1990
- /NUR 91/ M. Hirano et al.:
Recent Results of Level-1 PSA for Nuclear Power Plants in Japan;
Proceedings of the OECD/CSNI Workshop on PSA Applications
and Limitations,
USA, September 1990, NUREG/CR-0115 (1991)

5 Übergreifende Ereignisse

Unter übergreifenden Ereignissen werden Ereignisse verstanden, bei denen durch die Art ihrer Einwirkung auf Bauwerke und technische Einrichtungen prinzipiell die Möglichkeit besteht, daß mehrere Systeme bzw. Redundanzen eines Systems gleichzeitig betroffen sein können. Derartige Ereignisse führen entweder zu einer mechanischen oder thermischen Beaufschlagung von Strukturen, Komponenten und Bauteilen in größerem Umfang oder zu einer Überflutung von Anlagenbereichen. Solche Ereignisse können anlageninterne Ursachen haben, wie z. B. ein Brand in der Anlage, oder durch externe Einwirkungen, wie z. B. Erdbeben, verursacht werden.

In den Arbeiten der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke wurden die anlageninternen Ereignisse Überflutung und Brand sowie die äußeren Einwirkungen Erdbeben und Flugzeugabsturz hinsichtlich der Beiträge zur Kernschmelzhäufigkeit vertieft untersucht. Für andere übergreifende Ereignisse, wie Hochwasser, Unwetter oder Einwirkungen durch eine Nachbaranlage, wird dort anhand qualitativer Betrachtungen festgestellt, daß von diesen aufgrund geringer Schädigungsmöglichkeiten oder aufgrund der Auslegung der Anlage bzw. der getroffenen Schutzmaßnahmen keine relevanten Beiträge zu erwarten sind.

Im Rahmen dieser Sicherheitsanalyse werden die Ereignisse anlageninterne Überflutung, Brand und Erdbeben ebenfalls vertieft untersucht. Das Ereignis Flugzeugabsturz wird zusammen mit anderen sonstigen externen Ereignissen qualitativ behandelt.

5.1 Anlageninterne übergreifende Ereignisse

5.1.1 Überflutung

5.1.1.1 Einleitung und Vorgehensweise

Überflutungen in Kernkraftwerken können, wie die Untersuchungen zur Deutschen Risikostudie, Phase B zeigen, eine sicherheitstechnische Bedeutung haben, weil durch sie Transienten als einleitende Ereignisse ausgelöst werden können und durch sie

auch die zur Störfallbeherrschung notwendigen Systeme in ihrer Funktion beeinträchtigt sein können. Die Möglichkeiten für die Auslösung von Überflutungen sind deshalb im einzelnen zu untersuchen und die Auswirkungen von Überflutungen in den verschiedenen Gebäuden und Raumbereichen sind zu bewerten.

Die im Rahmen dieser Arbeit durchgeführten Untersuchungen beschränken sich auf Überflutungen durch anlageninterne Ereignisse in der Referenzanlage Kernkraftwerk Gundremmingen, Block B (KRB-II-B). Überflutungen durch anlagenexterne Ereignisse werden nicht untersucht.

Anlageninterne Überflutungen können den Ausfall von Komponenten und damit Störungen an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen hervorrufen. Auslösende Ursachen hierfür können generell sein:

- der Bruch der Wandung des Systems, insbesondere der Rohrleitungsbruch
- die Inbetriebnahme des Systems nach Instandhaltungsmaßnahmen mit fälschlich nicht wieder verschlossenen Öffnungen, z. B. ausgebauten Armaturen
- Fehlsprechen von Sicherheitsventilen

Ob es infolge der aufgeführten Ursachen zu einer Überflutung von Gebäudeteilen mit sicherheitstechnisch relevanten Auswirkungen kommt, hängt entscheidend von den möglichen Leckmengen, den betroffenen Raumbereichen, den in diesen Raumbereichen aufgestellten Sicherheitseinrichtungen, den Entdeckungsmöglichkeiten sowie den möglichen Gegenmaßnahmen ab. Sicherheitstechnisch von Bedeutung sind vor allem die Ereignisse, bei denen es zu redundanzübergreifenden Überflutungen und somit zum Ausfall mehrerer Stränge der Sicherheitseinrichtungen kommen kann, z. B. die Überflutung mehrerer Räume im Ringraum.

Die meisten Fälle eines ungewollten Wasseraustritts sind sicherheitstechnisch von untergeordneter Bedeutung, da z. B. eine oder mehrere der folgenden Bedingungen gegeben sind:

- Das Inventar eines Systems oder Behälters ist so gering, daß auch bei vollständigem Auslaufen keine Schäden auftreten.

- Die maximal möglichen Leckmengen sind so gering und die Qualität der Leckentdeckung ist so gut, daß Überflutungen bemerkt und Gegenmaßnahmen getroffen werden, lange bevor es zu sicherheitstechnisch relevanten Ereignissen kommt.
- Aufgrund der örtlichen Gegebenheiten kann die Überflutung nur zum Ausfall einzelner Komponenten führen, der jedoch aus anderen Gründen häufiger zu erwarten ist.

Zur Beurteilung der Frage, ob es infolge einer anlageninternen Überflutung von Gebäudebereichen mit wichtigen Komponenten aus sicherheitstechnischer Sicht zu ernsthaften Störungen des Anlagenbetriebes kommen kann, werden die wasserführenden Systeme in folgenden Gebäuden untersucht:

- | | |
|---|---------------|
| - Reaktorgebäude | 2 A/B |
| - Maschinenhaus | 2 F |
| - Reaktorhilfsanlagegebäude | C |
| - Nukleares Betriebsgebäude | D |
| - Schaltanlagegebäude | 2 E |
| - Notstromdieselgebäude | K.4, K.6 |
| - Notstromdiesel- und Kältemaschinengebäude | 2 K.0 |
| - Nebenkühlwasserpumpenbauwerke | M.4, M.5, M.7 |

Für das Reaktorgebäude erfolgt die Untersuchung getrennt für den Sicherheitsbehälter (SB) und für den Ringraum. Überflutungen des SB durch Reaktorkühlmittel werden hier nicht weiter betrachtet, da es sich dabei um Kühlmittelverluststörfälle handelt, deren umfassende Analyse an anderer Stelle durchgeführt wird.

Im Rahmen dieser Untersuchung werden Leckagen aus der Kondensationskammer und aus dem Brennelement-Lagerbecken aufgrund eines Versagens der Baustrukturen nicht betrachtet, da es sich bei solchen Ereignissen um Gebäudeteilversagen handelt.

Bei der detaillierten Untersuchung der einzelnen Systeme im Reaktorgebäude wird zwischen zwei Fällen unterschieden:

- ◆ Systeme, deren Wasserinhalte bzw. deren Freisetzungsmengen so gering sind, daß nennenswerte Überflutungen erst nach sehr langen Zeiträumen eintreten bzw. daß die Überflutungen immer auf eine Redundanz beschränkt bleiben, sind hinsichtlich einer Überflutung sicherheitstechnisch wichtiger Raumbereiche oder Komponenten von untergeordneter Bedeutung. Sie werden deshalb nur pauschal bewertet.
- ◆ Systeme, deren Wasserinhalte bzw. deren Freisetzungsmengen so groß sind, daß Überflutungen von sicherheitstechnisch wichtigen Raumbereichen oder Komponenten in relativ kurzen Zeiträumen nicht generell ausgeschlossen werden können, werden systemspezifisch nach folgendem Schema untersucht:
 - Ermittlung der Leckmöglichkeiten
(z. B. Rohrleitungsbruch, Behälterversagen, Fehllansprechen von Sicherheitsventilen, nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen)
 - Bestimmung der möglichen betrieblichen Durchflußmenge der betroffenen Rohrleitung bzw. der möglichen Leckmengen
 - Ermittlung der Entdeckungsmöglichkeiten durch die Betriebsmannschaft
(z. B. durch Anzeigen der betrieblichen Druckverhältnisse, Durchflußmengen; durch KMA- und RMA-Meldungen des Leckageerkennungssystems XM sowie des Nuklearen Gebäudeentwässerungssystems TZ)
- ◆ Die Bewertung erfolgt qualitativ unter Berücksichtigung der folgenden Gesichtspunkte:
 - Vorhandene Wassermengen in dem betrachteten System bzw. der im System geförderten Wassermengen, die potentiell bei Versagen der Integrität des Systems zur Überflutung führen.
 - Umfang und Qualität der vorhandenen Entdeckungsmöglichkeiten sowie der möglichen Gegenmaßnahmen

Weiterhin hat einen wesentlichen Einfluß auf die Bewertung, ob eine mögliche Überflutung auf eine Redundanz (ein Compartment) begrenzt bleibt oder ob mehr als eine Redundanz betroffen sein kann.

5.1.1.2 Reaktorgebäude (2 A/B)

Das Reaktorgebäude gliedert sich grundsätzlich in die zwei Bereiche Sicherheitsbehälter und Reaktorgebäude-Ringraum. Sie werden im folgenden in getrennten Abschnitten untersucht.

■ Sicherheitsbehälter

Überflutungen innerhalb des Sicherheitsbehälters können sich ergeben durch Leckagen von Reaktorkühlmittel aus dem Reaktorkühlkreislauf und den direkt an diesen angeschlossenen Systemen sowie aus reaktorkühlmittelführenden Systemen mit direktem Anschluß an den Reaktordruckbehälter (z. B. System zur Kühlmittelentnahme und -rückführung). Überflutungen des Sicherheitsbehälters durch Reaktorkühlmittel werden hier nicht weiter betrachtet, da es sich dabei um KMV-Störfälle handelt, die als Ausleugsstörfälle im einzelnen getrennt untersucht werden und deren Analyse nicht Gegenstand der in diesem Kapitel durchgeführten Untersuchungen ist.

Bei Versagen der Integrität folgender Systeme kann es zu Überflutungen im Sicherheitsbehälter kommen:

- Steuerungssystem ISO-Ventile RD
- Hauptkondensatsystem RM (Kühlung Reinigungskühler des Systems Kühlmittelentnahme und -rückführung)
- Dichtungssperrwassersystem TE (u. a. Kühlmittelumwälzpumpen YU und Reaktorwasserreinigungspumpen des Systems Kühlmittelentnahme und -rückführung)
- Vergiftungssystem TW
- Stopfbuchsabsaugesystem TX01

- Anlagenentwässerungssystem TY
- Nukleares Gebäudeentwässerungssystem TZ1
- Deionatversorgung UD (Spülbetrieb Reaktorwasserreinigungsfilter)
- Kaltwassersystem UF (Kühlung der Umluftgebläse)
- Feuerlöschwassersystem UJ
- Sprühwasserlöschanlagen UX (stehen in Verbindung mit dem Feuerlöschwassersystem)
- Zwischenkühlsystem VJ (u.a. Kühlung der Kühlmittelumwälz- und Reaktorwasserreinigungspumpen)
- Schnellabschaltsystem YT (u.a. Spülwasser für Steuerstabantriebe)

Von den aufgeführten Systemen sind das Steuerungssystem der ISO-Ventile RD, die Deionatversorgung UD, das Feuerlöschwassersystem UJ, die Sprühwasserlöschanlagen UX, das Vergiftungssystem TW, das Stopfbuchsabsaugesystem TX01, das Anlagenentwässerungssystem TY und das Nukleare Gebäudeentwässerungssystem TZ wegen der geringen möglichen Leckmengen bzw. aufgrund ihrer speziellen Aufgabenstellung bezüglich möglicher Überflutungen nicht von Bedeutung.

Bezüglich der Sprühwasserlöschanlagen UX und des Feuerlöschwassersystems UJ ist darauf hinzuweisen, daß mögliche Überflutungen des Sicherheitsbehälters im Normalbetrieb dadurch ausgeschlossen werden, daß in den Feuerlöschwasserleitungen, die in den Sicherheitsbehälter führen, Durchdringungsarmaturen eingebaut sind. Hiervon ist die äußere im Normalbetrieb ständig geschlossen; die Armaturen werden nicht vom Reaktorschutzsystem angesteuert. Eine Aktivierung des Feuerlöschwassersystems bzw. der Sprühwasserlöschanlagen im Sicherheitsbehälter erfolgt von der Warte aus nach Ansprechen der Brandmeldeanlage. Dann werden bei Bedarf zuerst die Absperrschieber in der Feuerlöschwasserleitung zum Ringraum geöffnet, danach die geschlossene Durchdringungsarmatur.

Die während des Anlagenbetriebes aktiven Systeme Dichtungssperrwassersystem TE, Hauptkondensatsystem RM, Kaltwassersystem UF, Zwischenkühlsystem VJ und Schnellabschaltsystem YT enthalten, bezogen auf die im Sicherheitsbehälter

betrachteten Systeme, größere Wasserinventare bzw. stellen die Systeme mit den größeren möglichen Leckmengen dar. Sie werden im folgenden systemspezifisch untersucht.

- **Dichtungssperrwassersystem TE**

Das Dichtungssperrwassersystem versorgt im Sicherheitsbehälter die Kühlmittel- umwälzpumpen YU und die Reaktorwasserreinigungspumpen TA mit Dichtungssperrwasser. Weiterhin hat es die Aufgabe, das Vorsteuersystem der Frischdampf-ISO-Ventile RD mit Druck zu versorgen.

- ◆ Leckmöglichkeiten:

- Rohrleitungsbruch
- Nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen
- Fehlsprechen von Sicherheitsventilen

- ◆ Betriebliche Durchfluß- bzw. mögliche Leckmengen:

- Fördermenge Dichtungssperrwasserpumpe ca. 14 m³/h
- Betriebliche Durchflußmenge je Sperrwasserleitung der Kühlmittelumwälzpumpe (DN 25) ca. 2 m³/h
- Betriebliche Durchflußmenge in der Zulaufleitung (DN 25) des Dichtungssperrwassers zu den Reaktorwasserreinigungs-Pumpen ist kleiner als 1 m³/h
- Nachspeisemöglichkeit aus dem Kondensatvorratsbehälter mit ca. 120 m³ Wasservolumen

- ◆ Entdeckungsmöglichkeiten:

- Druckmeßstelle in der Zuleitung zur Ringleitung (nur örtliche Anzeige)
- Eine Durchflußmeßstelle in jeder Zulaufleitung zu den acht Kühlmittelumwälzpumpen (Meldung auf KMA und PRA)
- KMA-Meldung zum Schutz des Antriebs der Kühlmittelumwälzpumpen bei "Durchfluß Sperrwasser zu tief < 0,38 kg/s"

- Sumpfüberwachung (A0126) durch das Leckage-Erkennungssystem XM
- Füllstandsüberwachung des Sumpfes A0126 durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ

◆ Bewertung:

Das Dichtungssperwassersystem ist wegen der geringen potentiellen Leckmengen, der umfangreichen Entdeckungsmöglichkeiten sowie der ausreichend vorhandenen Gegenmaßnahmen hinsichtlich einer Überflutung von wesentlichen Raumbereichen des Sicherheitsbehälters und wichtigen sicherheitstechnischen Komponenten nicht von Bedeutung.

• **RM Hauptkondensatsystem (im Sicherheitsbehälter)**

Das Hauptkondensatsystem versorgt im Sicherheitsbehälter die Reinigungskühler des Systems zur Kühlmittelentnahme und -rückführung (TA) mit Kühlwasser.

◆ Leckmöglichkeiten:

- Rohrleitungsbruch
- Nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen
- Fehlsprechen von Sicherheitsventilen

◆ Betriebliche Durchfluß- bzw. mögliche Leckmengen:

- Betriebliche Durchflußmenge der Leitung des Hauptkondensatsystems innerhalb des Sicherheitsbehälters (DN 200) 256 m³/h
- Mögliche Leckmenge bei einem 2F-Bruch unter konservativen Annahmen ca. 45 m³/min

◆ Entdeckungsmöglichkeiten:

- Gully-Überwachung durch das Leckage-Erkennungssystem XM in den Räumen der Reinigungskühler des Systems TA und in den Räumen der wesentlichen Armaturen des Hauptkondensatsystems im Nahbereich der Kühler

- Sumpfüberwachung (A0126) durch das Leckage-Erkennungssystem XM
- Füllstandsüberwachung des Sumpfes A0126 durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ
- Temperaturmeßstellen vor und hinter jedem Reinigungskühler in der Leitung des Systems Kühlmittelentnahme und -rückführung

◆ Bewertung:

Die Rohrleitungen, Armaturen und Meßstellen des Hauptkondensatsystems im Sicherheitsbehälter befinden sich im Ringspalt zwischen biologischem Schild und Kondensationskammer (Reinigungskühler des Systems TA auf Kote + 14,20 m). Mögliche Leckagen im System können über das Leckage-Erkennungssystem XM und das Gebäudeentwässerungssystem TZ erkannt und geortet werden. Als Gegenmaßnahme ist u.a. die Absperrung des Hauptkondensatsystems durch das Schließen der Durchdringungsarmaturen von der Warte aus möglich.

Die bis zur Absperrung im Sicherheitsbehälter anfallenden Leckmengen laufen, sofern sie in den Räumen mit Gully anfallen, über das Gully-System in den Sumpf des Sicherheitsbehälters oder sammeln sich zunächst im unteren Bereich (Kabelkanal, unterer Ringspalt, unterer Bereich des Steuerstabantriebsraumes). Gelingt die Absperrung der Leckstelle nicht rechtzeitig, so kommt es zur Überflutung im Sicherheitsbehälter. Leitet das Wartenpersonal aufgrund von auflaufenden Meldungen und sich verändernden Anzeigen nicht rechtzeitig Gegenmaßnahmen ein bzw. versagen diese sowie alle betrieblichen Begrenzungen und Schutzbegrenzungen, die aufgrund des Wasserverlustes im Speisewasser-Dampf-Kreislauf angefordert werden (u. a. Abschaltung der Pumpen des Hauptkondensatsystems; automatische Abschaltung des Reaktors), so werden im ungünstigsten Fall die Steuerstabantriebe sowie Teile der Kühlmittelumwälzpumpen (z. B. Motor) überflutet. Dies ist aber sicherheitstechnisch nur von begrenzter Bedeutung, da der Reaktor trotzdem durch das hydraulische Einschließen der Steuer- und Abschaltstäbe sicher abgeschaltet und anschließend abgefahren werden kann. Bei auslegungsgemäßigem Verhalten der Anlage (automatisches Auslösen von LT1) und frühzeitiger Leckortung sowie Absperren des Lecks bzw. Abschalten der Hauptkondensatpumpen durch den Pumpenschutz bzw. durch die Betriebsmannschaft ergibt sich nur eine Leckmenge von 400 m³, die für den Steuerstabantriebsraum sicherheitstechnisch ohne Bedeutung ist.

In der 6. Revision 1991 wurde im Sicherheitsbehälter auf Kote - 8,30 m ein Wasser-rückfördersystem installiert. Mit diesem System wird bei kleineren Kühlmittelverlusten eine Überflutung des Sicherheitsbehälters bis auf die Höhe der Überströmrohre in die Kondensationskammer (Kote + 2,60 m) verhindert, indem das im Sicherheitsbehälter anfallende Wasser rechtzeitig in die Kondensationskammer gefördert wird. Die überflutbare und temperaturfeste Tauchpumpe hat eine Fördermenge von 71 kg/s. Weiterhin ist geplant, Saugsiebe vor der Pumpe nachzurüsten, um den Eintrag von Fremdkörpern in die Kondensationskammer zu verhindern.

Das Hauptkondensatsystem ist deshalb hinsichtlich einer Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten innerhalb des Sicherheitsbehälters nicht von Bedeutung.

- **Kaltwassersystem UF**

Das Kaltwassersystem versorgt im Sicherheitsbehälter die Umluftkühlanlagen TL mit Kaltwasser.

- ◆ Leckmöglichkeiten:
 - Rohrleitungsbruch
 - Nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen
 - Fehlsprechen von Sicherheitsventilen
- ◆ Betriebliche Durchfluß- bzw. mögliche Leckmengen:
 - Betriebliche Durchflußmenge der Leitung des Kaltwassersystems (DN 200) 284 m³/h
 - Gesamtes Wasserinventar des Kaltwassersystems ca. 500 m³/KGB 84/
 - Begrenzte automatische Nachspeisung aus dem System Deionatversorgung (NW 25) zunächst in den Speicherbehälter (Gesamtinhalt 5 m³)
- ◆ Entdeckungsmöglichkeiten:
 - KMA- und RMA-Meldungen

- Sumpfüberwachung (A0126) durch das Leckage-Erkennungssystem XM
- Füllstandsüberwachung des Sumpfes A0126 durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ

◆ Bewertung:

Die Rohrleitungen und Armaturen des Kaltwassersystems befinden sich im wesentlichen oberhalb der Kondensationskammer (Raum A1026 auf Kote + 23,55 m). Mögliche Leckagen des Systems im Sicherheitsbehälter können über systemeigene Meßstellen, über KMA- und RMA-Meldungen des Kaltwassersystems sowie über das Leckage-Erkennungssystem XM und das Gebäudeentwässerungssystem TZ ermittelt werden.

Als Gegenmaßnahme ist die Absperrung der defekten Leitung durch das Schließen der jeweiligen Durchdringungsarmaturen von der Warte aus möglich. Die bis zur Absperrung im Sicherheitsbehälter anfallenden Leckmengen laufen durch den Ringspalt zwischen biologischem Schild und Kondensationskammer und sammeln sich zunächst im unteren Bereich des Sicherheitsbehälters (Kabelkanal, unterer Ringspalt, unterer Bereich des Steuerstabantriebsraumes). Bevor sicherheitstechnisch wichtige Komponenten überflutet werden, besteht ausreichend Zeit für entsprechende Gegenmaßnahmen.

Das Kaltwassersystem ist deshalb hinsichtlich einer Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten innerhalb des Sicherheitsbehälters nicht von Bedeutung.

• **Zwischenkühlsystem VJ**

Das Zwischenkühlsystem versorgt im Sicherheitsbehälter die Motorkühler der Kühlmittelumwälzpumpen YU und der Reaktorreinigungspumpen des Systems TA mit Kühlwasser.

◆ Leckmöglichkeiten:

- Rohrleitungsbruch
- Nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen

- Fehllansprechen des Sicherheitsventils
- ◆ Betriebliche Durchfluß- bzw. mögliche Leckmengen:
 - Fördermenge der Pumpe des Zwischenkühlsystems VJ ca. 3500 m³/h
 - Gesamtes Inventar des Zwischenkühlsystems ca. 570 m³ /MEY 83/
 - Betriebliche Durchflußmenge in der Zulaufleitung (DN 200) zur Ringleitung ca. 147 m³/h
 - Betriebliche Durchflußmenge in der jeweiligen Leitung zum Motorkühler der einzelnen Hauptkühlmittelpumpen (DN 80) ca. 18 m³/h
 - Nachspeisemöglichkeit aus dem System Deionatversorgung UD in den dem jeweiligen Block zugeordneten Hochbehälter (Nettoinhalt 7 m³) über eine Leitung NW 25
- ◆ Entdeckungsmöglichkeiten:
 - Leckageüberwachung des Systems durch KMA-Meldung "Füllstand Hochbehälter tief"
(Das Öffnen der Zuspeisung wird im Betriebsprotokoll des Prozeßrechners aufgenommen. Über das Registrieren der Zeitspannen zwischen den einzelnen Zuspeisungen kann auf die Größe eines Lecks geschlossen werden.)
 - Gully-Überwachung durch das Leckage-Erkennungssystem XM im Bereich der Pumpen des Systems Kühlmittelentnahme und -rückführung
 - Sumpfüberwachung (A0126) durch das Leckage-Erkennungssystem XM
 - Füllstandsüberwachung des Sumpfes A0126 durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ
- ◆ Bewertung:

Die Leitung des Zwischenkühlsystems verläuft vom Ringraum in den Raum A 0117 im Sicherheitsbehälter. Im Sicherheitsbehälter befinden sich die Rohrleitungen und Armaturen des Systems im Ringspalt bis zur Höhe von + 8,90 m (Reaktorwasserreinigungspumpen) sowie im Steuerstabantriebsraum im Bereich der Kühlmittel-

umwälzpumpen. Mögliche Leckagen im System werden zunächst über die Füllstandsmessung des Hochbehälters erkannt. Daß sich ein mögliches Leck im System im Sicherheitsbehälter befindet, kann nur durch das Leckage-Erkennungssystem XM und das Gebäudeentwässerungssystem TZ erkannt werden. Als Gegenmaßnahme ist nur die Absperrung des gesamten Zwischenkühlsystems im Sicherheitsbehälter durch das Schließen der Durchdringungsarmaturen von der Warte aus möglich.

Die bis zur Absperrung im Sicherheitsbehälter anfallenden Leckmengen fallen je nach Lage der Leckstelle entweder im Bereich des Ringspaltes oder im Steuerstabantriebsraum an. In beiden Fällen sammeln sich aber die Leckmengen im unteren Bereich des Sicherheitsbehälters (Kabelkanal, unterer Ringspalt, unterer Bereich des Steuerstabantriebraumes). Bei der begrenzten maximal möglichen Leckmenge (Gesamtinventar des Systems ca. 570 m³ /MEY 83/) ist eine Überflutung der Steuerstabantriebe sowie der Kühlmittelumwälzpumpen nicht zu erwarten.

Das Zwischenkühlsystem ist deshalb hinsichtlich einer Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten innerhalb des Sicherheitsbehälters nicht von Bedeutung.

- **Schnellabschaltsystem YT**

Das Schnellabschaltsystem stellt das erforderliche Wasser und die erforderliche Energie für das hydraulische Einschließen der Steuerstäbe (Schnellabschaltung) zur Verfügung. Weiterhin werden Teile des Schnellabschaltsystems während des Normalbetriebes für die Kühlung der Steuerstabantriebe genutzt.

- ◆ Leckmöglichkeiten:
 - Rohrleitungsbruch
 - Nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen
- ◆ Betriebliche Durchfluß- bzw. mögliche Leckmengen:
 - Fördermenge der Speisepumpe des Schnellabschaltsystems ca. 13 m³/h im Normalbetrieb (Kühl- bzw. Spülwasser für die Steuerstabantriebe)

- Im Anforderungsfall kann bei Versagen einer Ringleitung auch das Wasservolumen von 3 Schnellabschalttanks (11,76 m³) ausströmen.
 - Bezüglich des Kühl- und Spülbetriebs der Speisepumpen des Schnellabschaltsystems besteht die Nachspeisemöglichkeit aus dem Kondensatvorratsbehälter mit ca. 120 m³ Wasservolumen.
- ◆ Entdeckungsmöglichkeiten:
 - Füllstands- und Drucküberwachung der Tanks des Schnellabschaltsystems mit entsprechenden KMA- und RMA-Meldungen
 - Weitere KMA- und RMA-Meldungen zum Spülwasserdurchfluß
 - Sumpfüberwachung (A0126) durch das Leckage-Erkennungssystem XM
 - Füllstandsüberwachung des Sumpfes A0126 durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ
 - ◆ Bewertung:

Die Rohrleitungen und Armaturen des Schnellabschaltsystems im Sicherheitsbehälter befinden sich im unteren Ringspalt zwischen biologischen Schild und Kondensationskammer sowie im Steuerstabantriebsraum. Mögliche Leckagen können durch systemeigene Störungsmeldungen sowie durch Meldungen des Leckage-Erkennungssystems XM und des Gebäudeentwässerungssystems TZ erkannt werden. Wegen der geringen Fördermenge der Speisepumpen des Schnellabschaltsystems im Normalbetrieb (ca. 13 m³/h) ist das System hinsichtlich einer Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten nicht von Bedeutung.

■ Ringraum

Das Reaktorgebäude ist im Bild 5.1 im Grundriß (Kote -8,50 m) schematisch dargestellt. Der Ringraum ist im unteren Bereich in vier Bereiche (sogenannte Compartments) eingeteilt:

Redundanz 1 : Not- und Nachkühlsystem TH 10

Redundanz 2 : Not- und Nachkühlsystem TH 20

Redundanz 3 : Not- und Nachkühlsystem TH 30

SAS-Bereich : Schnellabschaltsystem und betriebliche Einrichtungen

Die vier Bereiche sind gegeneinander bis zur Kote $\pm 0,00$ m bautechnisch abgetrennt und wasserdicht abgeschottet. Die Räume der Not- und Nachkühlsysteme in den jeweiligen Redundanzen sind gegenüber den anderen Ringraumbereichen bis zur Kote - 3,50 m wasserdicht ausgeführt.

Das verfügbare Volumen der einzelnen Compartments zur Aufnahme von ausströmendem Wasser beträgt bis zur Kote $\pm 0,00$ m für das

Compartment 1 (Red.1)	ca. 1.150 m ³
Compartment 2 (Red.2)	1.370 m ³ /KWU 83a/
Compartment 3 (Red.3)	ca. 1.500 m ³
Compartment 4 (Bereich Schnellabschaltsystem)	ca. 2.000 m ³ /MEY 83/.

Die Werte für die Compartments 1 und 3 sind Abschätzungen auf der Basis von Angaben im Betriebshandbuch /KGB 90/ zu Ausgleichsfüllständen zwischen Kondensationskammer und betroffener Redundanz bei einem SB-Leck in einem Compartment.

Im Ringraum befinden sich die nachfolgend aufgeführten wasserführenden Systeme, die hinsichtlich ihrer Bedeutung für die Auslösung von Überflutungen zu untersuchen sind:

- RL Speisewassersystem
- RM Hauptkondensatsystem
- TC Kühlmittelreinigungssystem
- TE Dichtungssperrwassersystem
- TF Nukleares Zwischenkühlsystem
- TG BE-Beckenreinigungssystem
- TH Nachkühlsystem
- TM BE-Beckenkühlsystem

- TR Abwasseraufbereitungssystem
 - TW Vergiftungssystem
 - TX01 Stopfbuchsabsaugesystem
 - TY Nukleares Anlagenentwässerungssystem
 - TZ1 Nukleares Gebäudeentwässerungssystem Reaktorgebäude
 - UD Deionatversorgungssystem
 - UF Kaltwassersystem
 - UJ Feuerlöschwassersystem
 - UX Sprühwasserlöschanlagen
 - VE Nebenkühlwassersystem für Nukleares Zwischenkühlssystem
 - VJ Zwischenkühlssystem
 - YT Schnellabschaltsystem
- **Speisewassersystem RL**
 - ◆ Leckmöglichkeiten:
 - Rohrleitungsbruch
 - Nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen
 - ◆ Betriebliche Durchfluß- bzw. mögliche Leckmengen:
 - Betriebliche Durchflußmenge der Speisewasserleitung (NW 450) 1.865 m³/h (ca. 31 m³/min); maximaler betrieblicher Massenstrom im Speisewassersammler (NW 800) 7.456 m³/h (ca. 124 m³/min).
 - Fördermenge einer Speisewasserpumpe 4.104 m³/h
 - Wasservolumen im Speisewasserbehälter und in den Vorwärmstrecken ca. 580 m³ /TÜV 83/

- Nachspeisemöglichkeit durch das Hauptkondensatsystem (Fördermenge einer Hauptkondensatpumpe bei 100 % Reaktorleistung 2.394 m³/h)
- ◆ Entdeckungsmöglichkeiten:
 - RESA durch Anregekriterium "Überdruck im RGB > P20" (= 500 Pa) bzw. "Füllstand im RDB < LT1" (= 13,91 m)
 - Gully-Überwachung durch das Leckage-Erkennungssystem XM auf den Rohrböden + 14,00 m
 - Umluftkondensat-Überwachung durch das Leckage-Erkennungssystem XM im Bereich + 18,50 m und im Bereich + 14,00 m
 - Sumpfüberwachung im Ringraum durch das Leckage-Erkennungssystem XM
 - Füllstandsüberwachung von Sümpfen im Ringraum durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ
 - Durchflußmeßstellen in jeder Speisewasserleitung zwischen Sammler und Sicherheitsbehälter mit Anzeige auf der Warte und auf der Prozeßrechneranlage
- ◆ Bewertung:

Die Speisewasserleitungen verlaufen im Ringraum auf den Ebenen + 18,50 m und + 21,50 m. Bei einem Leck in einer Speisewasserleitung (d. h. Kühlmittelverluststörfall außerhalb des Sicherheitsbehälters) in diesem Bereich kommt es durch den Druckaufbau im Ringraum aufgrund des Anregekriteriums "Überdruck im RGB > P20" (= 500 Pa) zur RESA mit den entsprechenden weiteren, durch den Reaktorschutz bzw. die Betriebsmannschaft ausgelösten Folgemaßnahmen. Die jeweils zwei Rückschlagventile in jeder Speisewasserleitung (Schließzeit ca. 0,5 Sekunden) verhindern ein Rückströmen von Kühlmittel aus dem Reaktordruckbehälter. Ein automatisches Abschiebern der Leckstelle zum Speisewasserbehälter hin ist nicht gegeben. Bis aufgrund der Entdeckungsmöglichkeiten entsprechende Handmaßnahmen Reaktorspeisewasserpumpen abschalten, Druckschieber schließen, Anfahrregelstation schließen) erfolgen, können bei einem Leck erhebliche Wassermengen in den Ringraum ausströmen (das gesamte Wasserinventar der HD-Vorwärmstrecken sowie des Speisewasserbehälters beträgt ca. 580 m³) /TÜV 83/. Weiterhin besteht die Möglichkeit, daß das

von den Hauptkondensatpumpen bis zu deren Abschaltung in den Speisewasserbehälter geförderte Kondensat auf das Leck gespeist wird. Von dem ausströmenden Speisewasser wird ein erheblicher Teil sofort verdampfen. Das anfallende Wasser wird sich zunächst unabhängig vom Ort des Lecks wegen der baulichen Gestaltung der Decken oberhalb der + 14,00 m-Ebene (die + 21,50 m-Ebene besteht überwiegend aus Gitterrosten; die + 18,50 m-Ebene hat eine Vielzahl von Deckendurchbrüchen) auf dieser Ebene sammeln. Das nicht von den vorhandenen Gullys aufgenommene Wasser läuft schließlich in den Montageschacht B0653 über bzw. läuft über das Treppenhaus B0678/0587 sowie den Aufzugsschacht B0683/0583 in die darunter liegenden Etagen /KWU 78/. Schwellen und Türen verhindern, daß das über die Treppen und die Wände ablaufende Wasser sich in den Etagen ausbreiten kann. Die unterhalb der Ebene + 14,00 m liegenden Teilsteuerstellen der Redundanzen 2 und 3 einschließlich der Schaltanlagen-Bereiche (u. a. Elektronik und Batterieräume) sind gemäß der bei der Auslegung der Anlage zugrundegelegten Störfälle durch umfangreiche bauliche und technische Maßnahmen /MEY 82/ gegenüber dem übrigen Ringraum abgeschottet. Deshalb ist ein Eindringen von größeren Wassermengen in diese Bereiche auszuschließen. Die Dichtheit dieser Bereiche wird jährlich wiederkehrend geprüft.

Das in den Montageschacht überlaufende Wasser sammelt sich schließlich im unteren Schnellabschaltbereich; das über das Treppenhaus bzw. den Aufzugsschacht ablaufende Wasser sammelt sich im Bereich der Redundanz 3 vor den Nachkühlräumen. Das jeweilige Volumen dieser Bereiche ist ausreichend, um die gesamten anfallenden Wassermengen aufzunehmen, ohne daß die Funktion der Schnellabschaltung bzw. die Funktion der Nachkühlsysteme sicherheitstechnisch beeinträchtigt werden.

Das Speisewassersystem ist deshalb hinsichtlich einer Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten im Ringraum nicht von Bedeutung.

- **Hauptkondensatsystem RM**

- ♦ Leckmöglichkeiten:

- Rohrleitungsbruch
- Nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen

- ◆ Betriebliche Durchfluß- bzw. mögliche Leckmengen:
 - Maximaler Massenstrom der Hauptkondensatleitung zu den Reaktorwasserreinigungskühlern (DN 200) bei Normalbetrieb 256 m³/h
 - Abgeschätzte mögliche Leckmenge bei vollständigem Abriß der Hauptkondensatleitung ohne irgendwelche Gegenmaßnahmen ca. 45 m³/min

- ◆ Entdeckungsmöglichkeiten:
 - Sumpfüberwachung (B0181) durch das Leckage-Erkennungssystem XM direkt im Raumbereich der Hauptkondensatleitungen
 - Füllstandsüberwachung des Sumpfes B0181 direkt im Raumbereich der Hauptkondensatleitungen durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ

- ◆ Bewertung:

Die Rohrleitungen (DN 200) und die äußeren Durchdringungsarmaturen des Hauptkondensatsystems befinden sich in den Raumbereichen B0167 und B0172 auf Kote - 8,30 m.

Mögliche Leckagen aufgrund eines Lecks in den Hauptkondensatleitungen können durch Meldungen des Leckage-Erkennungssystems XM sowie des Gebäudeentwässerungssystems TZ erkannt werden. Als Gegenmaßnahme ist die Absperrung der Hauptkondensatleitung durch das Schließen des Absperrschiebers im Maschinenhaus von der Warte aus möglich.

Die bis zur Absperrung der Hauptkondensatleitung ausströmenden Leckmengen überfluten zunächst den Rohrkanal (B0167, B0172, B0166) mit der Kondensationskammer-Entleerungspumpe. Das Volumen des Rohrkanals bis zur Kote - 3,50 beträgt ca. 170 m³ /MEY 83/. Fallen größere Wassermengen an, so würde bei Überschreiten der Kote - 3,50 m Wasser aus dem Rohrkanal in den Ringraum vor der Redundanz 3 überlaufen (Volumen bis zur Kote - 3,50 m entspricht ca. 620 m³ /MEY 83/). Bei dem Volumen der Redundanz 3 (ca. 1500 m³) ist eine Überflutung bis zur Kote ± 0,00 m und ein Überströmen von Wasser in die Nachbarredundanz 1 sowie in den Schnellabschaltbereich auszuschließen, da bei auslegungsgemäßigem Verhalten der Anlage (automatisches Auslösen von LT1) und frühzeitiger Leckortung sowie Absperrern des

Lecks bzw. Abschalten der Hauptkondensatpumpen durch den Pumpenschutz bzw. durch die Betriebsmannschaft sich nur eine Leckmenge von ca. 400 m³ ergibt.

Die Hauptkondensatleitungen sind deshalb hinsichtlich einer Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten im Ringraum nicht von Bedeutung.

- **Kühlmittelreinigungssystem TC**

Das Kühlmittelreinigungssystem, das an das System zur Kühlmittelentnahme und -rückführung anschließt, besteht aus zwei Reinigungssträngen und ist weitgehend innerhalb des Sicherheitsbehälters zwischen Kondensationskammer und biologischem Schild angeordnet. In den Ringraum bzw. durch diesen führen nur die Anschlußleitungen zum nuklearen Probenahmesystem TV (DN 15) und die Leitung zur Konzentratspeicherung TT (DN 100) sowie die Leitungen zur bzw. von der Anschwemmstation (DN 100) im Hilfsanlagegebäude. Die beiden letztgenannten Leitungen werden nur während des Ausspülvorgangs bzw. während des Anschwemmvorgangs benutzt. Nach /MEY 83/ beträgt der Wasseranfall bei Versagen der Abschlammleitung ca. 6 m³. Die Standzeit eines Reaktorwasser-Reinigungsfilters beträgt ca. 3 bis 4 Wochen.

Die Leitungen des Kühlmittelreinigungssystems sind wegen der geringen möglichen Leckmengen und aufgrund der speziellen Aufgabenstellung hinsichtlich einer Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten im Ringraum nicht von Bedeutung.

- **Dichtungssperrwassersystem TE**

- ◆ Leckmöglichkeiten:

- Rohrleitungsbruch
- Nicht verschlossene Öffnung nach Instandhaltungsmaßnahmen

- ◆ Betriebliche Durchfluß- bzw. mögliche Leckmengen:

- Fördermenge einer Dichtungssperrwasserpumpe ca. 14 m³/h

- Maximal mögliche Leckmenge der Leitung des Dichtungssperrwassersystems (DN 50) ca.14 m³/h
- Nachspeisemöglichkeit aus dem Kondensatvorratsbehälter mit ca. 120 m³ Wasservolumen
- ◆ Entdeckungsmöglichkeiten:
 - KMA-Meldung zum Schutz des Antriebs der jeweiligen Kühlmittelumwälzpumpe bei "Durchfluß Sperrwasser zu tief < 0,38 kg/s"
 - Sumpfüberwachung (B0181) durch das Leckage-Erkennungssystem XM
 - Füllstandsüberwachung des Sumpfes B0181 durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ
- ◆ Bewertung:

Die Rohrleitungen (DN 50) und die äußeren Durchdringungsarmaturen des Dichtungssperrwassersystems befinden sich in den Raumbereichen B0167 und B0172 auf Kote - 8,30 m.

Mögliche Leckagen können aufgrund der Meldungen zum Schutz des Antriebs der jeweiligen Kühlmittelumwälzpumpe sowie durch Meldungen des Leckage-Erkennungssystems XM und des Gebäudeentwässerungssystems TZ erkannt werden. Das Dichtungssperrwassersystem ist wegen der geringen im Normalbetrieb geförderten Wassermenge sowie der sich daraus ergebenden möglichen Leckmenge hinsichtlich einer Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten im Rinnraum nicht von Bedeutung.

- **Nukleares Zwischenkühlsystem TF**

Das dreisträngige Nukleare Zwischenkühlsystem wird im folgenden trotz des zum Teil unterschiedlichen Aufbaus der einzelnen Stränge sowie deren unterschiedlicher räumlicher Anordnung zusammen betrachtet.

- ◆ Leckmöglichkeiten:
 - Rohrleitungsbruch

- Behälterversagen (z. B. Kühler)
- Nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen
- ◆ Betriebliche Durchfluß- bzw. mögliche Leckmengen:
 - Nennfördermenge einer Pumpe des Nuklearen Zwischenkühlsystems 2.650 m³/h (ca. 44 m³/min)
 - Maximal mögliche Leckmenge ca. 80 m³ (gesamtes Inventar des Nuklearen Zwischenkühlsystems TF10 nach /MEY 83/)
 - automatisches Nachspeisen von Deionat aus der Deionatversorgung (Leitung ND 25) ins Ausdehnungsgefäß bei Absinken des Wasserstandes
- ◆ Entdeckungsmöglichkeiten:
 - Sumpfüberwachung durch das Leckage-Erkennungssystem XM im jeweiligen Ringraumbereich der Redundanz
 - Füllstandsüberwachung der jeweiligen Sümpfe in den einzelnen Redundanzen durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ
 - Füllstandsmessung in dem Sumpf der jeweiligen Nachkühlräume durch das Nukleare Nachkühlsystem mit entsprechenden KMA- und RMA-Meldungen
 - Weitere KMA- und RMA-Meldungen zum Füllstand im Ausdehnungsgefäß
- ◆ Bewertung:

Das Nukleare Zwischenkühlsystem TF10 befindet sich nur teilweise im Ringraum. Die Pumpe, der Kühler sowie der Ausgleichsbehälter dieses Systems befinden sich im nuklearen Betriebsgebäude (D). Die Nuklearen Zwischenkühlssysteme TF20 und TF30 befinden sich aufgrund ihrer EVA-Auslegung vollständig im Ringraum. Alle drei Systeme versorgen im Ringraum die nuklearen Nachkühler und Kühlstellen der Zwischenkühlkreis-, Hochdruck- und Niederdruck-Pumpe. Die Nuklearen Zwischenkühlssysteme TF20 und TF30 versorgen darüber hinaus noch die Kühler der Kältemaschinen für die Umluftkühlanlagen der Teilsteuerstellen der Redundanzen 2 und 3. Das Nukleare Zwischenkühlsystem wird generell bei jeder Systemanforderung mit dem Nuklearen Nachkühlsystem gestartet.

Mögliche Leckagen aus einem Strang des Systems können jeweils durch die Füllstandsüberwachung des entsprechenden Ausdehnungsgefäßes sowie durch die Sumpfüberwachung des Leckage-Erkennungssystems XM und die Füllstandsüberwachung der Sumpfe durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ im entsprechenden Ringraumbereich der Redundanz erkannt werden.

Die maximal mögliche Leckage, z. B. bei Bruch einer Leitung, beträgt ca. 80 m³ (gesamtes Inventar eines Stranges). Die Auswirkungen einer Überflutung bei dieser Leckmenge bleiben auf die jeweilig betroffene Redundanz beschränkt; die Nachbarredundanzen sowie der Bereich mit den Schnellabschalttanks werden nicht beeinträchtigt.

Das Nukleare Zwischenkühlsystem ist deshalb hinsichtlich einer Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten nicht von Bedeutung.

- **BE-Beckenreinigungssystem TG**

Das BE-Beckenreinigungssystem besteht aus zwei parallelen, voneinander unabhängigen Reinigungssträngen, die jeweils als Bypass an das BE-Beckenkühlsystem TM angeschlossen sind. Die dazugehörige Anschwemmstation befindet sich im Hilfsanlagengebäude.

- ♦ Leckmöglichkeiten:

- Rohrleitungsbruch
- Behälterversagen (Lagerbeckenfilter)
- Nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen

- ♦ Betriebliche Durchfluß- bzw. mögliche Leckmengen:

- Fördermenge der Druckerhöhungspumpe 108 m³/h
- Mögliche Leckmenge bei BE-Beckenreinigung bis zum Wirksamwerden des Abschlusses der Leitungen durch das Schließen von Absperrarmaturen ca. 15 m³/h /MEY 83/.

- Maximal mögliche Leckmenge bis zur Freilegung der Abläufe des BE-Beckenkühlsystems TM im BE-Lagerbecken ca. 290 m³
 - Nachspeisung von Spülwasser mit dem Kühlmittelaufbereitungssystem TD aus dem Kondensatvorratsbehälter ist möglich; Normalinventar des Kondensatvorratsbehälters ca. 120 m³/h
- ◆ Entdeckungsmöglichkeiten:
- Füllstandsüberwachung des BE-Lagerbeckens durch verschiedene KMA- und RMA-Meldungen
 - Gully-Überwachung durch das Leckage-Erkennungssystem XM auf der Rohrbodenebene + 14,00 m
 - Sumpfüberwachung durch das Leckage-Erkennungssystem XM im entsprechenden Ringraumbereich auf Kote - 8,30 m. Füllstandsüberwachung der Sumpfe im entsprechenden Ringraumbereich auf Kote - 8,30 m durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ
- ◆ Bewertung:

Das BE-Beckenreinigungssystem befindet sich im Ringraum oberhalb des Bereiches der Redundanz 3 und des Schnellabschaltbereiches (Kote + 28,50 m bis + 36,50 m). Mögliche Leckagen aus dem System können durch die Füllstandsüberwachung des BE-Lagerbeckens sowie durch Meldungen des Leckage-Erkennungssystems XM und des Gebäudeentwässerungssystems TZ bemerkt werden. Die genaue Ermittlung des Leckageortes muß vor Ort erfolgen.

Als Gegenmaßnahme ist einerseits die Abschaltung der Druckerhöhungspumpe und die Absperrung des jeweiligen Stranges des BE-Beckenreinigungssystems möglich. Andererseits erfolgt die Abschaltung der Pumpen automatisch, sobald der Füllstand im BE-Lagerbecken soweit abgesunken ist, daß der Aggregateschutz anspricht. Die bis zur Absperrung durch das Schließen der Absperrarmaturen anfallende Leckmenge wird in /MEY 83/ mit ca. 15 m³ angegeben. Die maximal mögliche Leckmenge bis zur Freilegung der Abläufe des BE-Beckenkühlsystems TM im BE-Lagerbecken beträgt nach grober Abschätzung ca. 290 m³. Das aus dem Leck austretende und nicht von den vorhandenen Gullys auf der 14,00 m-Ebene aufgenommene Wasser läuft nach

/MEY 83, KWU 78/ schließlich in den Montageschacht B0653 über bzw. läuft über das Treppenhaus B0678 /0587 sowie den Aufzugsschacht B0683/0583 in die darunter liegenden Etagen. Bezüglich der Dichtheit der Teilsteuerstellen gelten die gleichen Ausführungen wie beim Speisewassersystem RL.

Das in den Montageschacht überlaufende Wasser sammelt sich schließlich im unteren Schnellabschaltbereich; das über das Treppenhaus bzw. den Aufzugsschacht ablaufende Wasser sammelt sich im Bereich der Redundanz 3 vor den Nachkühlräumen. Das jeweilige Volumen dieser Bereiche ist ausreichend, um die anfallenden Wassermengen aufzunehmen, ohne daß die Funktion der Schnellabschaltung bzw. die Funktion der Nachkühlsysteme sicherheitstechnisch beeinträchtigt werden.

Das BE-Beckenreinigungssystem ist deshalb hinsichtlich einer Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten nicht von Bedeutung.

- **Nachkühlsystem TH**

Das dreisträngige Nachkühlsystem mit dem allgemeinen Aufbau Primärfüllpumpenkreislauf, Vorstufenstrang, Niederdruckstrang, Hochdruckstrang und mit seinen verschiedensten Fahrweisen (z. B. Kernfluten, Abfahrkühlen) wird im folgenden zusammenfassend betrachtet.

- ◆ Leckmöglichkeiten:

- Rohrleitungsbruch
- Nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen
- Fehlsprechen eines Sicherheitsventils

- ◆ Betriebliche Durchfluß- bzw. mögliche Leckmengen:

- Maximalfördermenge der Primärfüllpumpe ca. 250 m³/h
- Maximalfördermenge der Hochdruckpumpe ca. 716 m³/h
- Maximalfördermenge Niederdruckstufe der Niederdruckpumpe ca. 2.610 m³/h
- Maximalfördermenge Vorstufe der Niederdruckpumpe ca. 3.270 m³/h

- Fördermenge des Vorstufenstranges bei $\Delta p = 0$ MPa zwischen Reaktor-druckbehälter und Kondensationskammer (Bruch der Niederdruck-Einspeiseleitung, Kernflut- oder Speisewasserleitung) ca. $3.350 \text{ m}^3/\text{h}$
- Wasservolumen der Kondensationskammer bei Normalfüllstand + 2,00 m entspricht 3.115 m^3
- ◆ Entdeckungsmöglichkeiten:
 - Durchflußmeßstellen im Hochdruck- und Niederdruck-Strang, in der Leitung zum Kondensationskammersprühen sowie in der Mindestmengenleitung des Hochdruck-Stranges mit entsprechenden KMA- und RMA-Meldungen
 - Füllstandsüberwachung der Kondensationskammer mit entsprechenden KMA- und RMA-Meldungen
 - Gully-Überwachung durch das Leckage-Erkennungssystem XM auf dem Rohrboden +14,00 m (9 x) mit entsprechenden KMA-("Wasseranfall Rohrboden-Gullys") und RMA-Meldungen (z. B. "Gully Rohrboden B0613 hoch")
 - Sumpfüberwachung durch das Leckage-Erkennungssystem XM im entsprechenden Redundanzbereich auf Kote - 8,30 m mit entsprechenden KMA- und RMA-Meldungen (Klasse S - Meldung)
 - Füllstandsmessung in dem Sumpf der jeweiligen Nachkühlräume durch das Nachkühlssystem mit entsprechenden KMA- und RMA-Meldungen
 - Füllstandsüberwachung der Sumpfe im entsprechenden Redundanzbereich auf Kote - 8,30 m durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ mit entsprechenden KMA- und RMA-Meldungen
 - Füllstandsüberwachung der Sumpfe im entsprechenden Redundanzbereich auf Kote - 7,80 m führt zur betrieblichen Schutzabschaltung (Compartmentschutz).
- ◆ Bewertung:

Wesentliche Komponenten des dreisträngigen Nachkühlsystems (z. B. Niederdruck- und Hochdruck-Pumpe, Nach- und Zwischenkühler) befinden sich in den redundanz-

mäßig getrennten Nachkühlräumen im unteren Bereich des Ringraumes (Kote - 8,30 m bis +1,50 m). Die einzelnen Redundanzbereiche sowie der Schnellabschaltbereich sind gegeneinander bautechnisch bis zur Kote $\pm 0,00$ m abgeschottet, so daß bis zu dieser Höhe kein Wasser von einer Redundanz zur Nachbarredundanz bzw. in den Schnellabschaltbereich überlaufen kann. Aus den unteren Ringraumbereichen führen Rohrleitungen über Rohrschächte in den Bereich der Rohrböden oberhalb +14,00 m, wo die jeweiligen Nachkühlleitungen in die entsprechenden Frischdampf- bzw. Speisewasserleitungen einbinden und von wo die jeweiligen Nachkühlleitungen in die Kondensationskammer bzw. den Reaktordruckbehälter geführt werden. Aufgrund der räumlichen Anordnung des Nachkühlsystems im Ringraum wird im folgenden unterschieden zwischen Leckagen im unteren Bereich des Ringraumes sowie in den Rohrschächten und Leckagen in den Leitungen auf den Rohrböden oberhalb +14,00 m.

♦ Leckagen im unteren Ringraumbereich und den Rohrschächten

Mögliche Leckagen können durch systemeigene Meldungen sowie Meldungen des Leckage-Erkennungssystems XM, des Gebäudeentwässerungssystems TZ und der Füllstandsmessung durch das Nachkühlsystem in den der jeweiligen Redundanz zugeordneten Sümpfen erkannt werden. Sollte der Sumpf in den Nachkühlräumen überlaufen, so wird dies durch die Füllstandsmessung des Nachkühlsystems mit zwei redundanten Raumsonden erfaßt. Bei einem Füllstand von - 8,30 m erfolgt eine Sicherheitsgefahrenmeldung, bei der entsprechende Maßnahmen nach Betriebshandbuch durchzuführen sind. Sollte der Füllstand weiter ansteigen, so erfolgen bei - 7,80 m in der betroffenen Redundanz die automatischen Maßnahmen:

- Abschaltung der Pumpe des Nuklearen Nebenkühlwassersystems und des Nuklearen Zwischenkühlsystems sowie der Niederdruck- und Hochdruck-Pumpe
- Redundante Absperrung der im Wasserbereich der Kondensationskammer liegenden Leitungen

Sollten alle Maßnahmen zur Absperrung des Lecks versagen, so ergäbe sich beim Auslaufen der Kondensationskammer eine Selbstbegrenzung der maximal möglichen Leckmenge bei Niveauegleich zwischen der betroffenen Redundanz und der Kondensationskammer. Da die maximal mögliche Leckmenge bis zum Niveauegleich

kleiner ist als das Fassungsvermögen der jeweiligen einzelnen Redundanz, kommt es zu keinem Wasserüberströmen in einen benachbarten Redundanz- bzw. Schnellabschaltbereich.

- ♦ Leckagen aus Leitungen auf den Rohrböden oberhalb +14,00 m

Mögliche Leckagen können je nach Lage des Lecks die verschiedensten Bereiche des Ringraumes auf dem Rohrboden +14,00 m überfluten, da die Nachkühlleitungen oberhalb der Bereiche der Redundanzen 1, 2 und 3 sowie oberhalb des Schnellabschaltbereiches verlaufen. Bemerkte werden können die Leckagen durch systemeigene Meldungen sowie durch die Gully-Überwachung auf dem Rohrboden +14,00 m durch das Leckage-Erkennungssystem XM; die Lokalisierung des Lecks muß vor Ort erfolgen. Das anfallende Wasser wird sich zunächst unabhängig vom Ort des Lecks auf der 14,00-m-Ebene sammeln. Das nicht von den vorhandenen Gullys aufgenommene Wasser läuft schließlich in den Montageschacht B0653 über bzw. läuft über das Treppenhaus B0687/0587 sowie den Aufzugsschacht B0683/0583 in die darunter liegenden Etagen /MEY 83, KWU 78/. Schwellen und Türen verhindern, daß das über die Treppen und die Wände ablaufende Wasser sich in den Etagen ausbreiten kann. Die unterhalb der Ebene +14,00 m liegenden Teilsteuerstellen der Redundanzen 2 und 3 einschließlich der Schaltanlagen-Bereiche (u. a. Elektronik- und Batterieräume) sind gemäß der bei der Auslegung der Anlage zugrundegelegten Störfälle im Ringraum durch umfangreiche bauliche und technische Maßnahmen /MEY 82/ gegenüber dem übrigen Ringraum abgeschottet. Deshalb kann ein Eindringen von größeren Wassermengen in diese Bereiche ausgeschlossen werden. Die Dichtheit dieser Bereiche wird jährlich wiederkehrend geprüft.

Das in dem Montageschacht überlaufende Wasser sammelt sich schließlich im unteren Schnellabschaltbereich; das über das Treppenhaus bzw. den Aufzugsschacht ablaufende Wasser sammelt sich im Bereich der Redundanz 3 vor den Nachkühlräumen. Das jeweilige Volumen dieser Bereiche ist ausreichend, um die anfallenden Wassermengen aufzunehmen, ohne daß die Funktion der Schnellabschaltung bzw. die Funktion der Nachkühlsysteme sicherheitstechnisch beeinträchtigt werden.

Das Nachkühlsystem im Ringraum ist deshalb hinsichtlich einer Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten nicht von Bedeutung.

- **BE-Beckenkühlsystem TM**

Das BE-Beckenkühlsystem besteht aus zwei parallelen Kühlkreisen, die je eine Lagerbeckenpumpe und je einen nachgeschalteten Lagerbeckenkühler enthalten.

Weiterhin gehören zum BE-Beckenkühlsystem eine Kondensationskammer-Entleerungsleitung, eine Kondensationskammer-Entleerungspumpe, eine Kondensationskammer-Rückführleitung sowie Verbindungen zu anderen Systemen.

- ♦ Leckmöglichkeiten:

- Rohrleitungsbruch
- Nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen

- ♦ Betriebliche Durchfluß- bzw. mögliche Leckmengen:

- a) BE-Beckenkühlsystem

- Fördermenge der Lagerbeckenpumpe 720 m³/h
- Durchsatz an Lagerbeckenwasser je Kühlstrang (DN 350 bzw. DN 250) 792 m³/h

- a) Kondensationskammerentleerung

- Fördermenge der Kondensationskammer-Entleerungspumpe TM04 D201 ca. 200 m³/h
- Bei Bruch der Kondensationskammer-Entleerungsleitung können bis zum Wirksamwerden der Absperrung mittels der DDA-Armaturen in der Saugleitung (Absperrsignal über Kondensationskammerfüllstand + 1,80 m) ca. 90 m³ auslaufen (ausgehend vom Normalwasserstand in der Kondensationskammer von + 2,00 m) /MEY 83/.

- ♦ Entdeckungsmöglichkeiten:

- a) BE-Beckenkühlsystem

- Füllstandsüberwachung des BE-Lagerbeckens durch entsprechende KMA- und RMA-Meldungen auf der Warte

- Gully-Überwachung durch das Leckage-Erkennungssystem XM auf der Rohrbodenebene + 14,00 m sowie Sumpfüberwachung im Bereich der Redundanz 3 und im Schnellabschaltbereich auf Kote - 8,30 m
- Füllstandsüberwachung der Sumpfe im entsprechenden Ringraumbereich auf Kote - 8,30 m durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ

b) Kondensationskammerentleerung

- Füllstandsüberwachung der Kondensationskammer mit entsprechenden KMA- und RMA-Meldungen
- Füllstandsüberwachung im Sumpf im Bereich der Kondensationskammer-Entleerungspumpe (Kote - 8.30 m) mit dem Leckage-Erkennungssystem XM mit entsprechenden KMA- und RMA-Meldungen
- Gully-Überwachung durch das Leckage-Erkennungssystem XM auf dem Rohrboden + 14,00 m (Kondensationskammer-Rückführleitung) mit entsprechenden KMA-("Wasseranfall Rohrboden Gullys") und RMA-Meldungen (z. B. "Gully Rohrboden B0661 hoch")
- Füllstandsüberwachung des Sumpfes im entsprechenden Redundanzbereich auf Kote - 8,30 m durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ mit entsprechenden KMA- und RMA-Meldungen

◆ Bewertung:

a) BE-Beckenkühlsystem

Das BE-Beckenkühlsystem befindet sich mit seinen wesentlichen Komponenten und Rohrleitungen oberhalb des Bereiches der Redundanz 3 und des Schnellabschaltbereiches (Kote 28,50 m bis 36,50 m). Mögliche Leckagen aus dem System können durch die Füllstandsüberwachung des BE-Lagerbeckens sowie durch Meldungen des Leckage-Erkennungssystems XM mit entsprechenden Anzeigen auf der Warte bemerkt werden. Die genaue Ermittlung des Leckageortes muß vor Ort erfolgen.

Als Gegenmaßnahme ist die Außerbetriebnahme des defekten Kühlstranges möglich.

Bis für die Lagerbeckenpumpen aufgrund der Füllstandsabsenkung im BE-Lagerbecken das Signal "Schutz AUS" kommt, können ca. 200 m³ Wasser aus dem Leck ausströmen (d. h. die Betriebsmannschaft hat das Leck nicht bemerkt und nicht früher aufgrund anderer Meldungen eingegriffen). Maximal können bis zur Freilegung der Abläufe für die Kühlkreise TM21 und TM11 aus einem Leck im System ca. 290 m³ ausströmen. Das aus dem Leck austretende Wasser kann nach /KWU 78/ nur über den Montageschacht bzw. das Treppenhaus in tiefere Geschosse gelangen. Es sammelt sich schließlich im unteren Schnellabschaltbereich bzw. im Bereich der Redundanz 3 vor den Nachkühlräumen. Das jeweilige Volumen dieser Bereiche ist ausreichend, um die maximal anfallenden Wassermengen aufzunehmen, ohne daß sicherheitstechnische Funktionen beeinträchtigt werden.

Das BE-Beckenkühlsystem ist deshalb hinsichtlich einer Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten nicht von Bedeutung.

b) Kondensationskammer-Entleerungs- und Rückführleitung TM04

Die Kondensationskammer-Entleerungs- und Rückführleitung wird nur bei Bedarf zur Entleerung der Kondensationskammer (der Reaktor ist dann abgefahren) und zur Reinigung des Kondensationskammerwassers mittels des BE-Beckenreinigungssystem benutzt.

Wesentliche Teile des Systems (Saugleitung-DN 200, Pumpe, Druckleitung zur Kühlmittelaufbereitung bzw. BE-Beckenreinigung) befinden sich im Rohrkanal auf Kote - 8,30 m. Die Rückführleitung (DN 150) mit Anschlüssen zum Deionat- und Spülwassersystem führt von der Ebene +28,50 m in den Bereich des Rohrbodens auf Ebene + 14,00 m, von wo die Leitung in die Kondensationskammer geführt wird.

Bei einem Leck im Bereich des Rohrkanals wird die anfallende Leckmenge bis zur Absperrung der Saugleitung nach /MEY 83/ mit ca. 90 m³ angegeben (ausgehend vom Kondensationskammer-Normalwasserstand von + 2,00 m). Die Absperrung wird durch das Kondensationskammer-Füllstandssignal bei + 1,80 m ausgelöst und erfolgt durch das Zufahren der DDA-Armaturen in der Saugleitung.

Mögliche Leckagen im Bereich des Rohrkanals können durch die Füllstandsüberwachung der Kondensationskammer sowie durch die Sumpfüberwachung durch

das Leckage-Erkennungssystem XM und das Gebäudeentwässerungssystem TZ im Bereich des Rohrkanals erkannt werden.

Das ausströmende Wasser überflutet ausschließlich den Rohrkanal (Fassungsvolumen bis - 3,50 m mit ca. 170 m³ /MEY 83/); eine Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten kann nicht eintreten.

Mögliche Leckagen in der Rücklaufleitung können durch die Gully-Überwachung auf dem Rohrboden +14,00 m durch das Leckage-Erkennungssystem XM bemerkt werden. Die genaue Ermittlung der Leckagestelle muß vor Ort erfolgen. Als Gegenmaßnahme ist die Absperrung der Leitung durch Schließen der entsprechenden Armaturen im BE-Beckenreinigungssystem möglich.

Für die Ausbreitung des ausströmenden Wassers im Reaktorgebäude gelten die unter a) gemachten Ausführungen.

Die Kondensationskammer-Entleerungs- und Rückführleitungen sind deshalb hinsichtlich einer Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten nicht von Bedeutung.

- Abwasseraufbereitungssystem TR

Das Abwasseraufbereitungssystem sammelt die im Kontrollbereich anfallenden und möglicherweise radioaktiven Abwässer und bereitet sie auf. Dabei handelt es sich im wesentlichen um Zusatzwässer, die nicht aus den nuklearen Kreisläufen stammen. Die Lagerung und Aufbereitung der Abwässer erfolgt im nuklearen Betriebs- und Reaktorhilfsanlagegebäude. Im Reaktorgebäude hat das Abwasseraufbereitungssystem nur Verbindung mit dem Vergiftungssystem TW. Einerseits wird das während des Prüfbetriebes des Vergiftungssystems verwendete Deionat in die Abwasseraufbereitung abgeleitet, andererseits besteht für die Entleerung des Vergiftungslösungsbehälters ein Anschluß an das Abwasseraufbereitungssystem.

Das Abwasseraufbereitungssystem ist aufgrund seiner speziellen Aufgabenstellung und der im allgemeinen geringen potentiellen Wassermengen im Reaktorgebäude hinsichtlich einer möglichen Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten nicht von Bedeutung.

- **Vergiftungssystem TW**

Das Vergiftungssystem soll es ermöglichen, den Reaktor bei intaktem Reaktorkreislauf unabhängig von den Steuerstäben abzuschalten und unterkritisch zu halten. Es ist ein von anderen Systemen unabhängiges Störfallsystem und somit ein reines Bereitschaftssystem. Aus diesem Grunde kommt den Systemtests große Bedeutung zu.

Das Vergiftungssystem ist mit Ausnahme des Vergiftungslösungsbehälters (Inhalt ca. 24 m³) und der Einspeisestelle in die Speisewasserleitung RL 45 Z101 zweisträngig aufgebaut. Für den Testbetrieb ist eine eigene Leitung mit einer Drosselstrecke vorgesehen. Beim Systemtest ist der Pumpentest mit Deionat aus dem Deionatsystem UD 1, bei dem jeweils eine Pumpe ca. 15 min lang Wasser über die Drossel in die Abwasseraufbereitung fördert, am wichtigsten (abgeschätzte Fördermenge der Pumpe ca. 4 m³ in 15 min).

Das Vergiftungssystem ist aufgrund seiner speziellen Aufgabenstellung und der geringen potentiellen Wassermengen hinsichtlich einer möglichen Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten nicht von Bedeutung.

- **Stopfbuchsabsaugesystem TX01**

Von den Systemen der Anlagenabsaugung

- Nukleares Behälterabsaugesystem TX20
- Reaktordruckbehälter-Deckelabsaugung TX30
- Leckabsaugesystem TX50
- Stopfbuchsabsaugesystem TX01

ist für die im Rahmen dieser Arbeit durchgeführten Untersuchungen nur das Stopfbuchsabsaugesystem zu betrachten, da nur in ihm Flüssigkeitsmengen anfallen können. Im Ringraum sind u.a. Armaturen des Nachkühl- und des Frischdampfsystems an das Stopfbuchsabsaugesystem angeschlossen. Die Stopfbuchsleckagen werden über Sammelstränge dem Dampfkondensator (Ringraum, Kote -8,30 m) zugeführt und niedergeschlagen. Im Nachkühler (Hilfsanlagegebäude) werden die

den Kondensator verlassenden nicht kondensierbaren Gase weiter abgekühlt und entfeuchtet. Das im Dampfkondensator anfallende Kondensat wird in das Anlagenentwässerungs- und -entlüftungssystem TY abgegeben. Der Dampfkondensator ist auf der Austrittsseite für max. 2,5 m³ Kondensat pro Stunde ausgelegt.

Das Stopfbuchsabsaugesystem ist aufgrund seiner speziellen Aufgabenstellung und der geringen potentiellen Wassermengen hinsichtlich einer möglichen Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten nicht von Bedeutung.

- **Nukleares Anlagenentwässerungssystem TY**

Das nukleare Anlagenentwässerungssystem sammelt alle aktiven Wässer, die innerhalb des Sicherheitsbehälters und im Reaktorgebäude kontrolliert anfallen und mechanisch schwach verunreinigt sind. Das System läßt sich folgendermaßen einteilen:

- Sammelsystem innerhalb des Sicherheitsbehälters mit zugehörigem Zwischensammelbehälter im Nuklearen Betriebsgebäude. Durch den Ringraum führt nur die entsprechende Verbindungsleitung.
- Sammelsystem im Sohlebereich des Reaktorgebäudes mit zugehörigem Zwischensammelbehälter im Ringraum auf Kote -9,80 m (Volumen ca. 2 m³)
- Sammelsystem im Reaktorgebäude (ausgenommen Sohlebereich) mit Aktivsammelbehälter im nuklearen Betriebsgebäude

In den Aktivsammelbehälter gelangen die Wässer aus den beiden Zwischensammelbehältern sowie die anfallenden Wässer im Reaktorgebäude oberhalb des Niveaus des Aktivsammelbehälters.

Der Wasseranfall bei Bruch einer Leitung bei Umpumpvorgängen wird in /MEY 83/ mit ca. 1 m³ angegeben. Bei Brüchen von Leitungen des nuklearen Anlagenentwässerungssystems in den Redundanzen 2 und 3 wird nach /MEY 83/ ebenfalls nur ca. 1 m³ Wasser freigesetzt.

Das nukleare Anlagenentwässerungssystem ist aufgrund der geringen potentiellen Wassermengen hinsichtlich einer möglichen Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten nicht von Bedeutung.

- **Nukleares Gebäudeentwässerungssystem Reaktorgebäude TZ10**

Das nukleare Gebäudeentwässerungssystem soll die im Reaktorgebäude anfallenden Abwässer, wie Leckagen, Entleerungen, Entwässerungen und Reinigungswasser sammeln und den Aufbereitungssystemen zuführen. Die Abwässer aus den einzelnen Räumen werden durch Bodenabläufe den Gebäudeentwässerungssümpfen zugeleitet. Man unterscheidet Zwischensümpfe ohne Pumpen und Pumpensümpfe. Die Pumpensümpfe sind mit Gebäudeentwässerungspumpen versehen. Die Zwischensümpfe sind durch eine Rohrleitung mit dem jeweiligen Pumpensumpf verbunden.

Das System enthält keine permanent mit Wasser gefüllte Leitungen.

Das nukleare Gebäudeentwässerungssystem ist aufgrund seiner speziellen Aufgabenstellung und der geringen potentiellen Wassermengen hinsichtlich einer möglichen Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten nicht von Bedeutung.

- **Deionatversorgungssystem UD1**

Das Deionatversorgungssystem hat die Aufgabe, das in der Vollentsalzungsanlage UA erzeugte Deionat in zwei Deionatbehältern (Nettoinhalt jeweils 250 m³ Deionat) zwischenzuspeichern und durch Pumpen über ein Rohrleitungsnetz an die Verbrauchsstellen zu verteilen. Im Reaktorgebäude-Ringraum werden folgende Systeme und Einrichtungen versorgt:

- Nukl. Zwischenkühlsystem TF
- BE-Beckenkühlsystem TM
- Vergiftungssystem TW
- Nukl. Gebäudeentwässerungssystem TZ
- Zwischenkühlsystem VJ
- Schnellabschaltsystem YT
- Dekontaminierung für BE-Transportflasche sowie sonstige Einrichtungen der BE-Handhabung PU

- diverse Zapfstellen
- ◆ Leckmöglichkeiten:
 - Rohrleitungsbruch
 - Nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen
- ◆ Betriebliche Durchfluß- bzw. mögliche Leckmengen:
 - Fördermenge der Deionatbetriebspumpen ca. 100 m³/h
 - Fördermenge der Deionatfüllpumpe 234 m³/h
 - Deionatmenge in den zwei Deionatbehältern ca. 500 m³/h
 - max. Zuspeisung aus der Vollentsalzungsanlage ca. 60 m³/h
- ◆ Entdeckungsmöglichkeiten:
 - Füllstandsüberwachung der Deionatbehälter durch verschiedene KMA-Meldungen
 - Füllstandsüberwachung der Sumpfe durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ
 - Gully- und Sumpfüberwachung des Leckage-Erkennungssystems XM
 - Füllstandsmessung in den Nachkühlräumen durch das Nachkühlsystem TH
- ◆ Bewertung:

Das Deionatversorgungssystem versorgt mehrere Systeme und eine Vielzahl von Zapfstellen mit Deionat und somit ist das Rohrleitungsnetz des Systems im Ringraum weit verzweigt (von Kote - 8,30 m bis + 40,50 m). Leckagen bei Versagen der Integrität des Systems können deshalb in den verschiedensten Bereichen auftreten.

Mögliche Leckagen aus dem System können generell durch die Füllstandsüberwachung der Deionatbehälter sowie - je nach Lage des Lecks - durch die Gully- und Sumpfüberwachung des Leckage-Erkennungssystems XM und durch die Füll-

standsüberwachung in den Sumpfen durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ bemerkt werden. Die genaue Ermittlung des Leckageortes muß vor Ort erfolgen.

Als Gegenmaßnahmen sind entweder die manuelle Absperrung des defekten Teilstranges und/oder die Absperrung des gesamten Rohrleitungsnetzes des Deionatversorgungssystems im Reaktorgebäude durch Schließen des Absperrschiebers in der Zulaufleitung im Ringraum bzw. die Abschaltung der entsprechenden Pumpen möglich.

Die bis zur Absperrung im Ringraum anfallenden Leckmengen laufen, sofern sie in den Raumbereichen mit Gullys anfallen, über das Gullysystem in den zugeordneten Sumpf oder sie laufen über Flure und Treppenhäuser in tiefere Geschosse und sammeln sich schließlich in den entsprechenden Sumpfen im Ringraum auf Kote - 8,30 m. Bei den Fördermengen der Pumpen besteht ausreichend Zeit für entsprechende Gegenmaßnahmen, bevor sicherheitstechnische Komponenten in den Redundanzen 2 und 3 bzw. im Schnellabschaltbereich überflutet werden. Auch die maximal möglichen Leckmengen unter Berücksichtigung der Deionatmenge in den zwei Deionatbehältern sowie der maximalen Zuspeisemenge aus der Vollentsalzungsanlage führen im Ringraum zu keinen Überflutungen mit sicherheitstechnischer Beeinträchtigung der Schnellabschaltung bzw. der Nachwärmeabfuhr.

Das Deionatversorgungssystem ist deshalb hinsichtlich einer möglichen Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten nicht von Bedeutung.

- **Deionatversorgungssystem UD2; Sperrwasserversorgung nuklearer Bereich**

Das Deionatversorgungssystem hat die Aufgabe, jederzeit das für den Betrieb der nuklearen Hilfs- und Nebenanlagen notwendige Sperr- bzw. Schmierwasser an Gleitringdichtungen und Wellenlagern zur Verfügung zu stellen. Im Reaktorgebäude-Ringraum sind das BE-Beckenreinigungssystem TG und das Vergiftungssystem TW an das Deionatversorgungssystem angeschlossen (Leitung NW 25). Die Sperrwasserpumpen sind für eine Fördermenge von 9 m³/h ausgelegt; der Deionat-Zwischenbehälter im Reaktorhilfsanlagengebäude enthält 12 m³ Deionat.

Das Deionatversorgungssystem UD2 ist aufgrund der geringen potentiellen Wassermengen hinsichtlich einer möglichen Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten nicht von Bedeutung.

- **Kaltwassersystem UF**

Das Kaltwassersystem mit seinem gesicherten und ungesicherten Netz hat die Aufgabe, sämtliche Luftkühler des Kraftwerkes mit Kaltwasser zu versorgen. Umluftkühlanlagen befinden sich im Ringraum auf verschiedenen Ebenen. Teilleitungen des Kaltwassersystems versorgen Umluftkühler unmittelbar in den Ringräumen vor den Nachkühlredundanzen 2 und 3.

- ♦ Leckmöglichkeiten:

- Rohrleitungsbruch
- Behälterversagen (z. B. Sieb)
- Nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen

- ♦ Betriebliche Durchfluß- bzw. mögliche Leckmengen:

- Betriebliche Durchflußmenge der Kaltwasserleitung im Bereich des Zu- bzw. Rücklaufs im Ringraum (NW 300) 446 m³/h.
- Fördermenge je Kaltwasserumwälzpumpe 615 m³/h
- automatische Nachspeisung aus dem Deionatversorgungssystem in den Speicherbehälter (Gesamtinhalt: 5 m³) ; Leitung NW 50
- gesamtes Wasserinventar des Kaltwassersystems ca. 500 m³ /KGB 84/

- ♦ Entdeckungsmöglichkeiten:

- Gully- und Sumpfüberwachung durch das Leckage-Erkennungssystem XM
- Füllstandsüberwachung der Sümpfe durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ
- Verschiedene KMA- und RMA-Meldungen zum Füllstand im Speicherbehälter und zum Druck hinter dem Ausdehnungsgefäß

- ◆ Bewertung:

Das Kaltwassersystem versorgt eine Vielzahl von Umluftkühlanlagen im Ringraum mit Kaltwasser. Das Rohrleitungsnetz des Systems ist somit weit verzweigt (von Kote - 8,30 m bis + 43,50 m) und Leckagen können bei Versagen der Integrität des Systems deshalb in den verschiedensten Bereichen auftreten. Mögliche Leckagen aus dem System können durch die Drucküberwachung hinter dem jeweiligen Ausgleichsbehälter und je nach Lage des Lecks durch die Gully- und Sumpfüberwachung des Leckage-Erkennungssystems XM sowie durch die Füllstandsüberwachung in den Sümpfen durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ bemerkt werden. Die genaue Ermittlung des Leckageortes muß vor Ort erfolgen.

Als Gegenmaßnahme sind je nach Lage des Lecks die Absperrung des defekten Teilstranges oder des gesamten jeweiligen Rohrleitungsnetzes im Ringraum möglich.

Die bis zur Absperrung im Ringraum anfallenden Leckmengen laufen, sofern sie in den Raumbereichen mit Gullys anfallen, über das Gullysystem in den zugeordneten Sumpf oder sie laufen über Flure und Treppenhäuser in tiefere Geschosse und sammeln sich schließlich in den entsprechenden Sümpfen im Ringraum auf Kote - 8,30 m. Bei den möglichen Leckmengen sowie den Entdeckungsmöglichkeiten besteht ausreichend Zeit für entsprechende Gegenmaßnahmen, bevor sicherheitstechnische Komponenten in den Redundanzen 2 und 3 bzw. im Schnellabschaltbereich überflutet werden. Auch die maximal möglichen Leckmengen unter Berücksichtigung der Nachspeisemenge aus dem Deionatsystem UD führen im Ringraum zu keinen Überflutungen mit sicherheitstechnischer Beeinträchtigung der Schnellabschaltung bzw. der Nachwärmezufuhr.

Das Kaltwassersystem ist deshalb hinsichtlich einer möglichen Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten nicht von Bedeutung.

- **Feuerlöschwassersystem UJ, Sprühwasserlöschanlagen UX**

Das Feuerlöschwassersystem hat die Aufgabe, bei einem Brand ausreichend Wasser aus der Donau zur Verfügung zu stellen. An zwei Stellen kommen die Leitungen des Systems ins Reaktorgebäude: Die erdverlegte Leitung (NW 150) im Raum B 0242 und die Leitung (NW 150) aus dem Reaktorhilfsanlagengebäude im Raum B 0167. Das Feuerlöschwassersystem versorgt auch die Sprühwasserlöschanlagen, die im

Ringraum für Löschbereiche, wie Kabelkanäle, Kabelgeschosse und Kabelschächte vorgesehen sind. Aus diesem Grunde werden beide Systeme hier zusammen betrachtet. Das entsprechende Rohrleitungsnetz ist im Ringraum weit verzweigt (von Kote - 8,30 bis + 40,50 m). Die Druckhaltung des Feuerlöschnetzes erfolgt mit sauberem Nebenkühlwasser aus dem Nebenkühlwassersystem; die erste Feuerlöschpumpe startet automatisch erst bei einem Verbrauch von mehr als 12,8 kg/s (46 m³/h).

- ◆ Leckmöglichkeiten:
 - Rohrleitungsbruch
 - Behälterversagen (hier: Sieb)
 - Nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen
 - Fehlauflösung Sprühwasserlöschanlage

- ◆ Betriebliche Durchfluß- bzw. mögliche Leckmengen:
 - Fördermenge der Feuerlöschpumpen 250 m³/h bei 70 m Förderhöhe
 - Inventar der Leitungen im Reaktorgebäude ca. 5 m³ /MEY 83/ plus Nachspeisung über Bypaß-Leitungen (NW25) für den Bereich hinter den Absperrschiebern
 - Mögliche Leckmenge bei einem 2F-Bruch einer Leitung NW150 unter konservativen Annahmen ca. 300 m³/h

- ◆ Entdeckungsmöglichkeiten:
 - KMA- und RMA-Meldungen zum Druck im Feuerlöchwassernetz und zur Feuerlöschwassermenge
 - Gully- und Sumpfüberwachung durch das Leckage-Erkennungssystem XM
 - Füllstandsüberwachung der Sümpfe durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ

◆ Bewertung:

Das Feuerlöschwassersystem und die Sprühwasserlöschanlagen werden zur Brandbekämpfung eingesetzt. Das Rohrleitungsnetz ist im Ringraum weit verzweigt und deshalb können Leckagen bei Versagen der Integrität des Systems in den verschiedensten Bereichen auftreten. Bezüglich der Größe möglicher Leckagen sind 2 Bereiche zu unterscheiden:

- a) Bereich vor dem Absperrschieber 20UJ22 S010 (Raum B 0153) im unteren Teil des Ringraumes (Schnellabschaltbereich sowie Bereich des Rohrkanals in Redundanz 3). In diesem Bereich ist das Versagen von Rohrleitungen NW 150 mit entsprechenden Leckagen möglich.
- b) Bereich hinter dem im Normalbetrieb geschlossenen Absperrschiebern 20UJ22 S010 und 20UJ22 S012 (im Reaktorhilfsanlagengebäude). In diesem Bereich ist zwar auch das Versagen von Rohrleitungen NW150 möglich, aber die möglichen Leckagen sind geringer, da es nur die Nachspeisemöglichkeit über die Bypaßleitungen NW25 gibt; es sei denn, die Absperrschieber sind im Anforderungsfall bereits geöffnet.

Mögliche Leckagen können über systemeigene KMA- und RMA-Meldungen sowie je nach Lage des Lecks durch die Gully- und Sumpfüberwachung des Leckageerkennungssystems XM und durch die Füllstandsüberwachung in den Sümpfen durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ bemerkt werden. Die genaue Ermittlung des Leckageortes muß vor Ort erfolgen.

Als Gegenmaßnahmen sind die Abschaltung der Feuerlöschwasserpumpen und je nach Lage des Lecks die Absperrung des defekten Teilstranges oder die manuelle Absperrung beider Zulaufleitungen zum Reaktorgebäude möglich.

Die bis zur Absperrung im Ringraum anfallenden Leckmengen laufen, sofern sie in den Raumbereichen mit Gullys anfallen, über das Gullysystem in den zugeordneten Sumpf, oder sie laufen über Flure und Treppenhäuser in tiefere Geschosse und sammeln sich schließlich in den entsprechenden Sümpfen im Ringraum auf Kote -8,30 m. Bei den möglichen Leckmengen sowie den Entdeckungsmöglichkeiten besteht ausreichend Zeit für entsprechende Gegen-

maßnahmen, bevor sicherheitstechnisch wichtige Komponenten in den Redundanzen 2 und 3 bzw. im Schnellabschaltbereich überflutet werden.

Bezüglich einer möglichen Fehlauslösung der Sprühwasserlöschanlagen ist zu berücksichtigen, daß sie nach ca. 10 Minuten über ein Zeitglied automatisch abgeschaltet werden. Ein erneutes Auslösen für den betreffenden Löschbereich ist erst nach Freischalten vor Ort möglich.

Das Feuerlöschwassersystem bzw. die Sprühwasserlöschanlagen sind deshalb hinsichtlich einer Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten nicht von Bedeutung.

- **Nukleares Nebenkühlwassersystem VE**

Das Nukleare Nebenkühlwassersystem ist entsprechend dem Aufbau der Nachkühlkette dreisträngig aufgebaut. Aber nur die Stränge VE20 und VE30 führen in den Ringraum zu den entsprechenden nuklearen Zwischenkühlern. Der Strang VE10 führt ins nukleare Betriebsgebäude, wo sich der Zwischenkühler der Redundanz 1 befindet; somit ist eine Überflutung dieser Redundanz durch ein Leck im Strang VE10 ausgeschlossen. Die Stränge VE20 und VE30 werden im folgenden wegen ihres ähnlichen Aufbaus zusammenfassend behandelt.

- ♦ Leckmöglichkeiten:

- Rohrleitungsbruch
- Ansprechen Sicherheitsventil
- Nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen
- Behälterversagen (Sieb Taprogge-Anlage)

- ♦ Betriebliche Durchfluß- bzw. mögliche Leckmengen:

- Fördermenge der nuklearen Nebenkühlwasserpumpe ca. 3.500 m³/h
- betriebliche Durchflußmenge in der Nebenkühlwasserleitung (DN 700) ca. 3.700 m³/h

- Mögliche Leckmenge bei einem 2F-Bruch einer Leitung NW700 unter konservativen Annahmen ca. 80 m³/min

- ◆ Entdeckungsmöglichkeiten:

KMA- und RMA-Meldungen zur Überwachung der Zwischen- und Pumpensümpfe in den Redundanzen 2 und 3 durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ, durch das Leckage-Erkennungssystem XM sowie durch die Füllstandsmessung in den Nachkühlräumen durch das Nachkühlsystem TH. Bei den Meldungen handelt es sich teilweise um Gefahrenmeldungen der Klasse 1 bzw. der Klasse S. Bei weiterem Füllstandsanstieg erfolgt die betriebliche Schutzabschaltung.

- ◆ Bewertung:

Komponenten der Stränge VE20 und VE30 des Nuklearen Nebenkühlwassersystems sowie die entsprechenden Kühler des Nuklearen Zwischenkühlsystems befinden sich jeweils im unteren Bereich des Ringraumes (- 8,30 m bis ca. 0,00 m) in den Bereichen der Redundanzen 2 und 3. Die räumliche Anordnung der Stränge VE20 und VE30 in dem jeweiligen Redundanzbereich ist unterschiedlich.

Generell sind die einzelnen Redundanzbereiche sowie der Schnellabschaltbereich gegeneinander bautechnisch bis zur Kote $\pm 0,00$ m abgeschottet, so daß bis zu dieser Höhe bei möglichen Überflutungen kein Wasser von einer Redundanz zur Nachbarredundanz bzw. in den Schnellabschaltbereich überlaufen kann. In den jeweiligen Redundanzen sind einzelne Raumbereiche (z. B. Nachkühlräume) bis zur Kote - 3,50 m gegeneinander abgeschottet. Das Raumvolumen des Redundanzbereiches 2 wird in /KWU 83a/ mit 1.370 m³ angegeben; das Raumvolumen des Redundanzbereiches 3 beträgt nach einer Abschätzung ca. 1.500 m³.

Mögliche Leckagen in den jeweiligen Strängen des Nuklearen Nachkühlsystems, die zur Überflutung des betroffenen Redundanzbereiches führen, können durch Meldungen des Gebäudeentwässerungssystems TZ, des Leckage-Erkennungssystems XM sowie durch die Füllstandsmessung TH in den jeweiligen Nachkühlräumen erkannt werden.

Für den Redundanzbereich 2 gibt es einen Zwischensumpf (B0118) im Raum der Nachkühler und einen Sumpf mit Pumpe (B0124) im Flurbereich vor den Nachkühlräumen. Der Zwischensumpf ist mit dem Pumpensumpf durch eine Rohrleitung verbunden, die im Betrieb aber geschlossen ist und nur bei Wasseranfall von Hand vor Ort geöffnet wird.

Für den Redundanzbereich 3 gibt es 4 Sümpfe:

- Sumpf B0181 mit Pumpe im Bereich des Rohrkanals
- Zwischensumpf B0184 im Raum der Nachkühler
- Sumpf B0186 mit Pumpe im Flurbereich vor den Nachkühlräumen. Der Zwischensumpf ist mit dem Pumpensumpf durch eine Rohrleitung verbunden, die im Betrieb aber geschlossen ist und nur bei Wasseranfall von Hand vor Ort geöffnet wird.
- Sumpf B0170 mit Pumpe im Bereich der Anlagenabsaugung

Ein Überlaufen der jeweiligen Sümpfe in den Nachkühlräumen wird durch die zweikanalig aufgebaute Füllstandsmessung erfaßt. Diese Messung ist als 2v2-Analogmessung mit Funktionsprüfung in Schutzart 4 ausgeführt /KWU 83b/. Bei einem Füllstand von - 8,30 m (Sumpfoberkante) erfolgt eine Sicherheitsgefahrenmeldung der Klasse S. Die Meldung ist redundant und entspricht der KTA-Regel 3501. Im BHB sind die zu treffenden Maßnahmen und die zu beachtenden Randbedingungen festgelegt. Außer bei scharfer Reaktorschutz-Anforderung erfolgen bei einem weiteren Anstieg des Füllstandes bei - 7,80 m (0,50 m über der Sicherheitsgefahrenmeldung) folgende automatische Maßnahmen in der betroffenen Redundanz:

- Die Pumpen des Nuklearen Nebenkühlwassersystems, des Nuklearen Zwischenkühlsystems sowie die Niederdruck- und Hochdruck-Pumpe des Nachkühlsystems werden betrieblich abgeschaltet.
- Die im Wasserbereich der Kondensationskammer liegenden Leitungen werden redundant abgesperrt. (Schließen der Schieber TH20 S101/102/203/ 204 bzw. TH30 S101/102/203/204)

Bei erfolgreicher Durchführung dieser Maßnahmen bleibt die Überflutung auf den betroffenen Redundanzbereich beschränkt. Dies gilt auch für den Fall, daß nach erfolgreicher Durchführung der oben aufgeführten Maßnahmen aufgrund der Lage des Lecks im jeweiligen Nebenkühlwasserstrang durch Saugheberwirkung weiterhin Wasser in den Redundanzbereich ausströmt und es nicht gelingt, den jeweiligen Absperrschieber in der Saugleitung der Nebenkühlwasserpumpe von Hand zu schließen. Bei den der Auslegung zugrundeliegenden Pegeln für die Donau bzw. im Einlaufkanal (Normalwasserstand 429,62 m über N.N.; höchstes Hochwasser 1926: 432,87 m; 1000jähriges Hochwasser 433,50 m) und der baulichen Anordnung des Reaktorgebäudes (Schottung der Bereiche im Ringraum bis $\pm 0,00$ m = 433 m) wird es in diesem Fall zu einem Niveauausgleich unterhalb der Kote $\pm 0,00$ m zwischen dem Wasserstand im Einlaufkanal und dem Wasserstand in dem betroffenen Redundanzbereich kommen. Ein gleichzeitiges Eintreten der Ereignisse Leck im Nebenkühlwassersystem und 1000jähriges Hochwasser wird nicht unterstellt. Bei der Überflutung nur eines Redundanzbereiches ist eine Gefährdung der Nachwärmeabfuhr sowie der Schnellabschaltung somit nicht gegeben.

Sollte es der Betriebsmannschaft trotz der anstehenden Warnmeldungen nicht gelingen, die Leckagen zu stoppen und sollten die oben aufgeführten Maßnahmen nicht erfolgen, so wäre z. B. bei einem Rohrleitungsbruch der Nebenkühlwasserleitung wegen der großen Fördermenge der Nebenkühlwasserpumpe der betroffene Redundanzbereich nach ca. 20 Minuten völlig überflutet und es käme zum Überströmen von Wasser in den benachbarten Redundanzbereich 1 und/oder in den Schnellabschaltbereich. Die Eintrittshäufigkeit eines solchen Ereignisses wird unter Berücksichtigung der Auslegung des Systems, des Aufbaus und der Qualität der vorgesehenen Meldungen, der vorgesehenen automatischen Maßnahmen sowie der möglichen Gegenmaßnahmen der Betriebsmannschaft zur Unterbrechung der Leckbespeisung mit $< 1\bar{0}/a$ abgeschätzt.

- **Zwischenkühlsystem VJ**

Das Zwischenkühlsystem ist ein geschlossenes und für beide Kraftwerksblöcke gemeinsames System mit einem Kühlwasserinhalt von ca. 570 m³ /MEY 83/. Das System versorgt im Ringraum Kühlstellen in folgenden Systemen:

- Lüftungsanlagen TL

- BE-Beckenkühlsystem TM
- Anlagen- und Leckabsaugesystem TX01, TX51, TX52
- H₂-Abbau-, H₂-Überwachungssystem XP92, XP93
- Kühlmittelumwälzsystem (Ölkühler Hauptkühlmittelpumpen) YU

Die jeweiligen Zu- und Rücklaufleitungen des Systems kommen vom Reaktorhilfsanlagengebäude an zwei Stellen in den Ringraum: Raum B0287 (Leitungsdurchmesser NW600) und Raum B0167 (Leitungsdurchmesser NW250). Von der Leitung NW250 zweigt eine Leitung ab in den Sicherheitsbehälter zur Versorgung der dortigen Kühlstellen (Kühlmittelentnahme- bzw. Rückführungspumpen TA und Hauptkühlmittelpumpen YU).

- ◆ Leckmöglichkeiten:
 - Rohrleitungsbruch
 - Nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen
- ◆ Betriebliche Durchfluß- bzw. mögliche Leckmengen:
 - Fördermenge der Pumpe des Zwischenkühlsystems ca. 3.500 m³/h
 - Gesamtes Inventar des Zwischenkühlsystems ca. 570 m³ /MEY 83/
 - Auslegungsmäßig mögliche Durchflußmenge in der Zu- bzw. Rücklaufleitung NW 600 ca. 1.730 m³/h
 - Auslegungsmäßig mögliche Durchflußmenge in der Zu- bzw. Rücklaufleitung NW250 ca. 230 m³/h
 - Nachspeisemöglichkeit aus dem Deionatversorgungssystem durch automatisches diskontinuierliches Einspeisen von Deionat in die Hochbehälter 20/30 VJ 10 B001
- ◆ Entdeckungsmöglichkeiten:
 - Leckageüberwachung über die Deionatzuspeisung an den Hochbehältern durch die KMA-Meldungen "Füllstand Hochbehälter 2 B tief < 0,75 m" sowie

"Füllstand Hochbehälter 3 B tief < 0,75 m" und durch die entsprechenden RMA-Meldungen

- Gully- und Sumpfüberwachung durch das Leckage-Erkennungssystem XM
- Füllstandsüberwachung der Sumpfe durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ

◆ Bewertung:

Das Zwischenkühlsystem versorgt im Ringraum eine Vielzahl von Kühlstellen in mehreren Systemen und ist deshalb innerhalb des Ringraumes weit verzweigt (von Kote - 8,30 m bis + 40,50 m). Leckagen können deshalb bei Versagen der Integrität des Systems in den verschiedensten Bereichen auftreten. Da der gesamte Kühlwasserinhalt des Systems nur ca. 570 m³ beträgt, ist die unmittelbare maximal mögliche Leckagemenge begrenzt (Nachspeisung in die Hochbehälter aus dem Deionatversorgungssystem ist gering und kann vernachlässigt werden). In Abhängigkeit von der Nennweite der jeweiligen Rohrleitungsabschnitte des Systems (DN 10 bis DN 600) kann diese Wassermenge bei einem unterstellten 2 F-Bruch in Rohrleitungen größer NW100 nach groben Abschätzungen auf der Basis von Angaben in /MEY 83/ in wenigen Minuten vollständig ausströmen.

Mögliche kleinere Leckagen können zum einen über KMA- und RMA-Meldungen aufgrund der Meldung "Füllstand tief" in den Hochbehältern bemerkt werden. Das Öffnen der Deionatzuspeisung wird im Betriebsprotokoll des Prozeßrechners aufgenommen. Über das Registrieren der Zeitspannen zwischen den einzelnen Zuspeisungen kann auf die Größe eines Lecks geschlossen werden. Weiterhin können mögliche Leckagen je nach Lage des Lecks durch die Gully- und Sumpfüberwachung des Leckage-Erkennungssystems XM und durch die Füllstandsüberwachung in den Sumpfen durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ bemerkt werden. Die genaue Ermittlung der Leckagestelle muß vor Ort erfolgen.

Als Gegenmaßnahme ist je nach Lage des Lecks die manuelle Absperrung des defekten Teilstranges möglich. Die im Reaktorgebäude außerhalb des Sicherheitsbehälters anfallenden Leckmengen laufen, sofern sie in den Raumbereichen mit Gullys anfallen, über das Gullysystem in den zugeordneten Sumpf oder über Flure und Treppenhäuser in tiefere Geschosse und sammeln sich schließlich in den entsprechenden Sumpfen im

Ringraum oder fallen direkt im unteren Bereich des Ringraumes an. Bezüglich der einzelnen Raumbereiche (Redundanzen) ergibt sich folgende Bewertung:

Redundanzbereich 2: Fällt das gesamte Kühlwasser im Raumbereich vor den Nachkühlräumen (Volumen bis - 3,50 m ca. 390 m³) an, so würde das Wasser in die Nachkühlräume überströmen. Das gesamte Volumen des Redundanzbereiches 2 beträgt ca. 1.370 m³ /KWU 83a/, so daß insgesamt durch das Wasser nur die eine Redundanz betroffen ist.

Schnellabschaltbereich: Das Volumen der Räume der Schnellabschalttanks mit dem vorgelagerten Ringraum beträgt bis zur Kote \pm 0,00 m ca. 2.000 m³/MEY 83/, so daß insgesamt durch das ausströmende Wasser nur der Schnellabschaltbereich betroffen ist.

Bereich des Rohrkanals: Dieser Bereich mit einem Volumen von ca. 170 m³ bis zur Kote - 3,50 m gehört zur Redundanz 3. Durch den Bereich führt die Zwischenkühl-systemleitung DN 250, die u. a. die Kühlstellen im Sicherheitsbehälter versorgt. Fällt das gesamte Kühlwasser in diesem Raumbereich an, so würden nach Überschreiten der Kote - 3,50 m ca. 400 m³ Wasser in den Ringraum vor den Nachkühlräumen der Redundanz 3 (Volumen bis Kote - 3,50 m ca. 620 m³) überlaufen. Der Bereich des Rohrkanals wäre bis zur Kote - 3,50 m völlig überflutet.

Redundanzbereich 3 (ohne Bereich des Rohrkanals): Durch diesen Bereich führt die Zwischenkühl-systemleitung NW600. Das Volumen des Ringraumes vor den Nachkühlräumen beträgt bis zur Kote - 3,50 m ca. 620 m³ /MEY 83/. Fällt das gesamte Kühlwasser in diesem Raumbereich an, so würden die Nachkühlräume TH30 nicht betroffen und stünden für eine evtl. Nachkühlung zur Verfügung. Die Wasserstandshöhe für eine Wassermenge von ca. 570 m³ reicht in Anlehnung an die Ausführungen in /MEY 83/ bis ca. Kote - 3,70 m, d. h. die Neutronenfluß-Anfahrbereichsdetektoren auf Kote - 7,20 m werden überflutet. In diesem Fall ist aber davon auszugehen, daß diejenigen im Raumbereich der Schnellabschalttanks und der Redundanz 2 integer bleiben.

Das Zwischenkühl-system ist deshalb hinsichtlich einer möglichen Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten nicht von Bedeutung.

- **Schnellabschaltsystem YT**

Das Schnellabschaltsystem hat die Aufgabe, bei Störfällen den Reaktor aus jedem Betriebszustand heraus durch Einschießen der Steuerstäbe schnell unterkritisch zu machen, d. h. das Schnellabschaltsystem muß das erforderliche Wasser und die erforderliche Energie für das hydraulische Einschießen der Steuerstäbe zur Verfügung stellen.

- ♦ Leckmöglichkeiten:

- Rohrleitungsbruch
- Behälterversagen
- Nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen

- ♦ Mögliche Durchfluß- bzw. Leckmengen:

- Fördermenge einer Speisepumpe des Schnellabschaltsystems für die Kühl- und Spülwasserversorgung der Steuerstabantriebe im Normalbetrieb ca. $13 \text{ m}^3/\text{h}$
- Fördermenge einer Speisepumpe des Schnellabschaltsystems für die Kühl- und Spülwasserversorgung der Steuerstabantriebe sowie für die Auffüllung der Schnellabschalttanks im Auffüllbetrieb ca. $50 \text{ m}^3/\text{h}$
- Wasservolumen je Schnellabschalttank $3,92 \text{ m}^3$
- Bei Versagen einer Tanksammelleitung und gleichzeitiger Fehlanregung der Schnellöffnungsventile kann im ungünstigsten Fall das Wasservolumen von 3 Schnellabschalttanks (ca. 12 m^3) ausströmen.
- Bezüglich des Kühl- und Spülbetriebs durch die Speisepumpen des Schnellabschaltsystems besteht die Nachspeisemöglichkeit aus dem Kondensatvorratsbehälter mit ca. 120 m^3 Wasservolumen.

- ♦ Entdeckungsmöglichkeiten:

- Füllstands- und Drucküberwachung der Schnellabschalttanks mit entsprechenden KMA- und RMA-Meldungen

- Gully- und Sumpfüberwachung durch das Leckage-Erkennungssystem XM
- Füllstandsüberwachung des Sumpfes durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ

◆ Bewertung:

Das Schnellabschaltsystem als aktive Sicherheitseinrichtung zur Schnellabschaltung des Reaktors ist mit einem Teil seiner Komponenten im unteren Ringraum angeordnet. Der Schnellabschaltbereich ist bautechnisch bis zur Kote $\pm 0,00$ m gegenüber den Nachkühlsystemen in den Redundanzen 2 und 3 abgeschottet. Das Raumvolumen des Schnellabschaltbereiches wird mit ca. 2.000 m³ angegeben /MEY 83/. Die möglichen Leckagemengen bei Versagen der Integrität des Systems sind gering; die betriebliche Fördermenge der Speisepumpe des Schnellabschaltsystems beträgt für die Kühl- und Spülwasserversorgung der Steuerstabantriebe im Normalbetrieb ca. 13 m³/h und im Auffüllbetrieb zur Auffüllung der Tanks ca. 50 m³/h. Das Wasservolumen eines Schnellabschalttanks beträgt ca. 4 m³.

Mögliche Leckagen können über die Füllstands- und Drucküberwachung der Schnellabschalttanks, über die Gully- und Sumpfüberwachung durch das Leckage-Erkennungssystem XM sowie über die Füllstandsüberwachung der Sumpfe durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ bemerkt und lokalisiert werden. Bei einem Leck in der Füll- und Spülleitung ist als Gegenmaßnahme die Absperrung der Leitung im Maschinenhaus bzw. je nach Lage des Lecks die Absperrung des defekten Teilstranges im Ringraum möglich.

Die bis zur Absperrung anfallenden Leckmengen laufen, sofern sie in den Raumbereichen mit Gullys anfallen, über das Gullysystem in den zugeordneten Sumpf oder sammeln sich direkt in dem entsprechenden Sumpf. Bei den möglichen Leckmengen - auch unter Berücksichtigung der Nachspeisemöglichkeit aus dem Kondensatvorratsbehälter - sowie den Entdeckungsmöglichkeiten besteht ausreichend Zeit für entsprechende Gegenmaßnahmen, bevor sicherheitstechnische Komponenten im Schnellabschaltbereich bzw. im Rohrkanal im Bereich der Redundanz 3 überflutet werden.

Das Schnellabschaltsystem ist deshalb hinsichtlich einer Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten nicht von Bedeutung.

5.1.1.3 Andere Gebäude

■ Reaktorhilfsanlagengebäude (C)

Im Reaktorhilfsanlagengebäude befinden sich die nuklearen Hilfsanlagen, die von beiden Kraftwerkblöcken gemeinsam genutzt werden. Dazu gehören u. a. das Kühlmittelaufbereitungssystem TD, das Abwasseraufbereitungssystem TR, das Konzentratsystem TT und das Abgassystem TS. Weiterhin führen durch das Reaktorhilfsanlagengebäude (vorwiegend im unteren Bereich) Rohrleitungen wasserführender Systeme, wie z. B. Hauptkondensatsystem RM (NW200), Kaltwassersystem UF (NW300), Zwischenkühlsystem VJ (NW250 bzw. NW600). Bei Versagen der Integrität der wasserführenden Systeme (z. B. durch Rohrleitungsbruch, Behälterversagen) kann es zum Wasseraustritt in den verschiedensten Bereichen kommen.

In geschlossenen Raumbereichen sind höhere Wasserstände bei entsprechenden Leckmengen und verzögerter Entdeckung nicht völlig auszuschließen. Im Bereich des Rohrkanals auf Kote - 8,30 m würden sich dagegen, z. B. bei einem Bruch einer Leitung, die ausströmenden Leckmengen über den gesamten Bereich des Rohrkanals ausbreiten können, ohne daß irgendwelche anderen Komponenten überflutet werden. Mögliche Leckagen im unteren Bereich des Reaktorhilfsanlagengebäudes können je nach Lage des Lecks durch die Füllstandsmessung in sieben Sümpfen durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ bemerkt werden (Signal auf RMA). Die genaue Ermittlung der Leckagestelle muß vor Ort erfolgen.

Generell haben mögliche Ausfälle von Komponenten bzw. Systemen aufgrund von größeren Leckmengen nur betriebliche Auswirkungen, und die nukleare Sicherheit der Anlage ist nicht gefährdet.

■ Nukleares Betriebsgebäude (D)

Im nuklearen Betriebsgebäude befinden sich neben den nuklearen Zwischenkühlsystemsträngen TF 10 der Kraftwerksblöcke B und C eine Vielzahl von Einrichtungen und Anlagen, die von beiden Blöcken gemeinsam genutzt werden. Dazu gehören u.a. die Dekontaminationsanlagen, Heizungsanlagen, der Hygiene-Flur bzw. Kontrollbereichseingang, die Abfalllager für feste radioaktive Abfälle sowie die Ab- und Zuluftanlagen.

Weiterhin sind die Rohrleitungsbrücken für die Speisewasser- und Frischdampfleitungen baulich in das Nukleare Betriebsgebäude integriert. Bei einem unterstellten Bruch einer Speisewasserleitung kann das Überströmen von Speisewasser aus dem entsprechenden Rohrkanal der jeweiligen Rohrbrücke in das übrige Nukleare Betriebsgebäude aufgrund der baulichen Gestaltung und Ausführung ausgeschlossen werden.

Bei Versagen der Integrität der wasserführenden Systeme (z. B. durch Rohrbruch, Behälterversagen) kann es zum Wasseraustritt in den verschiedensten Bereichen kommen. In geschlossenen Raumbereichen sind höhere Wasserstände bei entsprechenden Leckmengen (z. B. bei einem Bruch der Nebenkühlwasserleitung VE; Fördermenge der Pumpe aufgrund grober Abschätzung ca. 4.000 m³/h) und verzögerter Entdeckung nicht völlig auszuschließen. Im Bereich des Rohrkanals auf Kote - 8,30 m würden sich dagegen die ausströmenden Leckmengen, z. B. bei einem Bruch einer Leitung, über den gesamten Bereich des Rohrkanals ausbreiten können, ohne das irgendwelche anderen Komponenten überflutet werden. Mögliche Leckagen im unteren Bereich des Nuklearen Betriebsgebäudes können je nach Lage des Lecks durch die Füllstandsmessung in bestimmten Sümpfen durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ bemerkt werden (KMA- und RMA-Meldungen). Die genaue Ermittlung der Leckagestelle muß vor Ort erfolgen.

Generell haben mögliche Ausfälle von Komponenten bzw. Systemen aufgrund von größeren Leckmengen im Nuklearen Betriebsgebäude nur betriebliche Auswirkungen. Eine Überflutung des nuklearen Betriebsgebäudes ist sicherheitstechnisch nicht von Bedeutung.

■ **Maschinenhaus (2F)**

Im Maschinenhaus mit den Komponenten des Speisewasser-Dampf-Kreislaufes und einer Vielzahl von zugeordneten sowie sonstigen wasserführenden Systemen (z. B. Zwischenkühlsystem VJ, Nebenkühlwassersystem VF) kann es bei Versagen der Integrität eines Systems (z. B. Rohrleitungsbruch, Behälterversagen, nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen) zum Wasseraustritt in den verschiedensten Bereichen kommen. Die in den Systemen vorhandenen Wassermengen bzw. die von einzelnen Pumpen geförderten Wassermengen, die z. B. beim Bruch einer Rohrleitung austreten können, sind sehr unterschiedlich. Die größten

Wassermengen werden von den Hauptkühlwasserpumpen VC (53.000 m³/h je Pumpe), den Hauptkondensatpumpen RM (ca. 2.390 m³/h je Pumpe) und den Hauptspeisewasserpumpen RL (3.730 m³/h je Pumpe) gefördert.

Bei der räumlichen Größe (Länge ca. 90 m, Breite ca. 49 m) und der baulichen Gestaltung des Maschinenhauses werden sich mögliche Leckmengen oberhalb der Ebene - 6,00 m in den meisten Fällen so im Maschinenhaus verteilen, daß es zu keinen nennenswerten Wasserständen kommt. In geschlossenen Raumbereichen mit besonderen Komponenten sind höhere Wasserstände bei entsprechenden Leckmengen und verzögerter Entdeckung nicht auszuschließen. Mögliche Ausfälle von Komponenten bzw. Systemen haben nur betriebliche Auswirkungen und führen nicht zu sicherheitstechnisch ernsthaften Störungen des Anlagenbetriebes.

Unterhalb der Ebene - 6,00 m gibt es mehrere Bereiche, in denen sich aufgrund der baulichen Gestaltung größere Leckmengen sammeln können und in denen es dann auch zu Überflutungen von Komponenten kommen kann. Folgende Raumbereiche sind zu nennen: Hauptkondensat-Pumpenanlage, Kondensatreinigungsanlage, Öl- und Steuerflüssigkeitsentleerungsanlage, Hauptkühlwasserleitungen und verschiedene Kabelkanäle.

Mögliche Leckagen im Maschinenhaus können je nach Lage des Lecks durch die Sumpf-, Umluftkondensat- und Temperaturüberwachung des Leckage-Erkennungssystems XM sowie durch die Füllstandsmessung in drei Sümpfen durch das Gebäudeentwässerungssystem TZ bemerkt werden. Die genaue Ermittlung des Leckageortes muß vor Ort erfolgen.

Im Bereich der Hauptkondensat-Pumpenanlage mit einer Grundfläche von ca. 230 m² ist bei einem größeren Wasseranfall eine Überflutung der Pumpen nicht auszuschließen. Die Antriebe der Pumpen sind oberhalb - 6,00 m angeordnet und damit nicht gefährdet. Durch die Überflutung der drei Hauptkondensatpumpen, könnte es dann zum Ausfall der Hauptwärmesenke kommen, die kurzfristig zu RESA und TUSA führt. Der mögliche Ausfall der Hauptkondensatförderung hat nur betriebliche Auswirkungen, da der Ausfall der Hauptwärmesenke eine Transiente darstellt, für die die Anlage ausgelegt ist.

Eine Überflutung des Maschinenhauses ist sicherheitstechnisch nicht von Bedeutung.

■ Schaltanlagegebäude (2E)

Im Schaltanlagegebäude gibt es folgende wasserführenden Anlagen bzw. Systeme:

- Sprühwasserlöschanlagen UX mit Anschluß an das Feuerlöschwassersystem UJ
- Kaltwasserversorgungssystem UF zur Versorgung für die Klima- und Lüftungsanlagen UV
- Nebenkühlwassersystem VE10 zur Versorgung der Lüftungsanlagen UV
- Deionatversorgungssystem UD1 zum Nachfüllen der Batterien (Zapfstellen)
- Sanitäre Wasserversorgung

Bei Versagen der Integrität der o. a. Anlagen bzw. Systeme sowie bei Fehlauflösung der Sprühwasserlöschanlagen kann es zum Wasseraustritt in verschiedenen Bereichen des Gebäudes kommen. Generell ist davon auszugehen, daß das austretende Wasser - sofern es nicht kurzfristig bemerkt wird - ins Teilgeschoß auf der Ebene - 7,50 m läuft. Dort sammelt sich das Wasser zunächst im Pumpensumpf, der an das Gebäudeentwässerungssystem UL für den konventionellen Bereich angeschlossen ist. Bei zu großem Wasseranfall sind Überflutungen von Kabelkanälen, Kabelböden und Rohrkanälen nicht vollständig auszuschließen. Mögliche Überflutungen können durch das Gebäudeentwässerungssystem UL bemerkt werden (RMA- Meldung).

Die Sprühwasserlöschanlagen werden vom notstromgesicherten Feuerlöschwassersystem UJ mit mechanisch gereinigtem Donauwasser versorgt. In die Ringleitung des Feuerlöschwassernetzes sind Abzweige eingebaut, die die Ventilstationen direkt mit Feuerlöschwasser versorgen. Die Auslösung der Sprühwasserlöschanlagen erfolgt je nach Situation von der Warte oder vor Ort, nachdem die Brandmeldeanlage einen Brandfall lokalisiert hat und eine Anzeige auf der Brandmeldetafel erfolgt ist.

Die Wasserbeaufschlagung in den Kabelkanälen durch die Sprühwasserlöschanlagen beträgt 8-10 mm/min. Um die anfallende Wassermenge zu begrenzen, werden die automatisch auslösenden Sprühwasserlöschanlagen nach ca. 10 Minuten über ein Zeitglied automatisch abgeschaltet. Ein erneutes Auslösen für den betreffenden Löschbereich ist erst nach Freischalten vor Ort möglich.

Das Kaltwassersystem UF versorgt die Kühler der Umluftanlagen Scheibe I, II, III und IV, die Kühler der Außenluftanlage sowie die Kühler der Klimaanlage (alle auf Ebene + 18,90 m) mit Kaltwasser. Die Nennweite der Rohrleitungen beträgt maximal NW250. Das gesamte Wasservolumen des Kaltwassersystems beträgt ca. 600 m³ /KGB 84/; die betriebliche Fördermenge einer Kaltwasserumwälzpumpe beträgt 615 m³/h.

Im wesentlichen können Wasserleckagen und Überflutungen im Schaltanlagengebäude bei defekten Kabelisolierungen zu Kurzschlüssen führen, die den Ausfall von Komponenten bzw. Systemen verursachen. Ernsthafte Störungen des Anlagenbetriebes sind aber dadurch nicht zu erwarten; das Abfahren der Anlage, das Unterkritischhalten des Reaktors und die Abfuhr der Nachwärme sind durch die gesicherten und redundanten Sicherheitssysteme gewährleistet.

Eine Überflutung des Schaltanlagengebäudes ist deshalb von sicherheitstechnisch untergeordneter Bedeutung.

■ **Notstromdieselgebäude (K.4/K.6)**

Bei der Doppelblockanlage wird bei den Dieselaggregaten zwischen den Redundanzdieseln und den Verfügbarkeitsdieseln unterschieden. Die Redundanzdiesel für die geschützten Redundanzen 2 und 3 sind in den Notstromdieselgebäuden K.4 und K.6 in baulich getrennten Bereichen aufgestellt. Die beiden Dieselgebäude sind baulich in das Lager- bzw. Werkstattgebäude integriert; sie werden an drei Seiten von diesen umschlossen. In den Notstromdieselgebäuden gibt es Teilstränge folgender wasserführender Systeme:

- Nebenkühlwassersysteme VE20 bzw. VE30 (zur Versorgung des jeweiligen Wasserkühlers im internen Kühlwasserkreislauf des entsprechenden Diesels sowie der jeweiligen Raumluftkühler UV)
- Kaltwassersystem UF (zur Versorgung der Raumluftkühler UV)
- Feuerlöschwassersystem UJ

Bei Versagen der Integrität der wasserführenden Systeme (z. B. durch Rohrbruch, Versagen eines Sicherheitsventils, nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen) kann es zum Wasseraustritt in den verschiedensten Bereichen

einer Redundanz (z. B. Rohrkeller, Bereiche der Raumluftkühler, Treppenhaus) kommen. Die mögliche Leckmenge bei einem Rohrleitungsbruch einer Leitung des Kaltwassersystems beträgt nach /MEY 83/ ca. 120 m³. Die auslegungsgemäße Durchflußmenge einer Zu- bzw. Rücklaufleitung (DN 200) des Nebenkühlwassersystems beträgt 180 l/min. Mögliche Überflutungen können durch das konventionelle Gebäudeentwässerungssystem UL bemerkt werden (KMA- und RMA- Meldungen).

Aufgrund der baulichen Gestaltung der einzelnen Redundanzbereiche in den Notstromdieselgebäuden bleiben Überflutungen auf die betroffene Redundanz begrenzt bzw. betreffen in keiner Weise die andere geschützte Redundanz in dem anderen Notstromdieselgebäude. Aus sicherheitstechnischer Sicht ist die Überflutung einer Dieselredundanz nicht von Bedeutung.

■ **Notstromdiesel- und Kältemaschinengebäude (2K.0)**

Im Notstromdiesel- und Kältemaschinengebäude 2 K.0 sind das Notstrom-Dieselaggregat für die Redundanz 1 und die beiden Verfügbarkeitsdieselaggregate 20GY80/20GY90 aufgestellt. Weiterhin stehen in dem Gebäude vier Kältemaschinen. In dem Gebäude gibt es Teilstränge folgender wasserführender Systeme:

- Nebenkühlwassersystem VE 10 (zur Versorgung des Wasserkühlers im internen Kühlwasserkreislauf des Notstromdieselaggregates 21GY10)
- Nebenkühlwassersystem VF bzw. VM (zur Versorgung von Kühlstellen an den Notstromdieselaggregaten 20GY80/20GY90 sowie an den Kältemaschinen)
- Kaltwassersystem UF
- Deionatsystem UD1 (zur Versorgung des Kaltwassersystems UF sowie der Dosiereinrichtungen UH)
- Feuerlöschwassersystem UJ

Bei Versagen der Integrität der wasserführenden Systeme (z. B. durch Rohrbruch, Versagen eines Sicherheitsventils, nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen) kann es zum Wasseraustritt in den verschiedensten Bereichen des Gebäudes kommen (z. B. Räume für Kühler und Rohrleitungen, Pumpen und Behälterraum, Rohrkanal). Die möglichen Leckmengen, z. B. bei einem

Rohrleitungsbruch, werden bestimmt durch die in den Systemen geförderten Wassermengen. Die auslegungsgemäße Durchflußmenge einer Nebenkühlwasserleitung VE (DN250) beträgt 237 m³/h, die einer Nebenkühlwasserleitung VF (NW600) beträgt 1.516 m³/h. Mögliche Überflutungen können durch das konventionelle Gebäudeentwässerungssystem UL bemerkt werden (KMA- und RMA-Meldungen).

Aufgrund der baulichen Gestaltung des Gebäudes 2 K.0 bleiben Überflutungen je nach Lage des Lecks entweder auf den Bereich des Notstromdieselaggregates der Redundanz 1 oder auf den Bereich der Verfügbarkeitsdieselaggregate oder den Bereich der Kältemaschinen begrenzt. Bei einer Überflutung von Raumbereichen des Notstromdiesel- und Kältemaschinengebäudes ist keine Gefährdung der nuklearen Sicherheit gegeben.

■ **Nebenkühlwasserpumpenbauwerke (M.4/M.5/M.7)**

Für die Versorgung der Kraftwerksanlage mit Nebenkühlwasser sind drei getrennte Bauwerke am Einlaufkanal vorhanden. In den Bauwerken M.5 und M.7 sind die EVA-geschützten Nebenkühlwasserpumpen VE für die Nachkühlsysteme der Redundanz 2 und 3 beider Blöcke aufgestellt. Im Bauwerk M.4 sind die Nebenkühlwasserpumpen VE für das Nachkühlsystem der Redundanz 1 beider Blöcke sowie weitere Pumpen für das konventionelle Nebenkühlwassersystem VM (4 Pumpen), für das Feuerlöschwassersystem UJ (2 Pumpen) sowie für die Kühlturmzusatzwasserversorgung UE (3 Pumpen) aufgestellt. Bei Versagen der Integrität eines der entsprechenden Systeme (z. B. durch Rohrbruch, nicht verschlossene Öffnungen nach Instandhaltungsmaßnahmen) kann es in dem jeweiligen Gebäude zu Überflutungen von Raumbereichen kommen. Aufgrund der baulichen Gestaltung der Pumpenräume in den Gebäuden M.5 und M.7 sowie bei der maximalen Fördermenge einer Nebenkühlwasserpumpe von ca. 4.000 m³/h ist bei einem Rohrleitungsbruch die Überflutung der beiden Nebenkühlwasserpumpen VE in jeweils einem Gebäude nicht auszuschließen.

Mögliche Überflutungen können in jedem der drei Gebäude durch das konventionelle Gebäudeentwässerungssystem UL bemerkt werden (KMA- und RMA-Meldungen).

Generell haben mögliche Ausfälle von einzelnen Pumpen in den jeweiligen Gebäuden aufgrund einer Überflutung nur betriebliche Auswirkungen. Durch die räumlich getrennte Anordnung der einzelnen nuklearen Nebenkühlwasserpumpen VE in den drei Gebäuden M.4, M.5 und M.7 kann bei einer Überflutung höchstens eine Redundanz ausfallen. Deshalb kommt es somit nicht zu einer Gefährdung der nuklearen Sicherheit der Anlage.

5.1.1.4 Zusammenfassung

Überflutungen in Kernkraftwerken können, wie die Untersuchungen zur Deutschen Risikostudie, Phase B zeigen, eine sicherheitstechnische Bedeutung haben, weil durch sie Transienten als einleitende Ereignisse ausgelöst werden können und durch sie auch die zur Störfallbeherrschung notwendigen Systeme in ihrer Funktion beeinträchtigt sein können.

Für die Referenzanlage Kernkraftwerk Gundremmingen Block B (KRB-II-B) wurden daher Überflutungen durch anlageninterne Ereignisse (z. B. Bruch einer Rohrleitung) an wasserführenden Systemen in den folgenden Gebäuden untersucht: Reaktorgebäude, Reaktorhilfsanlagegebäude, Nukleares Betriebsgebäude, Maschinenhaus, Schaltanlagegebäude, Notstromdieselgebäude, Notstromdiesel- und Kältemaschinengebäude sowie Nebenkühlwasserpumpenbauwerke. Bezüglich des Reaktorgebäudes wurden die Bereiche des Sicherheitsbehälters und die Bereiche des Ringraumes getrennt betrachtet.

Überflutungen durch anlagenexterne Ereignisse (z. B. Hochwasser) sowie Überflutungen des Sicherheitsbehälters bei Kühlmittelverluststörfällen wurden hier nicht betrachtet, da sie als Auslegungsstörfälle im einzelnen getrennt untersucht werden.

Ob eine Überflutung von Gebäuden bzw. Gebäudebereichen zu sicherheitstechnisch relevanten Auswirkungen auf die Gesamtanlage führt, hängt entscheidend von den möglichen Leckmengen, den betroffenen Raumbereichen, den in diesen Raumbereichen aufgestellten Sicherheitseinrichtungen, den Entdeckungsmöglichkeiten sowie den möglichen Gegenmaßnahmen durch die Betriebsmannschaft ab. Sicherheitstechnisch von Bedeutung sind vor allem die Ereignisse, bei denen es zu redun-

danzübergreifenden Überflutungen und somit zum Ausfall mehrerer Stränge der Sicherheitseinrichtungen kommen kann.

Die meisten Fälle eines ungewollten Wasseraustritts sind sicherheitstechnisch von untergeordneter Bedeutung, da aufgrund der maximal möglichen Leckmenge, der umfangreichen Entdeckungsmöglichkeiten sowie der möglichen Gegenmaßnahmen keine sicherheitsrelevanten Ereignisse eintreten können. Im Sicherheitsbehälter gilt dies für Leckagen aus den folgenden Systemen :

- Steuerungssystem ISO-Ventile RD
- Dichtungssperrwassersystem TE
- Vergiftungssystem TW
- Stopfbuchsabsaugesystem TX01
- Anlagenentwässerungssystem TY
- Nukleares Gebäudeentwässerungssystem TZ1
- Deionatversorgungssystem UD
- Kaltwassersystem UF
- Feuerlöschwassersystem UJ
- Sprühwasserlöschanlagen UX
- Zwischenkühlsystem VJ
- Schnellabschaltsystem YT

Im Ringraum gilt dies für Leckagen aus den folgenden Systemen:

- Kühlmittelreinigungssystem TC
- Dichtungssperrwassersystem TE
- Nukleares Zwischenkühlsystem TF
- BE-Beckenreinigungssystem TG
- Nachkühlsystem TH

- BE-Beckenkühlsystem TM
- Abwasseraufbereitungssystem TR
- Vergiftungssystem TW
- Stopfbuchsabsaugesystem TX01
- Nukleares Anlagenentwässerungssystem TY
- Nukleares Gebäudeentwässerungssystem Reaktorgebäude TZ1
- Deionatversorgungssystem UD1, UD2
- Kaltwassersystem UF
- Feuerlöschwassersystem UJ
- Sprühwasserlöschanlagen UX
- Zwischenkühlsystem VJ
- Schnellabschaltsystem YT

Bei dem Hauptkondensatsystem RM, dem Speisewassersystem RL und dem Nuklearen Nebenkühlwassersystem VE sind dagegen die Freisetzungsmengen bei einem unterstellten 2F-Bruch der Rohrleitungen so groß, daß Überflutungen von sicherheitstechnisch wichtigen Raumbereichen oder Komponenten bei Versagen aller Gegenmaßnahmen in relativ kurzen Zeiträumen eintreten. Die durchgeführten Untersuchungen ergeben im Einzelfall folgende Ergebnisse:

- Hauptkondensatsystem RM im Sicherheitsbehälter

Gelingt bei einem Leck im Hauptkondensatsystem RM (versorgt im Sicherheitsbehälter die Reinigungskühler TA mit Kühlwasser) die Absperrung der Leckstelle nicht rechtzeitig, so kommt es nur zu begrenzten Überflutungen im Sicherheitsbehälter ohne nennenswerte Auswirkungen.

- Hauptkondensatsystem RM im Ringraum

Die abgeschätzte mögliche Leckmenge bei einem vollständigen Abriß der Hauptkondensatsleitung ohne irgendwelche Gegenmaßnahmen beträgt ca. 45 m³/min. Das ausströmende Wasser überflutet zunächst den Rohrkanal und danach den Ringraum vor der Redundanz 3. Das verfügbare Volumen zur Aufnahme des Wassers wurde für den Bereich der Redundanz 3 einschließlich des Rohrkanals bis zur Kote $\pm 0,00$ m zu ca. 1.500 m³ abgeschätzt.

Eine Überflutung der gesamten Redundanz 3 bis zur Kote $\pm 0,00$ m und danach ein Überströmen von Wasser in die Nachbarredundanz 1 sowie den Schnellabschaltbereich ist auszuschließen, da aufgrund des Wasserverlustes im Speisewasser-Dampf-Kreislauf betriebliche Begrenzungen, Aggregateschutzanregungen und Schutzbegrenzungen dazu führen, daß u. a. die Pumpen des Hauptkondensatsystems und der Reaktor automatisch abgeschaltet werden, sofern die Betriebsmannschaft nicht vorher Gegenmaßnahmen einleitet. Bei auslegungsgemäßem Verhalten der Anlage (automatisches Auslösen von LT1) und frühzeitiger Leckortung sowie Absperren des Lecks bzw. Abschalten der Hauptkondensatpumpen durch den Pumpenschutz bzw. durch die Betriebsmannschaft ergibt sich nur eine Leckmenge von ca. 400 m³.

- Hauptspeisewassersystem RL

Bei einem Leck in einer Hauptspeisewasserleitung oberhalb der Ebene + 14,00 m kommt es durch den Druckaufbau im Ringraum aufgrund des Anregekriteriums "Überdruck im RGB > P20" (= 500 Pa) zur RESA mit den entsprechenden weiteren, durch den Reaktorschutz bzw. die Betriebsmannschaft ausgelösten Folgemaßnahmen. Die jeweils zwei Rückschlagventile in jeder Hauptspeisewasserleitung (Schließzeit ca. 0,5 Sekunden) verhindern ein Rückströmen von Kühlmittel aus dem Reaktordruckbehälter. Ein automatisches Abschiebern der Leckstelle zum Speisewasserbehälter hin ist nicht gegeben. Bis aufgrund der Entdeckungsmöglichkeiten entsprechende Handmaßnahmen erfolgen, können bei einem Leck erhebliche Wassermengen im Ringraum ausströmen (das gesamte Wasserinventar der Hochdruck-Vorwärmstrecken sowie des Speisewasserbehälters beträgt ca. 580 m³) /TÜV 83/.

Weiterhin besteht die Möglichkeit, daß das von den Hauptkondensatpumpen bis zu deren Abschaltung in den Speisewasserbehälter geförderte Kondensat auf das Leck gespeist wird. Von dem ausströmenden Speisewasser wird ein erheblicher Teil sofort verdampfen. Das anfallende Wasser wird sich zunächst unabhängig vom Ort des Lecks wegen der baulichen Gestaltung der Decken oberhalb der 14,00-m-Ebene auf dieser Ebene sammeln. Das nicht von den vorhandenen Gullys aufgenommene Wasser läuft schließlich in den Montageschacht über bzw. läuft über das Treppenhaus sowie den Aufzugsschacht in die darunterliegenden Etagen. Schwellen und Türen verhindern, daß das über die Treppen und die Wände ablaufende Wasser sich in den Etagen ausbreiten kann.

Die unterhalb der Ebene + 14,00 m liegenden Teilsteuerstellen der Redundanzen 2 und 3 einschließlich der Schaltanlagenbereiche sind gemäß der bei der Auslegung der Anlage zugrundegelegten Störfälle im Ringraum durch umfangreiche bauliche und technische Maßnahmen gegenüber dem übrigen Ringraum abgeschottet. Deshalb ist ein Eindringen von größeren Wassermengen in diese Bereiche auszuschließen. Die Dichtheit dieser Bereiche wird jährlich wiederkehrend geprüft. Das in den Montageschacht überlaufende Wasser sammelt sich schließlich im unteren Schnellabschaltbereich; das über das Treppenhaus bzw. den Aufzugsschacht ablaufende Wasser sammelt sich im Bereich der Redundanz 3 vor den Nachkühlräumen. Das jeweilige Volumen dieser Bereiche ist ausreichend, um die gesamten anfallenden Wassermengen aufzunehmen, ohne daß die Funktion der Nachkühlssysteme sicherheitstechnisch beeinträchtigt wird.

- Nebenkühlwassersystem VE

Durch das Nukleare Nebenkühlwassersystem kann es u .a. bei einem 2F-Bruch der Leitung (NW700) aufgrund der großen Fördermenge der Nebenkühlwasserpumpe mit ca. 4.000 m³/h sowie der unbegrenzt zur Verfügung stehenden Wassermenge (Donauwasser) zu Überflutungen größeren Ausmaßes im Ringraum kommen.

Von dem dreisträngig aufgebauten Nebenkühlwassersystem führen aber nur die Stränge VE20 und VE30 zu den nuklearen Zwischenkühlern in die entsprechenden Redundanzen des Ringraumes und sind bezüglich möglicher Überflutungen zu

untersuchen. Der Strang VE10 führt ins nukleare Betriebsgebäude, wo sich der nukleare Zwischenkühler der Redundanz 1 befindet; eine Überflutung im Ringraum durch ein Leck im Strang VE10 ist somit ausgeschlossen. Generell sind die einzelnen Redundanzbereiche sowie der Schnellabschaltbereich gegeneinander bautechnisch bis zur Kote $\pm 0,00$ m abgeschottet, so daß bis zu dieser Höhe bei möglichen Überflutungen kein Wasser von einer Redundanz zur Nachbarredundanz bzw. in den Schnellabschaltbereich überlaufen kann. Mögliche Leckagen in den jeweiligen Strängen des Nuklearen Nebenkühlwassersystems, die zur Überflutung des betroffenen Redundanzbereiches führen, können durch Meldungen des Gebäudeentwässerungssystems TZ, des Leckage-Erkennungssystems XM sowie durch die Füllstandsmessung TH in den jeweiligen Nachkühlräumen erkannt werden. Bei einem Füllstand von - 8,30 m (Sumpfoberkante) erfolgt durch die Füllstandsmessung TH in den jeweiligen Nachkühlräumen eine Sicherheitsgefahrenmeldung der Klasse S. Die Meldung ist redundant und entspricht der KTA-Regel 3501. Im BHB sind die zu treffenden Maßnahmen und die zu beachtenden Randbedingungen festgelegt. Außer bei scharfer Reaktorschutz- Anforderung erfolgen bei einem weiteren Anstieg des Füllstandes bei -7,80 m (0,50 m über der Sicherheitsgefahrenmeldung) folgende automatische Maßnahmen in der betroffenen Redundanz:

- die Pumpen des Nuklearen Nebenkühlwassersystems, des Nuklearen Zwischenkühlsystems sowie die Niederdruck- und Hochdruck-Pumpe des Nachkühlsystems werden betrieblich abgeschaltet;
- die im Wasserbereich der Kondensationskammer liegenden Leitungen werden redundant abgesperrt.

Bei erfolgreicher Durchführung dieser Maßnahmen bleibt die Überflutung auf den betroffenen Redundanzbereich beschränkt.

Dies gilt auch für den Fall, daß nach erfolgreicher Durchführung der oben aufgeführten Maßnahmen aufgrund der Lage des Lecks im jeweiligen Strang des Nuklearen Nebenkühlwassersystems durch Saugheberwirkung weiterhin Wasser in den Redundanzbereich ausströmt und es nicht gelingt, den jeweiligen Absperrschieber in der Saugleitung der Pumpe von Hand zu schließen. Bei den der Auslegung zugrundeliegenden Pegeln für den Wasserstand der Donau bzw. im Ein-

laufkanal und der baulichen Anordnung des Reaktorgebäudes wird es in diesem Fall zu einem Niveaueausgleich unterhalb der Kote $\pm 0,00$ m zwischen dem Wasserstand im Einlaufkanal und dem Wasserstand in dem betroffenen Redundanzbereich kommen. Bei der Überflutung nur eines Redundanzbereiches sind für die Schnellabschaltung sowie das Abfahren des Reaktors und für die Nachwärmeabfuhr ausreichend Systemredundanzen vorhanden.

Sollte es der Betriebsmannschaft trotz der anstehenden Warnmeldungen nicht gelingen, die Leckagen zu beenden und sollten die oben aufgeführten Maßnahmen nicht erfolgen, so wäre z. B. bei einem Rohrleitungsbruch der Nebenkühlwasserleitung wegen der großen Fördermenge der Nebenkühlwasserpumpe der betroffene Redundanzbereich nach ca. 20 Minuten völlig überflutet und es käme zum Überströmen von Wasser in den benachbarten Redundanzbereich 1 und/oder in den Schnellabschaltbereich. Die Eintrittshäufigkeit eines solchen Ereignisses wird unter Berücksichtigung der Auslegung des Systems, des Aufbaues und der Qualität der Meldungen, der automatischen Maßnahmen sowie der möglichen Gegenmaßnahmen der Betriebsmannschaft zur Unterbrechung der Leckbespeisung mit $< 10^{-7}/a$ abgeschätzt.

Eine Überflutung in den Gebäuden Reaktorhilfsanlagengebäude, Nukleares Betriebsgebäude, Maschinenhaus, Schaltanlagengebäude, Notstromdiesel- und Kältemaschinengebäude sowie der Nebenkühlwasserpumpenbauwerke ist wegen der Aufgabenstellung der jeweiligen Gebäude bzw. wegen der baulichen und systemtechnisch getroffenen Maßnahmen sicherheitstechnisch nicht von Bedeutung.

5.1.2 Brand

Die Auswirkungen von Bränden in einem Kernkraftwerk können von den üblichen konventionellen Folgen, wie Produktionsausfall und Verlust von Sachwerten, über die Freisetzung radioaktiver Stoffe aus Hilfsanlagen bis hin zum Kernschmelzen führen. Für diese Sicherheitsanalyse wurden nur solche Brandereignisse untersucht, die Kernschmelzen auslösen können.

Wesentliche Brandlasten in einem Kernkraftwerk sind einmal Kabelisolationmaterialien, die zwar im allgemeinen schwer entflammbar, grundsätzlich aber brennbar sind, und Öle zur Schmierung maschinentechnischer Komponenten. Beide Materialien sind in einem Kernkraftwerk in räumlich unterschiedlicher Menge vorhanden, wobei die sicherheitstechnische Bedeutung der einzelnen Räume mit Brandlasten sehr unterschiedlich ist.

Im folgenden werden zunächst für die sicherheitstechnisch relevanten Raumbereiche die brandschutztechnischen Gegebenheiten aufgezeigt. Aufgrund der angeführten Bewertungen der Brandgefahr in den einzelnen Gebäuden lassen sich die in dieser Analyse näher zu untersuchenden Brandereignisse auf Brände innerhalb des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes eingrenzen. Für den Sicherheitsbehälterinnenraum werden die Brandlasten und Zündquellen spezifiziert und die relevanten Ereignisabläufe weiter eingegrenzt. Für die möglichen Brandverläufe werden die Häufigkeiten bestimmt und die Auswirkungen eines Brandes auf Bauteile, Strukturen und Komponenten untersucht, so daß eine Bewertung des brandbedingten Beitrags zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen möglich ist.

5.1.2.1 Eingrenzung relevanter Ereignisabläufe

Bei der SWR-Referenzanlage sind die folgenden Raumbereiche als sicherheitstechnisch relevant zu betrachten:

- ◆ Reaktorgebäude mit
 - Sicherheitsbehälterinnenraum
 - Raumbereichen außerhalb des Sicherheitsbehälters
- Schaltanlagegebäude
- Notstromdieselgebäude
- Maschinenhaus
- Nukleares Betriebsgebäude
- Reaktorhilfsanlagegebäude

- Gebäude zur sicherheitsrelevanten Nebenkühlwasserversorgung.

Hinsichtlich der brandschutztechnischen Gegebenheiten sind die relevanten Raumbereiche und Gebäude mit Ausnahme des Sicherheitsbehälterinnenraumes, von Teilbereichen des Reaktorgebäudes außerhalb des Sicherheitsbehälters sowie des Maschinenhauses grundsätzlich vergleichbar den in der Studie SR 144/1 "Optimierung von Brandschutzmaßnahmen und Qualitätskontrollen in Kernkraftwerken" /GRS 85/ für DWR-Anlagen betrachteten.

Vom konzeptionellen Aufbau her gleichen Schaltanlagen- und Notstromdieselgebäude denen bei DWR-Anlagen. Deshalb sind für diese Gebäude bzw. Anlagenbereiche im wesentlichen auch die Ergebnisse aus /GRS 85/ direkt übertragbar.

Das Reaktorgebäude beinhaltet unter anderem den Sicherheitsbehälter mit Reaktor-druckbehälter (RDB) und Kondensationskammer sowie den Reaktorgebäude-Ringraum zwischen dem Sicherheitsbehälter und den Außenwänden des Reaktorgebäudes mit den sicherheitstechnischen Einrichtungen zur Beherrschung von Störfällen (Nachkühlsystem, Reaktorschnellabschaltsystem, Vergiftungssystem, Brennelement-lagerbecken). Zusätzlich befinden sich in diesem Bereich des Gebäudes zwei Teilsteu-erstellen mit Teilen des Reaktorschutzsystems, durch die bei einem Ausfall der Warte wesentliche Funktionen derselben übernommen werden können.

Das Maschinenhaus ist als ein Gebäude mit Haupt- und Nebentrakt ausgeführt. Es beinhaltet im Haupttrakt den Turbosatz des Wasser-Dampf-Kreislaufes und die Vorwärmanlage. Im Nebentrakt befindet sich die Speisewasseranlage.

Das Reaktorhilfsanlagegebäude gehört ebenfalls zum Kontrollbereich. Es enthält die für den Betrieb des Reaktors und der Gesamtanlage erforderlichen nuklearen Hilfssysteme und Lüftungsanlagen.

Im Nuklearen Betriebsgebäude werden anfallende radioaktive Abfälle konditioniert und zwischengelagert. Es gehört ebenfalls zum Kontrollbereich.

Im Schaltanlagegebäude sind die mehrfach redundanten elektrischen Einrichtungen zur Regelung, Steuerung und Energieversorgung der Anlage angeordnet. Auch Teile des Reaktorschutzsystems gehören dazu.

In den Notstromdieselgebäuden befinden sich die Notstromdieselgeneratoren, wobei die einzelnen Redundanzen brandschutztechnisch voneinander getrennt sind.

Die Eintrittshäufigkeiten von Bränden lassen sich wegen der zu geringen Datenbasis für die untersuchte Anlage im allgemeinen nur aus generischen Daten ermitteln. Dabei wird auf die in der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B" /GRS 89/ ermittelten Brandeintrittshäufigkeiten zurückgegriffen, denen neben der Betriebserfahrung aus konventionellen und Kernkraftwerken auch Daten aus der Literatur sowie von den Sachversicherern und der Feuerwehr zugrundeliegen.

Die mittlere Brandeintrittshäufigkeit für Leichtwasserreaktoren liegt nach Literaturangaben über amerikanische Anlagen bei 0,17 Bränden pro Anlagenjahr. Die Auswertung vorliegender deutscher Daten läßt den Schluß zu, daß sich die mittleren Brandeintrittshäufigkeiten für Kernkraftwerke in den alten Bundesländern und den USA nicht wesentlich unterscheiden.

Weiterhin lassen sich die Brände nach Raumbereichen und Art des Brandgutes untergliedern. Aus den amerikanischen Daten /GAL 80/ ergaben sich raumspezifisch Brandeintrittshäufigkeiten in den relevanten Raumbereichen von $3,0 \cdot 10^{-3}$ /Anlagenjahr (Warte) bis $2,9 \cdot 10^2$ /Anlagenjahr (Notstromdieselraum). Den überwiegenden Anteil an Entstehungsbränden machten dabei mit knapp 40 % Ölbrände aus, gefolgt von Bränden an elektrischen Einrichtungen mit 19 %, Kunststoffen (ca. 14 %) sowie Kabelisolationen und Holz mit je 10 %. Die genannten Häufigkeiten beziehen sich nur auf einen Entstehungsbrand, nicht auf die Wahrscheinlichkeit einer Brandausbreitung und der damit verbundenen Folgeschäden.

Läßt man Kleinbrände, die auf einzelne Komponentenbauteile begrenzt sind und hinsichtlich ihres Beitrages in probabilistischen Sicherheitsanalysen in der Regel in den Komponentenausfallraten enthalten sind, außer Betracht, ist die Eintrittshäufigkeit für einen Brand in einem bestimmten Raum oder Raumbereich der genannten Gebäude in Abhängigkeit von den anlagen- und brandschutztechnischen Gegebenheiten nach generischen Auswertungen in einem Bereich von 10^{-2} - 10^{-3} /a anzunehmen. Die genannten Häufigkeiten beziehen sich nur auf den Entstehungsbrand und sind nicht zwangsläufig gleichzusetzen mit der Häufigkeit eines vollständigen Ausfalls der Einrichtungen im betroffenen Raum. Je nach Raumbereich können die brandbedingten Schadens- bzw. Ausfallhäufigkeiten unter Berücksichtigung unterschiedlicher

Brandverläufe und Brandbekämpfungsmaßnahmen im Mittel mit 10^{-3} bis 10^{-5} pro Jahr und Raum angenommen werden. Dementsprechend sind mit dieser Häufigkeit brandbedingte Transienten als auslösende Ereignisse (z. B. Ausfall der Hauptwärmesenke oder Notstromfall) oder der Ausfall einer Redundanz einer Sicherheitseinrichtung zu erwarten. Diese Häufigkeiten sind im allgemeinen, auch unter Berücksichtigung einer Vielzahl relevanter Räume, nicht größer als diejenigen Häufigkeiten für auslösende Ereignisse und Systemausfälle, wie sie aufgrund sonstiger anlageninterner Ursachen in dieser Analyse berücksichtigt sind. Für alle Räume außerhalb des Sicherheitsbehälters sind deshalb nur solche Brände von Interesse, bei denen redundanzübergreifende Auswirkungen möglich sind.

Im einzelnen ergeben sich für die sicherheitstechnisch relevanten Raumbereiche die im folgenden aufgezeigten Ergebnisse.

■ **Brand in sicherheitstechnisch relevanten Raumbereichen außerhalb des Sicherheitsbehälters**

- Brand in Raumbereichen des Reaktorgebäudes außerhalb des Sicherheitsbehälters

Hier sind Brände in den Kabelverteilungen und Kabelschächten sowie in den Räumen mit elektrischen Einrichtungen zu betrachten. Im Vergleich zu DWR-Anlagen sind die hier vorhandenen Komponenten anders angeordnet und haben auch eine andere sicherheitstechnische Bedeutung. In diesem Gebäudebereich befinden sich unter anderem die sicherheitstechnisch bedeutsamen Notsteuerstellen und Leittechnik. Die bauliche Redundanztrennung ist, entsprechend dem heutigen Regelwerk, feuerbeständig, d. h. mit einer Feuerwiderstandsdauer von mindestens 90 Minuten (F90), ausgeführt.

Grundsätzlich besteht die Möglichkeit eines gleichzeitigen Ausfalls mehrerer Redundanzen. Wie bereits in /GRS 85/ für DWR-Reaktoranlagen untersucht, kann dieser Fall jedoch nur dann eintreten, wenn von den vorhandenen aktiven und passiven Brandschutzmaßnahmen mehrere gleichzeitig nicht wirksam werden bzw. ausfallen. Die Wahrscheinlichkeit dafür ist aber so gering, daß dieser Beitrag zu vernachlässigen ist.

- Brand im Schaltanlagegebäude

Das Schaltanlagegebäude ist, entsprechend den dreifach redundanten Einrichtungen der Leittechnik und der Energieversorgung in diesem Gebäude, in separate Brandabschnitte unterteilt. Wegen der vorhandenen hohen Brandlast aus Kabeln sind Kabelschächte und -kanäle grundsätzlich feuerbeständig (F90) abgeschottet. In Raumbereichen, wie der Hauptwarte, wo bauliche Brandschutzmaßnahmen nicht möglich sind, wurden besondere Maßnahmen getroffen. Bei einem Ausfall der Hauptwarte durch einen unterstellten Brand erfolgt die Überwachung und Steuerung der sicherheitstechnisch relevanten Systeme von den Teilsteuereinrichtungen im Reaktorgebäude. Die Eintrittshäufigkeit für einen Kabelbrand in einem bestimmten Raumbereich einer Redundanz beträgt laut /GRS 89/ $2,5 \cdot 10^3/a$. Redundanzübergreifende Brände sind aufgrund der konsequenten baulichen Brandschutzmaßnahmen sowie der zusätzlichen aktiven Brandschutzmaßnahmen in der Referenzanlage wenig wahrscheinlich. Selbst wenn es zu einem redundanzübergreifenden Brandverlauf kommen sollte, ist dieser wegen des Schutzkonzepts gegen Einwirkungen von außen, bei dem im Reaktorgebäude befindliche Einrichtungen Funktionen des Schaltanlagegebäudes übernehmen können, sicherheitstechnisch nicht relevant.

Als Maßnahmen zur Branderkennung und -meldung sind automatisch auslösende Brandmelder in allen relevanten Raumbereichen vorhanden. Zur Brandbekämpfung sind ortsfeste Sprühwasserlöschanlagen sowie im Rechnerraum eine CO₂- Löschanlage installiert, deren Auslösung manuell vor Ort von einem geschützten Bereich aus oder größtenteils auch fernbedient von der Warte aus erfolgen kann.

- Brand in einem Notstromdieselgebäude

Die Notstromdieselgebäude sind, entsprechend den Redundanzzuordnungen (vgl. Bild 5.2), bautechnisch in Brandabschnitte (F90) unterteilt.

Im Bereich der Kraftstoffvorratsbehälter sind stationäre Sprühwasserlöschanlagen vorhanden. Die Auslösung erfolgt manuell vor Ort oder auch fernbedient von der Warte aus. Der Rauch- und Wärmeabzug im Brandfall wird durch Öffnen von Türen und mobile Entqualmungsgeräte sichergestellt.

Eine frühzeitige Branderkennung und -lokalisierung ist durch die vorhandenen automatischen Brandmeldeeinrichtungen sichergestellt.

Aufgrund der baulichen Brandschutzmaßnahmen und der unterschiedlichen Anordnung der Gebäude ist ein Brand in einem Notstromdieselgebäude für die Analyse nicht relevant.

- Brand im Maschinenhaus

Im Maschinenhaus stellen die dort vorhandenen Mengen an Öl, Kabelisolierungen und Wasserstoff im Bereich des Turbosatzes die wesentlichen Brandlasten dar. Dabei ist bei der Ölversorgung zwischen der Versorgung mit schwer brennbarer Steuerflüssigkeit und der Turbinenölversorgung zu unterscheiden. Der Bereich des Turbinenölbehälters mit einem maximalen Füllvolumen von etwa 91 m³ bildet zusammen mit dem Ölkanal einen separaten Brandabschnitt. Weiterhin sind die notwendigen Treppenträume innerhalb des Maschinenhauses feuerbeständig abgetrennt.

In den aus Strahlenschutzgründen im Normalbetrieb nur bedingt begehbaren Bereichen des Maschinenhauses sind ortsfeste Löscheinrichtungen vorhanden, die manuell oder fernbedient von der Warte wie auch direkt vor Ort ausgelöst werden können. Zusätzlich steht zur Bekämpfung von Entstehungsbränden auch eine große Anzahl von speziellen mobilen Feuerlöschgeräten zur Verfügung. Alle wesentlichen Raumbereiche des Gebäudes sind mit Brandmeldeeinrichtungen ausgerüstet, so daß eine Lokalisierung eines Brandes jederzeit möglich ist. Eine Entrauchung des Gebäudes ist über ein Öffnen der auf dem Dach vorhandenen Klappen möglich.

Ausgehend von den vorliegenden Erfahrungen mit Maschinenhausbränden sind Ölbrände dort wesentlich häufiger (etwa 10⁻²/a) zu erwarten als Brände anderer Stoffe.

Die im Rahmen der Studie SR 144/2 "Sicherheitstechnische Optimierung von Brandschutzmaßnahmen in Kernkraftwerken mit Siedewasserreaktoren" /GRS 91/ durchgeführten Modellrechnungen zu lokal begrenzten Ölbränden im Maschinenhaus zeigen:

- Im Brandnahbereich ergeben sich je nach Abbrandrate kurzzeitig höhere Temperaturen (ca. 700 °C) sowie gemäßigte Temperaturen (< 200 °C) über eine längere Dauer.
- Die mittleren Temperaturen im Maschinenhaus erreichen keine kritischen Werte, so daß eine manuelle Brandbekämpfung möglich ist. Damit ist die Integrität frischdampf führender Umschließungen, unabhängig von dem gegebenen Schutz durch Isolierungen, nicht gefährdet und ein brandbedingter Ausfall von Komponenten der Speisewasserversorgung und der Hauptwärmesenke nicht zu erwarten. Die Auswirkungen eines Brandes sind jedoch davon abhängig, welche Mengen an Öl vom Brand erfaßt werden.

Die im Maschinenhaus befindlichen Einrichtungen sind von erheblich geringerer sicherheitstechnischer Bedeutung als die in den vorher behandelten Gebäuden. Auswirkungen von Bränden bei diesen Einrichtungen können dazu herangezogen werden, brandbedingte Transienten, wie z. B. den Ausfall der Hauptwärmesenke, zu quantifizieren.

- Brand im Reaktorhilfsanlagegebäude und im Nuklearen Betriebsgebäude

Brände in diesen Bereichen sind für die Sicherheit des Reaktors von untergeordneter Bedeutung und werden nur im Zusammenhang mit Einwirkungen auf radioaktive Stoffe und unter Freisetzungsaspekten betrachtet, die für die im Rahmen der vorliegenden Sicherheitsanalyse durchgeführten Untersuchungen unerheblich sind.

Im Reaktorhilfsanlagegebäude befinden sich als Anlagenbereiche mit höherer Brandlast die Bereiche der

- Voradsorber der Verzögerungsstrecke der Abgasanlage sowie der
- Filterkonzentrate und Mischbettharze im Konzentratsystem.

Die beiden Bereiche der Aktivkohleverzögerungskolonnen sind als separate Brandabschnitte ausgebildet. Zusätzlich sind in den naheliegenden Treppenträumen Wandhydranten zur aktiven Brandbekämpfung installiert.

Die während des Anlagenbetriebs gesammelten verbrauchten Filtermaterialien werden im Konzentratsystem bis zu ihrem Abtransport aus der Anlage in Stahlbehältern unter Wasser gelagert. Nennenswerte Brandlasten gibt es in den Behälterräumen nicht.

Als Bereiche mit hoher Brandlast ergeben sich im Nuklearen Betriebsgebäude:

- Aktivkohlefilter der nuklearen Lüftungsanlagen,
- der Bereich der Feststoffpresse sowie
- der Altölbehälterraum.

Für den Raumbereich der Abgasanlage ist infolge systemtechnischer Maßnahmen eine Brandentstehung nur im Bereich der Voradsorber nicht völlig auszuschließen. Die dort vorhandenen Brandschutzmaßnahmen sind jedoch in der Lage, eine Brand- und Rauchausbreitung aus diesem feuerbeständig (F90) abgetrennten Bereich zu verhindern.

Der Raum der Feststoffpresse zur Konditionierung und Lagerung radioaktiver Abfälle ist als eigenständiger Brandabschnitt ausgeführt und mit dementsprechenden baulichen und anlagentechnischen Brandschutzeinrichtungen (Brandmeldeanlage, Sprühwasserlöschanlage) ausgerüstet, so daß ein infolge größerer vorhandener Mengen an nicht konditionierten brennbaren Abfällen dort nicht auszuschließender Brand keine größeren Auswirkungen haben kann.

Der Altölbehälter zur Lagerung kontaminierter Altöle und sonstiger brennbarer flüssiger Stoffe (ca. 2 m³) befindet sich in einem feuerbeständig abgeteilten Bereich (F90) des nuklearen Betriebsgebäudes.

Alle Raumbereiche, in denen sich brennbare radioaktive Stoffe befinden, werden durch automatisch auslösende Brandmeldeanlagen überwacht.

Die im Nuklearen Betriebsgebäude und im Reaktorhilfsanlagengebäude befindlichen Einrichtungen sind von wesentlich geringerer sicherheitstechnischer Bedeutung als in den oben genannten Gebäuden. Insbesondere sind, abgesehen von Kabelkanälen, die sich baulich abtrennt im untersten Kellergeschoß befinden, keine redundanten

Sicherheitseinrichtungen in diesen Gebäuden. Deshalb sind Brandereignisse in diesen Gebäuden für die Analyse nicht von Bedeutung.

- Gebäude zur sicherheitsrelevanten Nebenkühlwasserversorgung

Bei den Gebäuden zur sicherheitstechnisch wichtigen Nebenkühlwasserversorgung kommt neben den dort getroffenen Brandschutzmaßnahmen ebenfalls die Zuordnung der Redundanzen auf verschiedene räumlich getrennte Gebäude- oder Gebäudebereiche zum Tragen. Dementsprechend sind brandbedingte redundanzübergreifende Ausfälle dieser Kühlwasserversorgung nicht in Betracht zu ziehen.

5.1.2.2 Mögliche Brandverläufe im Sicherheitsbehälter und ihre Häufigkeit

Im Rahmen von /GRS 91/ wurden bereits vertiefte Untersuchungen für den Sicherheitsbehälterinnenraum durchgeführt, wenngleich dabei noch keine spezifischen Aussagen für die probabilistischen Annahmen gemacht wurden.

Der Sicherheitsbehälterinnenraum stellt einen brandgeschützten Bereich dar. Eine weitere Unterteilung in feuerbeständig abgetrennte Raumbereiche konnte aus anlagentechnischen Gründen nicht erfolgen.

■ Anlagentechnische Gegebenheiten und sicherheitstechnisch relevante Einrichtungen und Komponenten

Der Sicherheitsbehälter umschließt neben dem Reaktordruckbehälter (RDB) die Druck- und die Kondensationskammer. Die Druckkammer selbst besteht aus einem oberen Ringraum (für Umluftanlage etc.), dem ringförmigen Bereich um den biologischen Schild und dem Steuerstabantriebsraum mit umgebendem Ringspalt als unterem Bereich (siehe Bild 5.3).

Im Steuerstabantriebsraum befinden sich neben den Antrieben der Steuerstäbe und der Kühlmittelumwälzpumpen die Ausgänge der Kerninstrumentierung, die Kühlmittelumwälzpumpen selbst und die Montagemaschine für die Steuerstabantriebe. In diesem Bereich wird das Gewicht des RDB über die Standzarge auf die Fundamentplatte übertragen.

Hinsichtlich der Auswirkungen eines Brandes sind die Standsicherheit baulicher Strukturen und des RDB, die Integrität der Kühlmittelführenden Umschließung, die Funktion maschinentechnischer Komponenten (Pumpen, Armaturen, Antriebe), das Verhalten von Instrumentierungen, wie des Neutronenflußmeßsystems, und das Versagen von Kabeln infolge hoher Temperaturen zu untersuchen. Insbesondere könnte die Standsicherheit des RDB gefährdet sein, wenn die Stahltemperatur der Standzarge Temperaturen von über 500 °C erreichen würde, wodurch dann auch die Integrität des RDB in Frage gestellt sein könnte. Hinsichtlich der Integrität der Kühlmittelumschließung sind die Steuerstabantriebsrohre von besonderer Bedeutung. Dabei ist zu berücksichtigen, daß diese einerseits im unmittelbaren Brandbereich angeordnet sind und unter Kühlmitteldruck stehen, andererseits jedoch kontinuierlich von Wasser durchströmt werden, wodurch sich Kühlungseffekte ergeben. Detaillierte Untersuchungen dazu sind in Abschnitt 5.1.2.3 dargestellt.

Sicherheitstechnisch bedeutsam ist im Brandfall auch die Funktion bestimmter Armaturen, wie der FD-ISO-Ventile, der Rückschlagarmaturen des Hauptspeisewassersystems und des Nachkühlsystems sowie der Sicherheits- und Entlastungsventile. Da die Reaktorschnellabschaltung (RESA) mit hoher Wahrscheinlichkeit kurzzeitig nach der Brandmeldung erfolgt, ist deren Funktion nicht als gefährdet anzunehmen. Selbst bei einer verzögerten RESA-Auslösung ist wegen der sich außerhalb des Sicherheitsbehälters befindlichen aktiven Komponenten dieses Systems ein Ausfall nicht zu erwarten.

Von den innerhalb des Sicherheitsbehälters befindlichen elektrotechnischen Einrichtungen und Komponenten sind insbesondere die Kabel zur Instrumentierung und Kabel zu elektrisch betätigten wichtigen Armaturen sicherheitstechnisch von Bedeutung. Für Kabel, die für Bedingungen nach Kühlmittelverluststörfällen spezifiziert sind, kann nach /GRS 85/ von einer Versagenstemperatur von 200 °C ausgegangen werden. Bei den in der Referenzanlage eingesetzten Silikonkabeln beginnt die thermische Zersetzung erst oberhalb von 200 °C. Die Zündtemperatur liegt bei > 400 °C. Dementsprechend kann bei diesem Kabeltyp die Versagenstemperatur möglicherweise deutlich höher liegen. Da derzeit noch keine abgesicherten Daten dazu vorliegen, wird in dieser Analyse konservativ von einer Versagenstemperatur von 200 °C ausgegangen¹. Ein Meßkanal der Neutronenflußmessung für die Überwachung des Anlagenzustandes nach einer Reaktorschnellabschaltung ist brandgeschützt (vgl. /GRS 91/).

¹ siehe Anmerkung S. 5-108

Hinsichtlich des Verhaltens des Sicherheitsbehälters ist insbesondere der Druckaufbau im Brandfall von Bedeutung.

■ **Brandlasten**

Wesentliche Brandlasten innerhalb des Sicherheitsbehälters stellen die Isolierungen der Kabel sowie das Öl für die Ölversorgung der Kühlmittelpumpen dar. Die Gesamtbrandlast, die sich durch Kabel innerhalb des Sicherheitsbehälters ergibt, beträgt ungefähr 10^8 kJ, wobei etwa 20 % der Kabel innerhalb und gut 30 % unterhalb des Steuerstabantriebsraums verlaufen. Eine detaillierte Erfassung und räumliche Zuordnung der Kabel ist in /GRS 91/ ausführlich dargestellt. Im Rahmen der vorliegenden Analyse wird deshalb nicht näher darauf eingegangen.

Als weitere größere Brandlast ist Schmieröl im Bereich der Ölversorgung der Hauptkühlmittelpumpen zu nennen. Im Rahmen der vorliegenden Analyse wurden Untersuchungen zur Häufigkeit von Ölleckagen des Schmieröl-Versorgungssystems der Hauptkühlmittelpumpen durchgeführt. Auf sie wird im folgenden detailliert eingegangen.

■ **Beschreibung des zu untersuchenden Anlagebereichs der Ölversorgung**

Das Schmieröl für die acht Kühlmittelumwälzpumpen wird innerhalb des Sicherheitsbehälters zunächst über eine gemeinsame Steig- und eine Ringleitung der Nennweite DN 150 in die Nähe der Pumpen geführt. Die Zuführung zu den einzelnen Pumpen erfolgt über je eine aus der Ringleitung abgehende Leitung DN 50.

In diesen Leitungen befinden sich je eine Handarmatur zum Absperrern der Ölzufuhr zu den einzelnen Pumpen. Diese Leitungen sind mit einem Flansch an den mit der Pumpe verbundenen Öldrosselblock angeschlossen. In jeder dieser Leitungen befindet sich eine Durchflußmeßblende mit je zwei Meßleitungen DN 15. Der Öldruck beträgt etwa 1,3 MPa, die Betriebstemperatur liegt im Bereich von 20 - 80 °C.

Nach Durchlaufen von drei parallel geschalteten Lagern in der Pumpe verläßt das Öl die Pumpe in zwei Strängen. Der eine Strang ist eine Leitung DN 65, der andere verläßt die Pumpe über einen Drosselblock und hat den Nenndurchmesser DN 50. Beide Stränge sind mit einem Flansch an die Pumpe bzw. an den Drosselblock angeschlossen. Diese Stränge vereinigen sich wieder zu einer Ringleitung mit DN 200. Aus letzterer verläßt das Öl über eine Falleitung mit DN 250 wieder den Sicherheitsbehälter. Sowohl die Ölzufuhr als auch die -abfuhr ist unmittelbar hinter ihrem Eintritt in den Sicherheitsbehälter mit einer motorbetriebenen Armatur absperrbar.

Über die druckbeaufschlagten Leitungen hinaus gehen noch von jeder Pumpe drucklose Leckageleitungen ab.

Die Rohrleitungen der Nennweiten DN > 15 bestehen aus dem Kohlenstoffstahl St.35.8.III, die der kleineren Nennweiten sind teils aus St.35.8.III, teils aus dem austenitischen Werkstoff 1.4541 gefertigt.

Bei den Flanschen handelt es sich um V-Flansche nach DIN 2633. Die meisten sind von der Form C mit Hartdichtung, die bei jeder Montage ausgetauscht wird. Einige Flansche DN 50 sind Nut-Federflansche.

Die drucklosen Leitungen und Schläuche zum Leckagebehälter werden als nicht leckrelevant eingestuft. Die Schläuche sind drucklos und temperaturbeständig. Die Häufigkeit eines Lecks bei diesen Schläuchen ist etwa die eines Montagefehlers an diesen Schläuchen. Die Leckmenge wäre die der Dichtungsleckagen an einer Pumpe. Diese beträgt, wenn kein Schaden vorhanden ist, pro Pumpe weniger als 1l/Tag. Ein Schaden an den Dichtungen würde auch durch einen höheren Anfall an Leckageöl im Öl-leckagebehälter innerhalb einer Schicht bemerkt werden.

Für dieses Ölversorgungssystem wurden mit der im folgenden Abschnitt beschriebenen Methodik die folgenden leckrelevanten Stellen ermittelt:

- 8 Absperrventile mit Handrad DN 50
- 8 Flansche DN 65
- 16 Flansche DN 50
- 8 Flansche DN 25

- 8 Flansche DN 15

■ **Ermittlung der Leckagehäufigkeit**

Die bei der Häufigkeitsbestimmung von Öllecks in Rohrleitungen zu unterstellenden Schadensmechanismen unterscheiden sich von denen wasser- oder dampfführender Systeme. Durch Öl verursachte Korrosionsmechanismen von innen werden aufgrund allgemeiner maschinenbaulicher Erfahrung sowie der Betriebserfahrung mit durchströmten Systemen nicht unterstellt. Auch von außen ist keine Korrosion zu erwarten, da sich das System in einer kontrollierten Atmosphäre (keine Witterungsbedingungen) befindet. Äußere Tropf- oder Spritzleckagen aus wasserführenden Systemen könnten nur über kurze Zeiten Korrosionswirkungen erzeugen.

Für die Leckhäufigkeiten werden folgende Schadensmechanismen für dominant gehalten:

- Mechanische Einwirkungen (Handhabung, Montagearbeiten in der Umgebung)
- Montagefehler (fehlerhafte Verschraubungen, falsches Dichtungsmaterial)
- Schäden an Dichtungen durch Montagefehler, Verunreinigungen und Alterung
- Wechselbeanspruchungen (mechanisch und thermisch), Vibration in Verbindung mit fehlerhaften Schweißverbindungen

Beanspruchungen der Rohrleitungen durch Überlasten, wie zu hohen Druck oder überhöhte Temperatur, sind nicht zu unterstellen. Darüber hinaus würden solche Zustände durch die Überwachungsinstrumentierung erkannt.

Ein Wassereintrag in den Ölkreislauf durch einen defekten Ölkühler wird durch einen höheren Druck im Ölkreislauf verhindert.

Erfahrungen mit Rohrleitungen im allgemeinen und solche mit schmierölführenden Leitungen in LWR-Anlagen erlauben es, Stellen zu identifizieren, an denen eine Leckbildung um Größenordnungen wahrscheinlicher ist als an den übrigen Stellen /BEL 89/, /BEL 90/. Aus theoretischen Überlegungen und Vorkommnissen werden

Schweißnähte, Flansche und Schaftdichtungen von Absperrventilen als risikorelevante Stellen angesehen /BEL 89/.

Die erstgenannten Mechanismen "Montagefehler" und "mechanische Einwirkungen" können auch große Lecks bewirken, während die übrigen überwiegend kleine Lecks zur Folge haben werden.

Meldungen besonderer Vorkommnisse in Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland weisen sechs Ölleck-Vorkommnisse in SWR-Anlagen und sieben in DWR-Anlagen aus. Diese dreizehn Vorkommnisse verteilen sich auf die Ölversorgung folgender Systeme:

- 3 auf das Turbine-Generator-System
- 8 auf die Notstromdiesel
- 1 auf die Hauptkühlmittelpumpen
- 1 auf sonstige Systeme

Die Betrachtung von Ölleck-Vorkommnissen in allen LWR-Anlagen als Grundlage für die hier gemachten Abschätzungen wird mit der Ähnlichkeit der entsprechenden Hilfsysteme begründet.

Tabelle 5.1 gibt eine Übersicht über die Zuordnung von Schadensursachen bzw. Schadensarten zu den Ölleck-Vorkommnissen.

Für die weiteren Betrachtungen ist nur das die Schmierölversorgung der Hauptkühlmittelpumpen betreffende Ereignis von Interesse. Die anderen Systeme werden unter nicht übertragbaren Bedingungen betrieben.

Das die Hauptkühlmittelpumpen betreffende Ereignis ist ein Haarriß an einer Schweißnaht mit der Folge eines kleinen Lecks.

Für die möglichen Leckgrößen wurde folgende Klassifizierung getroffen:

- Tropfleckage: Erscheinungsbild Tropfen oder Nebelschwaden
- Kleines Leck: Leckrate < etwa 10 kg/h

- Großes Leck: Leckrate > etwa 10 kg/h

Eine Abgrenzung zwischen kleinem und großem Leck wird durch die Folgen eines Öllecks bestimmt. Die hier getroffene Einteilung verwendet den Begriff "kleines Leck" für Leckraten, die unter Berücksichtigung der Leckdetektion (Rauchmelder, Kamera, Begehung) nicht zu großen Bränden führen können. Diese Leckkategorie entspricht bei unentdeckten Leckagen einer maximalen Ölmenge von bis zu ca. 100 kg. Von wenigen Bereichen abgesehen werden die betreffenden Anlagenräume gemäß Betriebshandbuch mindestens einmal pro Schicht begangen. Die vorstehend abgeschätzten Ölmengen aus einem "kleinen Leck" sind unseres Erachtens nicht zu übersehen, da selbst Tropfleckagen der ölführenden Leitungen in der Regel vom Rundengänger entdeckt werden.

Für ein "großes Leck" werden sinnvoll anzunehmende Leckmöglichkeiten wie folgt abgeleitet: Leckgrößen an Flanschdichtungen hängen in starkem Maße von der Ausführungsform des Flansches ab. Bei Flanschen der Form C sind größere Lecks denkbar als bei Nut-Federflanschen. Es wird ein großer Dichtungsschaden an einem der Flansche DN 65, Form C mit einer Leckfläche von etwa 75 mm² oder ein 0,1-F-Leck an einer Leitung DN 15 mit einer Leckfläche von etwa 25 mm² als möglich angesehen. Der Leckfläche bei Versagen eines Flansches liegt die wahrscheinlich sehr konservative Vorstellung zugrunde, daß bei einem Flansch der Form C die Dichtung etwa auf einem Achtel ihres Umfangs den Ausströmquerschnitt freigibt. Diese Leckflächen ergeben als obere Schranke für die Leckrate, wenn der Öldruck durch das Leck nicht wesentlich abfällt, etwa 200 kg/min bzw. 70 kg/min. Beide Leckraten sind so groß, daß in wenigen Minuten eine wesentliche Verringerung des Ölvorrats des Systems (ca. 7 Mg) eintritt.

Die vorhandene Vorkommnisstatistik (13 Fälle) weist nur Tropfleckagen und kleine Lecks auf. Dies ist ein Hinweis darauf, daß die Häufigkeit großer Lecks in allen ölführenden Leitungen mindestens um den Faktor 10 kleiner einzuschätzen ist als die Summe der Häufigkeiten von Tropfleckagen und kleinen Lecks. Lecks, die sich aus einem plötzlichen Versagen von Rohrleitungen ergeben könnten, werden aufgrund der zu erwartenden, noch erheblich geringeren Häufigkeit sowie nicht wesentlich anderer Auswirkungen nicht weiter betrachtet. Auch das niedrige Spannungsniveau in den betrachteten Leitungen bewirkt, daß Lecks, die sich aus Rissen entwickeln, sich erst

allmählich vergrößern und zu großen Lecks werden können. Ausgeschlossen werden kann jedoch auch ein "großes Leck" nicht.

Für die Abschätzung der Häufigkeit von Tropfleckagen und kleinen Lecks innerhalb des Sicherheitsbehälters wurde die Vorkommnisstatistik nach zwei Gesichtspunkten ausgewertet: "Lecks aller Ursachen" und "dominante Schadensmechanismen".

Der erste ist, aufgrund der Statistik für Lecks aller Ursachen zu einem Schätzwert zu kommen. Aus der Betriebserfahrung "1 Vorkommnis in 164 Betriebsjahren innerhalb des Sicherheitsbehälters" kann für die Häufigkeit λ eines "Tropflecks" oder eines "kleinen Lecks" $\bar{\lambda} = 9 \cdot 10^{-3}$, $\lambda_{05} = 1,1 \cdot 10^{-3}$, $\lambda_{95} = 2,4 \cdot 10^{-2}$ /Anlagenjahr geschätzt werden (χ^2 -Verteilung mit 3 Freiheitsgraden). Bei dieser Betrachtung werden Unterschiede in Anzahl und Bauart der Pumpen bei Siedewasser- und Druckwasserreaktoren nicht mit berücksichtigt.

Die Auswertung der Betriebserfahrungen erfolgt bei dieser Untersuchung aus der Dokumentation meldepflichtiger Ereignisse in deutschen LWR-Anlagen. Dabei ist anzumerken, daß die Datenbasis der gemeldeten Vorkommnisse von Meldekriterien abhängt, die sich zwischenzeitlich teilweise verändert haben. Es wird aber davon ausgegangen, daß alle relevanten Leckagen mit dieser Statistik erfaßt sind. Bezüglich der Tropfleckagen ist z. B. zu vermuten, daß nicht alle Vorkommnisse erfaßt wurden, da beispielsweise Ölsuren und Tropfen auch bei Instandhaltungsarbeiten entstehen können.

Von den dokumentierten 13 Leckereignissen gehören etwa 7 der Klasse "Tropffleck" und 6 der Klasse "kleines Leck" an. Aus der Vorkommnisdokumentation ist nicht immer eine genauere Zuordnung zu Leckgrößenklassen möglich. Das dokumentierte Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters in einem DWR wird der Kategorie "kleines Leck" hinzugezählt.

Nach dem zweiten Gesichtspunkt werden verschiedene, voneinander unabhängige und für die Leckhäufigkeit wahrscheinlich dominante Schadensmechanismen betrachtet und deren Statistiken ausgewertet.

Das eine Vorkommnis innerhalb des Sicherheitsbehälters kann zu den Schadensmechanismen "Wechselbeanspruchung", verbunden mit "fehlerhaften

Schweißverbindungen", gezählt werden. Für die übrigen als dominant angesehenen Schadensmechanismen gab es innerhalb des Sicherheitsbehälters keine Vorkommnisse.

Für Lecks, für die Montagefehler mitverantwortlich waren, sind in der Gesamtheit aller ölführenden Leitungen zwei Vorkommnisse gemeldet worden. Bezogen auf die kleine Population innerhalb des Sicherheitsbehälters ist auch für solche Lecks eine wesentlich geringere Häufigkeit zu erwarten als dies einer Nullfehlerstatistik als einziger Informationsquelle entspräche. Es erscheint der Schluß zulässig, daß Dichtungsleckagen im Vergleich zu Schäden aus Wechsellasten in Verbindung mit Schweißnähten für das Ölversorgungssystem innerhalb des Sicherheitsbehälters nicht dominant sind.

Das Ergebnis dieser zweiten Vorgehensart ist also, daß für die Häufigkeit eines Lecks innerhalb des Sicherheitsbehälters eine Leckentstehung an einer Anschlußschweißnaht dominierend ist. Dementsprechend leitet sich auch hier der Schätzwert für die Häufigkeit einer Tropfleckage oder eines kleinen Lecks aus nur einem Vorkommnis ab: $\bar{\lambda} = 9,0 \cdot 10^{-3}$, $\lambda_{05} = 1,1 \cdot 10^{-3}$ und $\lambda_{95} = 2,4 \cdot 10^{-2}$ /Anlagenjahr.

Zur Berücksichtigung von Unsicherheiten bezüglich der Zuverlässigkeit der Dokumentation der vorgekommenen Lecks aus ölführenden Leitungen wird jedoch diese Aussage über die Häufigkeit von Kleinlecks etwas modifiziert. Es wird eine log-Normalverteilung mit etwa dem gleichen Erwartungswert von $1 \cdot 10^{-2}$ /a/Anlagenjahr mit einem Streufaktor $K_{95} = 5$ gewählt. Die Standardabweichung dieser Verteilung ist um den Faktor 1,54 größer als bei der aus einem Vorkommnis hergeleiteten χ^2 -Verteilung.

Unter der Voraussetzung, daß Lecks schon in der Form "Tropf- oder Kleinleck" entdeckt werden, wird die Häufigkeit für große Lecks aus defekten Schweißverbindungen mindestens um den Faktor 10 kleiner eingeschätzt. Eine statistisch begründbare Annahme über die Streuung eines solchen Faktors läßt sich nicht herleiten. Daher wird die Häufigkeit mit einer relativ großen Unsicherheit geschätzt. Es wird eine log-Normalverteilung mit einem Streufaktor $K_{95} = 10$ angenommen. Für den Erwartungswert der Häufigkeit eines "großen Lecks" wird $\bar{\lambda} = 1 \cdot 10^{-3}$ /Anlagenjahr, entsprechend dem 0,1-fachen des Erwartungswertes für ein "Kleinleck" angesetzt. Die übrigen Parameter für ein "großes Leck aus defekten Schweißverbindungen" sind dann: $\lambda_{05} = 4 \cdot 10^{-5}$, $\lambda_{50} = 4 \cdot 10^{-4}$ und $\lambda_{95} = 4 \cdot 10^{-3}$ /Anlagenjahr. Dabei wird es sich in dieser Kategorie "großes Leck aus defekten Schweißverbindungen" überwiegend um

Lecks handeln, die größer als 100 kg/h sind. Als Obergrenze wurden bereits etwa 70 kg/min = 4000 kg/h genannt.

Eine Quantifizierung der Aussage, daß die Häufigkeit von "großen Lecks aus Flanschverbindungen" im Vergleich zu den übrigen betrachteten Schäden klein ist, ist aufgrund der vorhandenen Betriebserfahrung schwierig. Auch hier wird man sich auf Plausibilitätsüberlegungen beschränken.

Für die Wahrscheinlichkeit, daß ein katastrophales Versagen einer Flanschdichtung ohne vorhergehende unentdeckte Tropfleckage erfolgt, wird 0,1 gesetzt. Die Häufigkeit von Flanschlecks aufgrund genereller Erfahrung mit ölführenden Leitungen der hier betrachteten Zusammensetzung wird um eine Größenordnung kleiner eingeschätzt als die von Lecks aus geschädigten Schweißnahtverbindungen. Damit wird für die Häufigkeit von großen Lecks aus Flanschverbindungen (max. ca. 200 kg/min) $\bar{\lambda} = 1 \cdot 10^{-4}$, $\lambda_{05} = 4 \cdot 10^{-6}$, $\lambda_{50} = 4 \cdot 10^{-5}$ und $\lambda_{95} = 4 \cdot 10^{-4}$ /Anlagenjahr geschätzt. Alle Schätzwerte für Lecks werden in Tabelle 5.2 zusammengefaßt dargestellt.

Insgesamt läßt sich feststellen, daß man sich bei der Schätzung für die Häufigkeit großer Lecks auf die Feststellung beschränken muß, daß der hier angegebene Schätzwert der Erfahrung nicht widerspricht. Er wird auch durch die Annahme gestützt, daß Schäden, die ein Potential für große Lecks darstellen (von der Herstellung verbliebene Fehler oder betrieblich gewachsene Risse in Anschlußnähten) aufgrund des relativ geringen Spannungsniveaus zuerst über einen ausreichenden Zeitraum ein kleines Leck ergeben und dadurch rechtzeitig entdeckt werden können.

■ **Mögliche Brandverläufe**

Entsprechend den wesentlichen Brandlasten aus Öl und Kabeln im Sicherheitsbehälter sind zwei in der Eintrittshäufigkeit und im zeitlichen Verlauf der Auswirkungen unterschiedliche Brandereignisabläufe zu untersuchen:

- Brand von Leckageöl mit induziertem Kabelbrand
- Kabelbrand

Maßgebend für die Auswirkungen auf Strukturen und Komponenten ist ein kombinierter Öl- und Kabelbrand. Deshalb wurde dieser auch als abdeckender Brandfall für den rechnerisch in /GRS 91/ modellierten Brandverlauf ausgewählt.

- Brand von Leckageöl mit induziertem Kabelbrand

Ausgehend von den generischen Daten wäre ein Ölbrand im Sicherheitsbehälter mit etwa $3 \cdot 10^{-3}/a$ anzunehmen. Da die anlagenspezifischen Gegebenheiten der Referenzanlage sich hinsichtlich Ölleckage und Entzündungswahrscheinlichkeit von amerikanischen Anlagen deutlich unterscheiden, wurde in den vorhergehenden Abschnitten dieser Sicherheitsanalyse zunächst die Häufigkeit für unterschiedliche Ölleckagemengen mit Hilfe einer statistischen Auswertung von deutschen Betriebserfahrungen ermittelt. Des weiteren erfolgte eine Abschätzung der Entzündungswahrscheinlichkeit unter Berücksichtigung der Gegebenheiten der Referenzanlage.

Die Eintrittshäufigkeit einer Ölleckage (Leckrate größer 10 kg/h bis 150 kg/h), von der angenommen wird, daß sie bis zur Ansammlung einer relevanten Ölmenge nicht detektiert wird, wird aufgrund generischer Daten mit einem Erwartungswert von $1 \cdot 10^{-3}/a$ abgeschätzt. Diese Häufigkeit wird hinsichtlich ihrer Übertragbarkeit auf die anlagenspezifischen Gegebenheiten bei KRB als konservativ angesehen. Größere Leckagemengen stellen aufgrund der geringeren Eintrittshäufigkeit für größere Lecks, der besseren Detektierbarkeit und der damit verbundenen Absperrung kein relevantes Einleitungsereignis dar. Hinsichtlich der Entzündungswahrscheinlichkeit ergab sich aus einer eingehenden Prüfung der Gegebenheiten vor Ort, daß keine der üblicherweise in Betracht zu ziehenden potentiellen Zündquellen, wie Entzündung an heißen Anlagenteilen, Autooxidation in Isoliermaterialien oder Entzündung an Elektroantrieben, im Bereich möglicher Leckagen oder Ölsammlungen erkennbar ist. Trotz dieser Feststellung ist die Möglichkeit einer Entzündung nicht gänzlich auszuschließen. Zur Quantifizierung der Eintrittshäufigkeit eines Ölbrandes wird deshalb in der Analyse eine Entzündungswahrscheinlichkeit von $1 \cdot 10^2$ unter der Bedingung einer vorhandenen großen Ölleckage angenommen. Derzeit wird kein methodischer Ansatz gesehen, diesen mit einer erheblichen Unsicherheit behafteten Schätzwert anlagenspezifisch weiter einzugrenzen. Sofern ein eingetretener Ölbrand nicht schnell durch die vorhandene ortsfeste Löschanlage erfolgreich bekämpft wird, ist eine Brandübertragung

auf Kabelisolationen im Brandverlauf mit hoher Wahrscheinlichkeit zu erwarten.

Hinsichtlich der möglichen Auswirkungen eines Brandes auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen ist der kombinierte Öl-/Kabelbrand aufgrund eines im Vergleich mit einem reinen Kabelbrand schnelleren Temperatur- und Druckanstieges in den einzelnen Raumbereichen des Sicherheitsbehälters von größerer Bedeutung. Nach den in /GRS 91/ durchgeführten Untersuchungen, bei denen die Randbedingungen für diesen Fall anhand eines Brandmodells vereinfachend vorgegeben und die Temperaturverläufe in den einzelnen Raumbereichen mit dem Rechencode CRDLOC theoretisch berechnet wurden, ergaben sich, ausgehend von einem Ölleckagebrand innerhalb des Sicherheitsbehälters mit Kabelentzündung im Verlauf des Brandes, Temperaturen (vgl. Bild 5.4), die anfänglich im Steuerstabantriebsraum bei etwa 400 °C liegen. Mit Entwicklung des Kabelbrandes nehmen die Temperaturen dort im Brandbereich kurzzeitig Werte von etwa 1200 °C an und erreichen auch im weiter entfernten Raumbereich der oberen Druckkammer kurzzeitig noch Werte über 700 °C. Weiterhin zeigt der in /GRS 91/ berechnete Temperaturverlauf eine sich anschließende, sehr lange Abkühlungsphase des Brandes mit einem Temperaturniveau um 400 °C. Der mit diesem Brandverlauf verbundene, berechnete Druckverlauf ist in Bild 5.5 dargestellt, während Bild 5.6 den zugehörigen Verlauf der Sauerstoffkonzentration zeigt.

Ausgehend von einer Brandeintrittshäufigkeit von 10^{-5} pro Jahr ist die bedingte Wahrscheinlichkeit für einen bestimmten Brandverlauf (lokale Raumtemperaturzeitverläufe im Sicherheitsbehälter) stark von verschiedenen Parametern abhängig. Dazu gehören insbesondere der obere Grenzwert für die Abbrandrate des Öls, die Entzündungstemperatur der Kabelisolationen und der Einfluß der Brandbekämpfung. Die Berechnung der Temperaturzeitverläufe in /GRS 91/ geht von einem nicht durch Brandbekämpfungsmaßnahmen beeinflussten Brand aus. Deren Einfluß schlägt sich anhand einer von der Branddauer abhängigen Ausfallwahrscheinlichkeit der Brandbekämpfung in der brandbedingten Ausfallhäufigkeit sicherheitsrelevanter Komponenten und Bauteile nieder. Aus den in /GRS 91/ durchgeführten Variationen der anderen Parameter wurde für die vorliegende Analyse die Rechnung mit dem oben beschriebenen und in Bild 5.4 dargestellten Brandverlauf ausgewählt, da die zugehörigen Parameter den

heutigen Kenntnisstand am ehesten widerspiegeln. Wahrscheinlichkeitsverteilungen für diese Parameter lagen nicht vor.

Die Ergebnisse der verwendeten Rechnungen lassen erkennen, daß ein derartiger Brand auch ohne Brandschutzmaßnahmen aufgrund des sich einstellenden Sauerstoffmangels (siehe Bild 5.6) schon nach etwa 20 Minuten zum Erliegen kommt. Dementsprechend kann nur eine früher einsetzende Brandbekämpfung den Brandverlauf wesentlich beeinflussen.

Bild 5.7 zeigt das den Analysen zugrundeliegende brandspezifische Ereignisablaufdiagramm. Hinsichtlich der Beschreibung der Fehlerbäume zur Quantifizierung wird auf /GRS 91/ verwiesen. Gegenüber den dort ermittelten Ausfallwahrscheinlichkeiten wurden in der vorliegenden Analyse aufgrund von Verbesserungen im automatischen Brandmeldesystem günstigere Werte für die Ausfallwahrscheinlichkeit der direkten Brandmeldung ($5 \cdot 10^8$) verwendet. Für die Brandbekämpfung kommt bei dem zugrundegelegten Brandverlauf, sowohl für die Frühphase als auch für die Spätphase, nur der Einsatz der im Bereich der Ölversorgung und von Kabelmassierungen vorhandenen ortsfesten Sprühwasserlöschanlage in Betracht, da die Brandwirkungen eine manuelle Brandbekämpfung nicht zulassen. Die ungünstige Bewertung der Brandbekämpfung in der Frühphase (Ausfallwahrscheinlichkeit nach /GRS 91/: 1 bis etwa 10^{-1} in Abhängigkeit von der Branddauer) wird im wesentlichen durch deren manuelle Auslösung (fernbedient von der Warte aus) bestimmt. Wesentlich günstigere Werte könnten bei einer automatischen Auslösung erreicht werden. Diese ist aber, wie in /GRS 91/ ausführlich diskutiert, wegen nicht auszuschließender Fehlauflösungen umstritten. Dabei stellt sich insbesondere die Frage, ob eine automatische Auslösung auch aus sicherheitstechnischer Sicht zweckmäßig ist. Das in Bild 5.7 aufgezeigte "Druckkammersprühen" stellt grundsätzlich eine alternative, allerdings nicht dafür vorgesehene Brandbekämpfungsmaßnahme dar. Da eine solche Maßnahme aber nicht vor Ablauf von 30 Minuten nach Brandmeldung in Betracht zu ziehen ist, hat sie auf den untersuchten Ereignisablauf keinen Einfluß. Hinsichtlich des Funktionserhalts von Komponenten werden die einzelnen brandbedingten Auswirkungen im nachfolgenden Abschnitt beschrieben. Ausgehend von dem dargestellten brandspezifischen Ereignisablauf mit einer Eintrittshäufigkeit von 10^{-5} pro Jahr sind relevante Einwirkungen auf Komponenten und Anlagenteile, wie z. B. Kabel, Armaturen und Instrumentierungen, mit 10^{-5} bis 10^{-6} pro Jahr anzunehmen.

- Reiner Kabelbrand

Zur Ermittlung der Eintrittshäufigkeit für einen Brand, von dem im wesentlichen nur Kabelisolierungen betroffen sind, wird wie in /GRS 89/ aufgrund der zu geringen Datenbasis für deutsche Anlagen auf generische Daten aus amerikanischen Betriebserfahrungen zurückgegriffen. Danach ist ein Kabelbrand im Sicherheitsbehälter mit einer Häufigkeit von $3 \cdot 10^{-3}$ /a anzunehmen.

Bei einem reinen Kabelbrand können ohne Brandbekämpfungsmaßnahmen letztlich die gleichen Temperaturen wie beim kombinierten Öl- und Kabelbrand erreicht werden. Deshalb wurden spezielle Rechnungen zur Ermittlung der Temperaturzeitverläufe beim reinen Kabelbrand nicht durchgeführt. Ausgehend von einer lokalen Entzündung kalter Kabel ist aber die Brandausbreitungsgeschwindigkeit und damit auch der Temperaturanstieg, von weniger wahrscheinlichen Ereignisabläufen abgesehen, zunächst deutlich geringer anzunehmen und demzufolge die Brandbekämpfung günstiger zu bewerten.

Für den brandspezifischen Ereignisablauf (vgl. Bild 5.7) beim reinen Kabelbrand wird deshalb angenommen, daß für den Pfad mit gegebener direkter Brandmeldung - die einen Kabelbrand schon in einem sehr frühen Schwelzustand erfassen kann - im Unterschied zum Öl-/Kabelbrand die Brandbekämpfung in der Frühphase aufgrund von Erkenntnissen aus stattgefundenen Kabelbränden auch eine manuelle Brandbekämpfung durch in der Brandbekämpfung geschultes Betriebspersonal beinhaltet. Weiterhin ist in diesem Fall die Ausfallwahrscheinlichkeit der ortsfesten Löschanlage aufgrund einer wesentlich längeren Zeitspanne für eine Auslösung mit Einfluß auf den Brandverlauf deutlich geringer. Insgesamt ist die Ausfallwahrscheinlichkeit der Brandbekämpfung in der Frühphase bei einem reinen Kabelbrand mit kleiner 10^{-2} anzunehmen. Die alternative Brandbekämpfungsmöglichkeit durch "Druckkammersprühen" wurde auch bei diesem Ereignisablauf nicht berücksichtigt. Entsprechend der vorgenommenen Bewertung und unter Berücksichtigung ihrer Unsicherheiten ist die Häufigkeit für einen Kabelbrand, bei dem vergleichbare brandbedingte Einwirkungen wie beim kombinierten Öl-/Kabelbrand vorliegen, ebenfalls in der Größenordnung von 10^{-5} bis 10^{-6} pro Jahr anzunehmen.

5.1.2.3 Brandbedingte Auswirkungen auf Strukturen, Komponenten und Bauteile

Anhand der für den kombinierten Öl-/Kabelbrand ermittelten Temperaturzeitverläufe für bestimmte Raumbereiche des Sicherheitsbehälters und des Druckzeitverlaufes wurden folgende Auswirkungen näher untersucht, wobei die Auswirkungen bei einem nicht erfolgreich bekämpften Kabelbrand vergleichbar sind:

- Standsicherheit von baulichen Strukturen, des Reaktordruckbehälters sowie Integrität der kühlmittelführenden Umschließung,
- Funktion von maschinentechnischen Komponenten, z. B. Armaturen,
- Versagen von Kabeln infolge hoher Temperatur oder durch Abbrennen,
- Verhalten von Instrumentierungen und
- Belastung des Sicherheitsbehälters.

Hinsichtlich der Integrität der kühlmittelführenden Umschließung wurden im Rahmen der vorliegenden Sicherheitsanalyse vertiefte Untersuchungen zum Verhalten der Steuerstabantriebsrohre durchgeführt, die den Brandwirkungen unmittelbar ausgesetzt sind. Die Auswirkungen eines Brandes auf die anderen oben genannten Strukturen, Bauteile und Komponenten wurden für die Referenzanlage bereits im Rahmen von /GRS 91/ untersucht. Es ergeben sich folgende Ergebnisse:

■ Standsicherheit baulicher Strukturen und des Reaktordruckbehälters

Die Ergebnisse zeigen, daß aufgrund der Bemessung und Ausführung der baulichen Strukturen eine Gefährdung der Standsicherheit des Gebäudes sowie ein Versagen tragender Baustrukturen infolge unmittelbarer Brandeinwirkungen auszuschließen ist. Frühestens nach etwa 90 Minuten Branddauer würde die kritische Temperatur der Stahlabschirmplatte erreicht werden. Die bedingte Versagenswahrscheinlichkeit erreicht damit erst etwa 40 Minuten nach Brandeintritt einen Wert von $5 \cdot 10^{-7}$. Auch die Standsicherheit des Reaktordruckbehälters ist nicht gefährdet. In diesem Zusammenhang erscheint der Hinweis von Bedeutung, daß der nach den Berechnungen in /GRS 91/ scheinbar zu befürchtende Anstieg der Versagenswahrscheinlichkeit bei

weitergehender Bewertung der fortschreitenden Abkühlungsphase des Brandes gestoppt wird.

■ Verhalten der Steuerstabantriebe bei Brand

Den Untersuchungen zur Lastabtragung liegt der in /GRS 91/ ermittelte Temperaturverlauf im Steuerstabantriebsraum zugrunde (vgl. Bild 5.4). Die Brandgastemperaturen erreichen maximal etwa 1200 °C. Die Einwirkdauer der hohen Temperaturen beträgt rund 500 s. Untersucht wurde, ob durch die thermischen Beanspruchungen der Steuerstabantriebe infolge von Brand größere Leckagen auftreten können.

Im Boden des RDB der Referenzanlage sind 193 Steuerstabantriebe an nach innen gerichteten Stützen angeschweißt. Die Antriebe sind auch bei unterstelltem Versagen der Schweißverbindungen gegen Herausschießen konstruktiv gesichert. Eine im Abstand von etwa 70 cm dem RDB-Boden vorgelagerte Stahlabschirmplatte, durch die die Antriebe hindurchgesteckt sind, verhindert eine direkte Einwirkung von Brandgasen auf Boden und Stützen. Am unteren Ende des Antriebsgehäuses sind das Dichtungsgehäuse, der Stellantrieb und der Elektromotor angeflanscht. Das Innere des Antriebsgehäuses enthält weitere zum Verfahren der Steuerelemente erforderliche Bauteile. Im Zusammenhang mit den Wärmeausbreitungsuntersuchungen bei Brand sind hierbei die Antriebsspindel, der Hohlkolben und das Führungsrohr zu beachten. Die Kühlung der Bauteile erfolgt durch umlaufendes Spülwasser, das oberhalb des Dichtungsgehäuses in das Antriebsgehäuse eintritt und über eine Drossel im Bereich der Stützen in den RDB abgeführt wird.

Die bei Normalbetrieb durch die Gesamtheit von 193 Antrieben strömende Wassermenge ist auf rund 4 kg/s eingestellt und wird nach Schnellabschaltung auf etwa 14 kg/s erhöht. Der nachstehend als $x/193$ ausgewiesene Massenstrom bezieht sich damit auf die Durchflußmenge eines Antriebes. Die Temperatur des Spülwassers beträgt unter Normalbedingungen etwa 30° bis 50°C.

Der Wärmeeintrag in das Antriebsgehäuse erfolgt in erster Näherung durch freie Konvektion der umgebenden Brandgase sowie durch Strahlung aus dem Brandraum. Auf der Innenseite der Antriebsgehäuse wird ein Teil der eindringenden Wärme durch erzwungene Konvektion von strömendem Spülwasser aufgenommen. Das Spülwasser

führt Anteile der aufgenommenen Wärmemenge an die inneren Stahlbauteile und über die Drossel an den Innenraum des RDB ab. Durch die Erwärmung des Spülwassers kann es zu einer Erhöhung des Innendrucks kommen und damit zu einer vermehrten mechanischen Beanspruchung des Antriebsgehäuses.

Hinsichtlich der Integrität der Druckumschließung sind durch die Untersuchungen folgende Fragen zu klären:

- Welche Temperaturen sind bei Brandeinwirkung in den einzelnen Bauteilen des Antriebsgehäuses, in der Kühlmittelzuleitung und im Kühlmittel zu erwarten?
 - Welche mechanischen Beanspruchungen des Antriebsgehäuses und der Kühlmittelzuleitung leiten sich aus den Temperaturerhöhungen des Fluids ab?
 - Können durch die mechanischen und thermischen Lasten größere Undichtigkeiten hervorgerufen werden?
- Temperaturaufbau in den Bauteilen des Steuerstabantriebs, in der Kühlmittelzuleitung und im Spülwasser infolge von Brandeinwirkung
 - ◆ Modellannahmen

Zur Berechnung der Wärmeausbreitung wird das Antriebsgehäuse in radialer Richtung vereinfacht durch ein axialsymmetrisches Dreikörpermodell abgebildet. Dieses ist nach (Bild 5.8) aufgebaut aus

- dem Steuerstabantriebsgehäuse (Hohlzylinder),
- dem strömenden Kühlmittel,
- den pauschal zusammengefaßten Einbauten (Vollzylinder).

Das Steuerstabantriebsgehäuse wird am unteren Ende (Pos. B in Bild 5.8) durch eine äquivalente kompakte Masse abgeschlossen, die den Bereich des Getriebes und des Motors modelliert. Die Länge des Dreikörpermodells des Antriebsgehäuses beträgt 5 m. Das Modell der Anschlußleitung von ebenfalls 5 m Längenausdehnung (Zweikörpermodell) ist mit dem Antriebsgehäuse bei Pos. C verbunden. Die Anschlußstelle

erlaubt konvektiven Wärmeaustausch über das einströmende Kühlmittel und den Austausch von Energie durch Wärmeleitung in den Stahlteilen der Anschlußstelle.

♦ Randbedingungen in Längsrichtung der Bauelemente:

- Pos. A: Einlauf der Anschlußleitung

An dieser Stelle tritt die Anschlußleitung durch die Betonwand des Steuerstabantriebsraums. Aufgrund der anzunehmenden nahezu einheitlichen Temperaturen in der Durchführung wird bei den Berechnungen eine Wärmeisolation des Rohrs in axialer Richtung unterstellt. Diese Wahl der Randbedingung ist auch sinnvoll unter dem Aspekt der Einschätzung von maximal möglichen Beanspruchungen der Zuleitung. Die Randbedingung für das Fluid an dieser Stelle ist durch die Temperatur des einströmenden Kühlmittels gegeben. Letztere wird als konstant angenommen. (Während der Dauer des Brands treten keine wesentlich erhöhten Temperaturen hinter der Durchführung zum Nachbarraum auf.)

- Pos. D: Einbindung des Steuerstabantriebs in den Boden des RDB

Der Wärmestrom im Stahl wird hier von der vorgegebenen RDB-Bodentemperatur gesteuert. Zur Berechnung stationärer Bedingungen (vor Brandbeginn) wird im Modell an der Stelle D die RDB-Temperatur von der ursprünglichen, für alle Bauteile einheitlichen Anfangstemperatur von 30°C bis auf ihren Endwert von 286°C über eine Einschaltcharakteristik herangeführt. Zur Festlegung der Randbedingung im Fluid wird angenommen, daß die mittlere Temperatur im Diskretisierungselement gleich ist der Temperatur des Fluids nach Überschreiten der Grenze bei D. Diese naheliegende Annahme stützt sich auf die Tatsache, daß nach Eintritt in den RDB die Fluidmasse nicht unmittelbar die Temperatur des Kühlmittels im RDB annehmen kann.

- Pos. B: Bereiche Motor und Getriebe

Die Ankopplung der Umgebung (vor und während Brandeinwirkung) erfolgt durch Wärmeübergangskoeffizienten.

- ◆ Randbedingungen in radialer Richtung:

Auch der radiale Wärmeaustausch mit der Umgebung wird durch Wärmeübergangskoeffizienten beschrieben, die sowohl die natürliche Konvektion des umgebenden Gases berücksichtigen als auch Strahlung aus den Brandgasen.

- Vereinfachte Berechnungsmethode

Das verwendete Verfahren wurde in Anlehnung an eine Methode entwickelt, die für Berechnungen des Temperatureaufbaus in Brennelementen eingesetzt wird /TRAM 90/. Zur Diskretisierung der Wärmeausbreitungsgleichungen wird jeder Zelle des Modells eine mittlere Temperatur - Knotentemperatur - zugeordnet. Der aktuelle Wärmeinhalt der Zelle ist festgelegt durch die Wärmekapazität, durch die Masse und die Knotentemperatur. Die Änderung des Wärmeinhalts der Zelle ergibt sich aus den radialen und longitudinalen Wärmeflüssen über die Zellgrenzen. Zur näherungsweisen Beschreibung des räumlichen Temperaturverlaufs in einer Zelle, der die Knotentemperatur mit den Zellgrenztemperaturen verknüpft, werden als Interpolationsfunktionen die Lösungen der stationären Wärmeleitung verwendet. Hierbei werden der radiale und der longitudinale Wärmefluß als näherungsweise unabhängig voneinander angenommen, d. h. in radialer Richtung werden logarithmische und in Längsrichtung lineare Interpolationsfunktionen angesetzt. Der Wärmeübergang in radialer Richtung zwischen Stahlbauteilen und Kühlmittel wird durch die Wärmeleitfähigkeitskoeffizienten der aneinandergrenzenden Werkstoffe und durch Wärmeübergangszahlen ausgedrückt. Die Temperaturabhängigkeit der Materialkoeffizienten wird berücksichtigt.

Die Methode führt für die Knotentemperaturen auf ein nichtlineares System von Differentialgleichungen 1. Ordnung in der Zeit. Die Lösung des Systems erfolgt inkrementell, wobei Wärmeflüsse in Längsrichtung und Werkstoffkennwerte jeweils auf den vorangegangenen Zeitpunkt bezogen werden. Die gekoppelten Differentialgleichungen für die Knotentemperaturen radial benachbarter Zellen werden mit Hilfe der impliziten Euler - Vorwärts/Rückwärts - Methode (EVRM) gelöst.

- Geometrie, Werkstoffkennwerte und Wärmeübergangparameter des Modells
- ◆ Geometrie

Im Sinne einer oberen Grenzwertbetrachtung bezüglich thermischer Beanspruchungen im Gehäuseaußenrohr wird folgender Betriebszustand unterstellt:

- Steuerelemente eingefahren (Volumenanteil der Stahlbauteile reduziert gegenüber ausgefahrenem Zustand)
 - Massenstrom des Kühlmittels (4/193) kg/s (Rate bei Normalbetrieb)
- Im unterstellten Zustand wird weniger Wärme aus dem Antriebsgehäuse abgeführt als im Zustand nach Schnellabschaltung, in deren Folge Kühlmittelausgleich im Gehäuse durch erhöhten Massenzufluß sichergestellt wird.

Unter diesen Bedingungen steht dem Fluid ein mittlerer freier Querschnitt von etwa 104 cm² zur Verfügung, der sich aus dem Innendurchmesser des Außenrohrs - etwa 13,4 cm -, den Außen- bzw. Innendurchmessern des Führungsrohres - etwa 12,4 cm bzw. 11,3 cm - und dem Durchmesser der Spindel - etwa 4,3 cm - errechnet. Für das Dreikörpermodell des Antriebs, bei dem die Querschnittsfläche des Führungsrohres der Querschnittsfläche der Spindel zugeschlagen wurde, ergeben sich damit folgende Modellradien:

- Radius des Stahlzylinders der pauschalisierten Einbauten: $R_1 = 3,4 \text{ cm}$
- Innenradius des Gehäuserohrs: $R_2 = 6,7 \text{ cm}$
- Außenradius des Gehäuserohrs $R_3 = 8,1 \text{ cm}$

Die dem Fluid im Modell zur Verfügung stehende Spaltweite beträgt $R_2 - R_1 = 3,3 \text{ cm}$.

Bei einem Massenstrom von (4/193) kg/s und einer mittleren Fluiddichte von 978 kg/m³ beträgt die mittlere Fluidgeschwindigkeit im Modell des Steuerstabantriebs danach rund 2 mm/s.

Die geometrischen Abmessungen des Anschlußrohrs betragen:

- Innenradius des Rohrs $r_1 = 1,7 \text{ cm}$

- Außenradius des Rohrs $r_2 = 2,15 \text{ cm}$

Die Durchflußgeschwindigkeit im Anschlußrohr beträgt 23,3 mm/s unter den oben genannten Bedingungen für den Massenstrom und die Dichte.

Die Längsausdehnungen der Zellen des Steuerstabantriebsgehäuses bzw. der Zellen im Anschlußrohr wurden in den Modellrechnungen mit 10 cm bzw. 20 cm angenommen. Die kleinere Maschenweite der Zellen des Antriebsgehäuses wurde aufgrund des stärkeren Temperaturgefälles in der Nähe des RDB-Bodens gewählt.

♦ Werkstoffkennwerte

Die Stahlbauteile des Antriebsgehäuses einschließlich Einbauten und das Anschlußrohr sind aus austenitischem Material (Werkstoffkennung: X 10 CrNiNb 18 9) gefertigt. Zahlenwerte für die temperaturabhängigen physikalischen Parameter wurden aus /MPA 91/ entnommen. Die dort angegebenen Mittelwerte der spezifischen Wärmekapazität wurden in wahre Werte umgerechnet. Die den Modellrechnungen zugrunde gelegten spezifischen Wärmen und Wärmeleitfähigkeiten sind in Tabelle 5.3 zusammengestellt.

Die entsprechenden Eigenschaften für das Kühlmittel, die Tabelle 5.4 enthält, wurden dem VDI-Wärmeatlas /VDI 91/ entnommen.

Die Wärmeübergangszahlen (α) zwischen Kühlmittel und Stahlbauteilen wurden entsprechend den Formulierungen der Ähnlichkeitstheorie bestimmt. Die für diese Rechnungen erforderlichen Parameter und Formeln sind in Tabelle 5.5 angegeben. Für den unterstellten Fall (Massenstrom $G = 4/193 \text{ kg/s}$) ist im angegebenen Temperaturbereich für Wasser im Antriebsgehäuse von laminarer Strömung auszugehen (sämtliche Reynoldszahlen sind nach Tabelle 5.5 kleiner als etwa 2300). Ferner zeigt Tabelle 5.5, daß die Wärmeübergangszahlen innerhalb sehr enger Grenzen nahezu temperaturunabhängig sind und im Mittel rund $54 \text{ J/(s m}^2 \text{ K)}$ betragen.

Im Anschlußrohr liegen die Reynoldszahlen im Temperaturbereich oberhalb von $50 \text{ }^\circ\text{C}$ über dem Grenzwert von 2300. Hier wird deshalb vorwiegend turbulente Strömung auftreten. Diese führt im allgemeinen zu Wärmeübergangszahlen, die oberhalb von $100 \text{ (J/sm}^2\text{K)}$ liegen. Im Rahmen der vorliegenden konservativen Abschätzung der

durch Strahlung

$$\alpha_s = 17 \text{ J/(s m}^2 \text{ K)}$$

ermittelt. Dieser Wert wurde den Berechnungen der Brandauswirkungen zugrunde gelegt. Die Temperaturabhängigkeit, die bei niedrigeren Gastemperaturen zu reduzierten α -Werten führt, wurde in den Rechnungen nicht berücksichtigt.

- Berechnete Temperaturbelastungen

In den Bildern 5.9 und 5.10 sind Temperaturverteilungen längs des Antriebsgehäuses für zwei unterschiedliche Zeiten, $t = 1105 \text{ s}$ und $t = 2422 \text{ s}$, aufgetragen. Dargestellt sind die Temperaturen der Einbauten, des Kühlmittels und des Gehäuseaußenrohres.

Aus den Bildern 5.11 und 5.12 sind die den gleichen Zeitpunkten entsprechenden Temperaturverteilungen längs der Anschlußleitung zu entnehmen. Die stationäre Lösung zum Zeitpunkt 0 s (nicht in den Bildern dargestellt) ergibt im ganzen Rohrbereich einheitliche Temperaturen, entsprechend der gewählten Umgebungs- und Fluidtemperatur von $30 \text{ }^\circ\text{C}$.

Temperaturzeitverläufe an verschiedenen Positionen des Antriebsgehäuses und der Anschlußleitung sind in den Bildern 5.13 und 5.14 wiedergegeben.

Die Ergebnisse zeigen, daß die mittleren Temperaturen in den Bauteilen und im Fluid infolge der Brandeinwirkung nach Bild 5.4 die nachstehenden beispielhaften Werte nicht überschreiten:

- Im Motor/Getriebebereich etwa $270 \text{ }^\circ\text{C}$ (extrapolierter Wert)
- Im Bereich des Anschlußstutzens der Kühlmittleitung
 - $330 \text{ }^\circ\text{C}$ im Gehäuse
 - $120 \text{ }^\circ\text{C}$ im Kühlmittel
 - $< 150 \text{ }^\circ\text{C}$ in Einbauten
- Im mittleren Teil des Steuerstabantriebs
 - $350 \text{ }^\circ\text{C}$ im Gehäuse
 - $170 \text{ }^\circ\text{C}$ im Fluid

- 150 °C in Einbauten
- Im Anschlußrohr nahe der Anschlußstelle
 - 470 °C im Stahl
 - 120 °C im Fluid
- In Rohrmitte
 - 480 °C im Stahl
 - 80 °C im Fluid

Für die Festigkeitsbewertung wird zur Abdeckung von Streuungen der Modellparameter von folgenden einhüllenden Temperaturen ausgegangen:

- 380 °C im Stahlmantel des Antriebes
- 180 °C im Fluid des Antriebsgehäuses
- 500 °C in der Rohrleitung (Stahl)
- 150 °C im Fluid der Rohrleitung

- Festigkeitsanalyse

Zusätzlich zur Temperaturbelastung erfahren die Stahlbauteile mechanische Belastungen infolge des Innendruckes. Zur Bestimmung der mechanischen Beanspruchung wird zunächst das sich einstellende Druckniveau abgeschätzt.

- ◆ Erhöhung des Drucks infolge Temperaturzunahme

Unter normalen Betriebsbedingungen stehen am Ausgang der Spülwasserzulaufpumpe etwa 9,5 MPa an. Der Massenstrom je Steuerstabantriebsgehäuse beträgt dabei ca. 0,02 kg/s (3,7 kg/s bei 193 Steuerstabantrieben). Um das bei Schnellabschaltung durch das Einschließen des Hohlkörpers freiwerdende Volumen im Steuerstabantriebsgehäuse rasch mit Kühlmittel zu füllen, wird vorübergehend der Spülwasserstrom auf etwa 14/193 kg/s je Antrieb erhöht. Am Pumpenausgang liegen dabei rund 15,3 MPa. RDB-seitig baut sich je nach Massendurchsatz durch die Drossel ein Druckgefälle über der Drossel auf, das unter Normalbedingungen etwa 0,1 MPa beträgt und bei erhöhtem Massenstrom nach Schnellabschaltung auf rund 1,2 MPa

anwächst. Bei einem Betriebsdruck von rund 7,0 MPa stellen sich unter Berücksichtigung des Wasserstands im RDB diesseits der Drossel im Antriebsgehäuse Drücke von etwa 7,2 MPa bzw. 8,3 MPa ein. Die Druckverluste über Zuleitungen, Anschlußleitungen und im Inneren des Antriebsgehäuses betragen danach zwischen Pumpe und Drossel rund 2,3 MPa unter Normalbedingungen und etwa 7,0 MPa nach Schnellabschaltung.

Durch Temperaturerhöhung im Spülwasser infolge eines unterstellten Brandes im Steuerstabantriebsraum kann sich das Druckniveau im Steuerstabantriebsgehäuse erhöhen. Diese Erhöhung ist jedoch begrenzt, da das Fluid sich teilweise über die Drosselöffnung entspannen kann.

Die in der Zeiteinheit in den RDB abfließende Wassermenge wird hauptsächlich vom Druckgefälle über der Drossel bestimmt. Die zeitliche Änderung der Wassermenge im Antriebsgehäuse ist einerseits über die Dichte des Fluids sowohl vom Druckzuwachs als auch von der Temperaturveränderung abhängig. Aufgrund des Gesetzes der Massenerhaltung kann die Änderung der Wassermenge im Antriebsgehäuse andererseits mit dem Massenzufluß in das Gehäuse und dem Massenabfluß über die Drossel in Beziehung gesetzt werden.

Auf der Basis dieser Zusammenhänge läßt sich eine Beziehung zwischen der Druckänderung im Steuerstabantriebsgehäuse und der Temperaturänderung herstellen, aus der der Druckzuwachs abgeleitet werden kann. Der Druckzuwachs ist umso größer, je schneller die Fluidtemperatur anwächst.

Aus den im vorausgegangenen Abschnitt erläuterten Ergebnissen der Wärmeausbreitungsberechnung leiten sich folgende maximale Temperaturzuwächse je Zeiteinheit ab:

- im Antriebsgehäuse etwa 6,4 °C/min
- in der Anschlußleitung etwa 7,5 °C/min

Es ergeben sich daraus in beiden betrachteten Fällen im Vergleich zu den absoluten Druckhöhen ohne Brandeinwirkung nur sehr geringe Drucksteigerungen: kleiner 0,1 MPa bei einem Massendurchsatz von ca. 4/193 kg/s, kleiner 0,4 MPa bei einem Massendurchsatz von 14/193 kg/s.

◆ Beanspruchungen

Die Druckverteilungen in der Anschlußleitung und im Steuerstabantriebsgehäuse können wegen der unbekanntenen Druckverlusthöhen in den verschiedenen Bereichen des Strömungspfades vom Pumpenausgang bis zur Drossel nicht genau angegeben werden. Da Druckerhöhungen infolge Brandeinwirkung nach den vorausgegangenen Ausführungen nicht ins Gewicht fallen, liegen die Drücke mit Sicherheit beträchtlich unter den Werten am Pumpenausgang (9,5 MPa bzw. 15,3 MPa).

Unterstellt man, im Sinne einer extremen Maximalbetrachtung, eine mechanische Belastung aus Innendruck von 16 MPa, so ergeben sich Vergleichsspannungen in Höhe von

- etwa 87 MPa für das Antriebsgehäuse,
- etwa 74 MPa für die Anschlußleitung.

Diese Spannungsbeanspruchungen sind mit den Kennwerten des Werkstoffes X 10 CrNiNb 18 9 zu vergleichen. Die Warmstreckgrenzen und Zugfestigkeiten bei den hier interessierenden Temperaturen sind nach /MPA 91/

- Rp 0,2| 400 °C: etwa 180 MPa,
- Rm | 400 °C: etwa 400 MPa,
- Rp 0,2| 500 °C: etwa 170 MPa,
- Rm | 500 °C: etwa 390 MPa.

Die durch die unterstellten Brandbelastungen hervorgerufenen Beanspruchungen liegen im elastischen Bereich der Werkstoffkennlinien. Die Spannungsausnutzung, bezogen auf die Warmstreckgrenzen, ist jeweils kleiner als 50%. Versagen des Steuerstabantriebsgehäuses bzw. der Anschlußleitung infolge überhöhter Spannungen ist mit Sicherheit auszuschließen.

Ein Versagen des Steuerstabantriebsgehäuses bzw. der Anschlußleitung infolge von Kriechen kann ebenfalls ausgeschlossen werden. Aus den in /MPA 91/ dargestellten Ergebnissen von Zeitstandsversuchen leitet sich ab, daß selbst unter den hier angenommenen mechanischen und thermischen Belastungen während der Dauer der

Brandeinwirkung nur geringfügige Kriechdehnungen auftreten können. Um ein Versagen durch Kriechbruch einzuleiten, müßten die Belastungen über Zeiten anstehen, die größer als eine Woche sind.

- Leckagen

Versagen der druckführenden Umschließung der Steuerstabantriebe und der Spülwasser-Anschlußleitungen infolge großer Beanspruchungen bzw. Kriechbruch kann aufgrund der vorgestellten Ergebnisse bei dem untersuchten Brandlastfall nicht auftreten. Begrenzte Leckagen im Bereich der Gehäusedichtungen sind aber nicht von vornherein auszuschließen. Abschätzungen zeigen, daß eine nichtbeherrschbare Verminderung des Kühlmittelinventars des RDB auszuschließen ist.

- Zusammenfassende Bewertung des Verhaltens von Steuerstabantrieben bei Brand

Mit den Untersuchungen sollte geprüft werden, ob durch Öl- bzw. Kabelbrände im Steuerstabantriebsraum die Dichtheit der Antriebe in Frage gestellt werden könnte und dabei Kühlmittelverluste zu erwarten wären, die gegebenenfalls nicht beherrschbar sind.

Ausgehend von einer vorgegebenen Brandlast wurde zunächst die Temperaturentwicklung in den Stahlstrukturen eines Steuerstabantriebs einschließlich Anschlußleitung und im zirkulierenden Spülwasser berechnet. In einer weiteren Betrachtung ist das Festigkeitsverhalten des Systems ermittelt und das Potential für Leckagen abgeschätzt worden.

Die wesentlichsten Ergebnisse der Analysen sind:

- Das Abströmen des Spülwassers in den RDB über eine Drossel wirkt Druck erhöhungen infolge Temperaturanstiegs im Spülwasser entgegen. Die Druckzunahmen betragen trotz erhöhter Kühlmitteltemperaturen nur wenige Prozente des Betriebsdrucks.
- Die durch Innendruck und Temperaturanstieg in den Stahlbauteilen hervorgerufenen Beanspruchungen liegen weit unterhalb der Elastizitätsgrenze des Werkstoffs der Stahlstrukturen.

- Die Zeiten bis zum Auftreten eines Kriechbruchs übersteigen realistische Branddauern um mehrere Größenordnungen.
- Denkbare Verluste des Kühlmittelinventars im RDB sind selbst bei Unterstellung vollständigen Versagens der Dichtungen in den Dichtungsgehäusen der Steuerstabantriebe so gering, daß sie von den vorhandenen einspeisenden Systemen ohne weiteres beherrscht werden können.

Aufgrund der Untersuchungsergebnisse ergeben sich bei den unterstellten Brandlasten keine Folgewirkungen für die Kühlbarkeit des Kerns.

■ **Funktion von maschinentechnischen Komponenten**

Maschinentechnische Komponenten können in Abhängigkeit von ihrer Anordnung und Konstruktion unterschiedlich stark betroffen sein. Eine Beeinträchtigung der in der oberen Druckkammer angeordneten FD-ISO-Ventile, der Rückschlagarmaturen des Hauptspeisewassersystems und des Nachkühlsystems sowie der Sicherheits- und oberen Druckkammer angeordneten FD-ISO-Ventile, der Rückschlagarmaturen des Hauptspeisewassersystems und des Nachkühlsystems sowie der Sicherheits- und Entlastungsventile hinsichtlich deren automatischer federbetätigter Funktion ist nicht anzunehmen. Ein langfristiges Offenhalten dieser Ventile über die magnetisch betätigten Vorsteuerventile ist allerdings aufgrund eines möglichen temperaturbedingten Kabelversagens (oberhalb 200 °C) gefährdet. Dementsprechende Temperaturen werden bei den Modellrechnungen nach ungefähr 10 Minuten bei einem kombinierten Öl-/Kabelbrand erreicht.

■ **Verhalten von Instrumentierungen und Versagen von Kabeln²**

Generell werden nach den in /GRS 91/ durchgeführten Rechnungen in allen Raumbereichen Temperaturen über 200 °C erreicht. Das diesen Verläufen zugrunde liegende Rechenmodell enthält aber modellbedingte Vereinfachungen, welche die Genauigkeit der Ergebnisse beeinflussen. Dies wurde durch die Annahme konservativer Randbedingungen berücksichtigt. Dementsprechend geben die Ergebnisse eine obere Grenzabschätzung wieder. Somit liegen die ermittelten Temperaturen oberhalb der Temperatur, die zur Auslegung sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen gegen

² siehe Anmerkung S. 5-108

Kühlmittelverluststörfälle unterstellt wird. Die tatsächliche Ausfalltemperatur von entsprechend ausgelegten Instrumentierungen und Kabeln ist jedoch von der Dauer der thermischen Belastung und den Einbaugegebenheiten abhängig. Bei den im Sicherheitsbehälter eingesetzten Kabeln, die unmittelbar vom Brand erfaßt werden, ist grundsätzlich von einem Ausfall auszugehen. Bei Kabeln, die nicht direkt den Flammen ausgesetzt sind, ist der Funktionserhalt bei Temperaturen oberhalb 200 °C entscheidend von den mechanischen Zusatzbelastungen der Kabel oder der Kabeltragstrukturen am Einbauort abhängig. Dazu liegen derzeit keine gesicherten Kenntnisse vor. Deshalb wird in dieser Analyse nach Überschreiten einer Temperatur von 200 °C konservativerweise grundsätzlich von einem Ausfall aller elektrischen Instrumentierungen und Kabelverbindungen ausgegangen. Eine Ausnahme stellt die Neutronenflußmessung für die Überwachung des Anlagenzustandes nach einer Reaktorschnellabschaltung aufgrund der getroffenen Brandschutzmaßnahmen an einem Meßkanal dar. Die bedingte Ausfallwahrscheinlichkeit dieses Neutronenflußmeßkanals erreicht selbst bei einem extremen Brandverlauf erst nach ungefähr 40 Minuten Branddauer einen Wert von etwa $2 \cdot 10^{-3}$.

Ausgehend von den ermittelten Temperaturen können im Sicherheitsbehälter auch Auslegungsgrenzen für die nichtelektrische Meßwerterfassung brandbedingt überschritten werden. Z. B. kann durch thermische Einwirkung die RDB-Füllstandsanzeige höhere Füllstände anzeigen, als tatsächlich vorliegen. Vertiefte Untersuchungen dazu wurden nicht durchgeführt.

■ **Belastung des Sicherheitsbehälters**

Hinsichtlich der Belastung des Sicherheitsbehälters durch den brandbedingten Druckaufbau zeigen die Rechenergebnisse aus /GRS 91/ einen ausreichenden Abstand zum Auslegungswert von ca. 0,4 MPa (vgl. Bild 5.5). Thermische Belastungen des Sicherheitsbehälters wurden nicht betrachtet.

5.1.2.4 Verhalten der Anlage bei einem Brand im Sicherheitsbehälter

Ausgehend von den Erkenntnissen über die Auswirkungen eines Brandes im Sicherheitsbehälter auf Bauteile und Komponenten und der Feststellung, daß die Integrität der druckführenden Umschließung, läßt man unkritische Dichtungsleckagen außer

acht, nicht gefährdet ist, wird das Verhalten der Anlage bei diesem Ereignis im wesentlichen einmal durch die Folgen des möglichen Versagens von Kabelisolierungen und elektrischen Antrieben und weiterhin durch den brandbedingten Druckaufbau beeinflusst, der über das Reaktorschutzkriterium P 10 "Druckkammerdruck größer 0,025 MPa" zu automatischen Maßnahmen führt. Außerdem können im Sicherheitsbehälter auch die Auslegungsgrenzen für die nicht unmittelbar elektrische Meßwert- erfassung (Impulsleitungen mit Meßumformern außerhalb des Sicherheitsbehälters) brandbedingt überschritten werden.

Da der Zeitpunkt eines möglichen brandbedingten Versagens, insbesondere bestimmter Kabel, oder sonstiger Auswirkungen im Brandverlauf nicht genau vorhersehbar ist, ist der systemtechnische Ereignisablauf analytisch nicht exakt erfaßbar. Für die Bewertung des Anlagenverhaltens wird daher von folgenden Überlegungen ausgegangen:

Mit großer Wahrscheinlichkeit wird im Brandfall aufgrund einer Meldung der sehr zuverlässigen automatischen Brandmeldeanlage und aufgrund von Betriebsanweisungen eine Reaktorschnellabschaltung (RESA) durch das Wartpersonal von Hand ausgelöst. Erfolgt keine handbetätigte RESA, kann davon ausgegangen werden, daß eine automatische RESA mit weiteren automatischen Maßnahmen des Reaktorschutzsystems durch den brandbedingten Druckanstieg im Sicherheitsbehälter angeregt wird. Die dazu notwendige Instrumentierung wird durch den Brand nicht beeinträchtigt. Bei einem kombinierten Öl-/Kabelbrand wird das Druckkriterium " $> 0,025$ MPa" entsprechend Bild 5.5 schon nach wenigen Minuten erreicht. Bei einem Kabelbrand kann es in Abhängigkeit von der Brandausbreitung erst zu einem späteren Zeitpunkt anstehen. Auch bei einer handbetätigten RESA werden bei Überschreiten des Druckkriteriums weitere automatische Maßnahmen, auf die im weiteren noch eingegangen wird, durch das Reaktorschutzsystem ausgelöst.

Sonstige Auswirkungen auf das Anlagenverhalten können sich insbesondere durch Beeinträchtigungen des Leistungsverteilungs-Detektor-Systems (LVD-System), durch Ausfall der elektrischen Steuerstabantriebe sowie der Umwälzpumpen und durch mögliche Verfälschungen der RDB-Füllstandsmessung ergeben. Vom LVD-System werden folgende Meßwerte auch für den Reaktorschutz abgeleitet:

- Leistungsverteilung des Reaktors

- Überwachung der max. Brennstableistung
- Bestimmung der Reaktorleistung
- Abstand der Reaktorleistung von Kühlmitteldurchsatzbezogenen Abschaltmarken

Die Detektoren dieses Systems liefern ein Gleichstromsignal, das der Neutronenflußdichte am Ort des Detektors proportional ist. Bei einer übergreifenden Beeinträchtigung der zugehörigen Kabel ist eine unmittelbare Kontrolle der angegebenen Meßgrößen nicht mehr möglich. Denkbar ist, daß aufgrund von Brandeinwirkungen auf dieses System ebenfalls RESA ausgelöst wird. Nach RESA ist eine Überwachung des Neutronenflusses möglich, da ein Meßkanal der Neutronenflußinstrumentierung für den An- und Abfahrbereich speziell gegen Brandwirkungen ausgelegt ist. Der Ausfall der elektrischen Steuerstabantriebe und der Zwangsumwälzpumpen ist sicherheitstechnisch von geringerer Bedeutung. Aufgrund der Anordnung der Impulsleitungen der RDB-Füllstandsmessung können diese von Temperatureinwirkungen so betroffen sein, daß höhere Füllstände, als tatsächlich vorliegen, angezeigt werden können. Durch ein fehlerhaftes Signal kann einerseits eine RESA durch das Kriterium "Füllstand hoch" ausgelöst werden, andererseits wird die Einspeisemenge durch die Füllstandsregelung zurückgefahren werden.

Geht man von dem wahrscheinlichsten Ereignisablauf, einer Reaktorschutzaktion durch das Überschreiten des Differenzdruckkriteriums im Sicherheitsbehälter aus, wird der weitere Ereignisablauf durch diejenigen automatischen Maßnahmen bestimmt, die neben RESA vom Reaktorschutzsystem beim Überschreiten des Differenzdruckkriteriums im Sicherheitsbehälter ausgelöst werden. Diese Maßnahmen erfolgen vor dem Hintergrund des Schutzziels "Beherrschung eines Kühlmittelverluststörfalls", welches auslegungsgemäß bei diesem Kriterium unterstellt wird. Dementsprechend erfolgen:

- Durchdringungsabschluß (Frischdampfleitungen, Hilfsdampfleitung, Speisewasserleitungen und Hilfssysteme)
- Automatische Druckentlastung
- Fluten des RDB (unabhängig von einer möglicherweise fehlerhaften RDB-Füllstandsanzeige).

Die Funktionen der außerhalb des Sicherheitsbehälters angeordneten verfahrens- und elektrotechnischen Komponenten des Nachkühlsystems für Einspeisungen in den RDB und zur Nachwärmeabfuhr sind durch den Brand nicht unmittelbar beeinträchtigt. Auswirkungen auf die Verfügbarkeit des Nachkühlsystems aufgrund der möglichen Überschreitung von Auslegungsgrenzen der zugehörigen Meßwerterfassung im Sicherheitsbehälter wurden nicht untersucht.

Um den Ausfall der Einspeisung in den RDB zu vermeiden und die Nachwärmeabfuhr über die Kondensationskammer sicherzustellen, ist die Funktion der Sicherheits- und Entlastungsventile (S+E-Ventile) erforderlich. Bei einer Anregung der Einspeisung durch Druckanstieg im Sicherheitsbehälter (P10-Signal) wird neben dem DDA auch die Druckentlastung unmittelbar angeregt. Aufgrund der im Brandverlauf anzunehmenden Überschreitung einer Temperatur von 200 °C im betroffenen Raumbereich mit den Kabeln für die elektromagnetische Betätigung der Vorsteuerventile der S+E-Ventile und dem dafür unterstellten Kabelausfall wird die automatische Druckentlastung jedoch ab einem nicht näher bestimmbareren Zeitpunkt nicht mehr verfügbar sein³. Dagegen steht die Druckbegrenzung über die federbelasteten Vorsteuerventile mit großer Wahrscheinlichkeit zur Verfügung, da nach /GRS 91/ ein brandbedingtes Versagen dieser Druckbegrenzung nicht zu erwarten und die Nichtverfügbarkeit der Druckbegrenzung im Anforderungsfall sehr gering ist. Deshalb ist ein Ausfall der Einspeisung durch zu hohen RDB-Druck sehr unwahrscheinlich ($< 10^{-7}/a$ unter Berücksichtigung der Brandeintrittshäufigkeit).

Im Verlauf der Einspeisung mit den TH-HD-Systemen wird schon nach kurzer Zeit ein Füllstand im RDB erreicht, bei dem automatisch das Öffnen der diversitären Druckbegrenzungsventile angeregt wird. Die Betätigung dieser Ventile erfolgt über Stellmotore. Ein brandbedingter Ausfall der Stellmotore (Antrieb, Kabel) ist innerhalb der kurzen Zeitspanne zwischen Anregung der Einspeisung und Öffnen dieser Ventile noch nicht zu erwarten bzw. nur mit einer geringen Wahrscheinlichkeit einzuschätzen. Ein späterer, brandbedingter Ausfall der Stellmotoren führt zum Offenbleiben der Ventile. Dementsprechend steht bei einem Ausfall der Kabel der magnetbetätigten Entlastungsventile¹ außer der Funktion der Druckbegrenzung über die federbetätigten Entlastungsventile auch noch die Funktion der diversitären Druckbegrenzungsventile zur Verfügung. Je nach Verfügbarkeit der einspeisenden TH-HD-Systeme sowie der

³ siehe Anmerkung S. 5-108

offenen diversitären Druckbegrenzungsventile ergibt sich ein stabiler Zustand mit mittleren bis niedrigen Drücken. Bei auslegungsgemäßer Einspeisung über drei TH-HD-Systeme werden die Bedingungen für die ND-Einspeisung nicht erfüllt. In diesem Fall bedarf es letztendlich Notfall-Maßnahmen (Abschalten von TH-HD-Systemen), um eine Druckentlastung zur Inbetriebnahme der TH-ND-Systeme zu ermöglichen. Für die Häufigkeit, mit der sich aus dieser Ereignissequenz ein Gefährdungszustand ergeben kann, wird ein Wert von $< 10^{-7}/a$ abgeschätzt.

Ereignissequenzen und die Randbedingungen zu ihrer Beherrschung sind aufgrund der vielfältigen Ausfallmöglichkeiten der elektrischen Instrumentierungen im Sicherheitsbehälter äußerst schwierig erfaßbar und nur mit großen Unsicherheiten quantifizierbar. Für die Häufigkeit von Gefährdungszuständen, die sich aus Ereignissequenzen bei hohem Druck entwickeln könnten, wird deshalb konservativ angenommen, daß dieser Wert deutlich unter $10^{-6}/a$ liegen wird.

5.1.2.5 Zusammenfassende Bewertung

Die Untersuchungen zeigen, daß sich die in dieser Analyse näher zu untersuchenden Brandereignisse auf solche im Sicherheitsbehälter eingrenzen lassen.

Ausgehend von einer auf statistischer Basis abgeschätzten Eintrittshäufigkeit für relevante Ölleckagen im Sicherheitsbehälter von 10^{-3} pro Jahr, einer angenommenen bedingten Entzündungswahrscheinlichkeit von $<10^{-2}$ und einer Ausfallwahrscheinlichkeit der Brandbekämpfung, die anhand einer weitgehend anlagenspezifischen Bewertung in Abhängigkeit von der Branddauer Werte von 1 bis etwa 0,1 annehmen kann, ergeben sich übergreifende brandbedingte Einwirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen mit einer Häufigkeit im Bereich von 10^{-5} bis 10^{-6} pro Jahr. Der Brandverlauf wird bei einem solchen Ölbrand insbesondere durch die Brandübertragung auf Kabelisolierungen beeinflusst.

Die Eintrittshäufigkeit für einen Brand, bei dem ausschließlich Kabelisolierungen innerhalb des Sicherheitsbehälters betroffen sind, ist anhand generischer Daten mit $3 \cdot 10^{-3}$ pro Jahr einzuschätzen. Ausgehend von einer lokalen Entzündung kalter Kabel ist aber bei diesem Ereignis die Brandausbreitungsgeschwindigkeit und damit auch der Temperaturanstieg zunächst deutlich geringer als beim kombinierten

Öl-/Kabelbrand anzunehmen und demzufolge die Brandbekämpfung günstiger zu bewerten (Ausfallwahrscheinlichkeit bei Anforderung kleiner 10^{-2}). Ohne Brandbekämpfungsmaßnahmen können aber auch bei diesem Brand letztlich so hohe Temperaturen wie bei einem durch Brandbekämpfung nicht beeinflussten Öl-/Kabelbrand entstehen.

Die Auswirkungen eines Brandes im Sicherheitsbehälter lassen sich deshalb, bezogen auf eine Häufigkeit von $<10^{-5}$ pro Jahr, für beide Brandmöglichkeiten zusammengefaßt beschreiben. Auch ohne Brandbekämpfung sind die Auswirkungen begrenzt, da ein Brand aufgrund des sich einstellenden Sauerstoffmangels von selbst zum Erliegen kommt. Allerdings können während des Brandverlaufs Raumtemperaturen eintreten, die oberhalb der spezifizierten Auslegungstemperatur von Komponenten und Bauteilen liegen. Die Untersuchungen zeigen, daß die Standsicherheit tragender Baustrukturen und des Reaktordruckbehälters nicht gefährdet sind. Ebenso ist ein Verlust der Integrität der druckführenden Umschließung, von möglichen unkritischen Dichtungsleckagen abgesehen, nicht zu erwarten. Hinsichtlich der Belastung des Sicherheitsbehälters zeigen die Rechenergebnisse für den brandbedingten Druckaufbau einen ausreichenden Abstand zum Auslegungswert. Die Dichtheit des Sicherheitsbehälters unter Berücksichtigung der thermischen Belastungen wurde nicht untersucht. Maschinentechnische Komponenten können in Abhängigkeit von ihrer Anordnung, Konstruktion und Art der Betätigung unterschiedlich stark betroffen sein. Generell werden nach den Modellrechnungen in allen Raumbereichen Temperaturen erreicht, die oberhalb der angenommenen Versagenstemperatur von Kabeln liegen. Demzufolge ist möglicherweise von einem Ausfall aller elektrischen Instrumentierungen auszugehen⁴. Eine Ausnahme stellt die Neutronenflußmessung für die Überwachung des Anlagenzustandes nach einer Reaktorschnellabschaltung aufgrund der getroffenen Brandschutzmaßnahmen an einem Meßkanal dar.

Da der Zeitpunkt eines brandbedingten Versagens oder sonstiger Auswirkungen im Brandverlauf nicht genau vorhersehbar ist, ist der systemtechnische Ereignisablauf nicht exakt beschreibbar. In der Analyse wird davon ausgegangen, daß das Anlagenverhalten bei einem solchen Brand, ausgehend von einer Reaktorschnellabschaltung durch das Wartpersonal aufgrund einer Brandmeldung, mit großer Wahrscheinlichkeit durch die automatischen Maßnahmen des Reaktorschutzsystems, angeregt

⁴ siehe Anmerkung S. 5-108

durch den brandbedingten Druckanstieg im Sicherheitsbehälter, bestimmt wird. Die Funktionen der außerhalb des Sicherheitsbehälters angeordneten verfahrens- und elektrotechnischen Komponenten des Nachkühlsystems für Einspeisungen in den RDB und zur Nachwärmeabfuhr sind durch den Brand nicht unmittelbar beeinträchtigt. Dagegen können im Sicherheitsbehälter Auslegungsgrenzen für die Meßwerterfassungen brandbedingt überschritten werden; sich daraus ergebende Auswirkungen auf deren Verfügbarkeit wurden nicht untersucht. Bei einer Anregung der Einspeisung durch Druckanstieg im Sicherheitsbehälter (P10-Signal) wird neben dem DDA auch die Druckentlastung unmittelbar angeregt. Da ein Ausfall der Magnetvorsteuerventile der S+E-Ventile durch temperaturbedingtes Kabelversagen¹ später als die Anregung der Druckentlastung durch das KMV-Signal (P10-Signal) eintreten wird und die Druckbegrenzung durch die Federvorsteuerventile mit großer Wahrscheinlichkeit nicht gefährdet ist, ist ein Ausfall der Einspeisung durch zu hohen RDB-Druck sehr unwahrscheinlich. Dieser Fall ist unter Berücksichtigung der Brandeintrittshäufigkeiten mit einer Häufigkeit kleiner als 10^{-7} pro Jahr zu erwarten. Die gleiche Häufigkeit von $< 10^{-7}/a$ wird für Gefährdungszustände aus Ereignissequenzen abgeschätzt, die unter Berücksichtigung der Funktion der diversitären Druckbegrenzungsventile zu einem Zustand bei niedrigen bis mittleren Drücken führen.

Für eine Bewertung des Beitrages zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen durch Brand ist zunächst auf die große Unsicherheit der Schätzung der Eintrittshäufigkeit eines Öl- oder Kabelbrandes im Sicherheitsbehälter hinzuweisen. Weiterhin ist zu bemerken, daß die systematischen Ereignisabläufe bei einem Brand und die Randbedingungen zu ihrer Beherrschung aufgrund der vielfältigen Ausfallmöglichkeiten der elektrischen Instrumentierungen im Sicherheitsbehälter äußerst schwierig erfaßbar und nur mit großen Unsicherheiten quantifizierbar sind. Für die Häufigkeit von Gefährdungszuständen wird insgesamt konservativ ein Wert von deutlich kleiner 10^{-6} pro Jahr abgeschätzt. Im Rahmen eines ausgewogenen Sicherheitskonzepts ergibt sich dementsprechend keine Notwendigkeit weiterer Brandschutzmaßnahmen.

Im Zusammenhang mit der Vermeidung einer H_2 -Verbrennung infolge schwerer Kernschäden wird als mögliche Maßnahme eine Inertisierung der Druckkammer diskutiert. Eine derartige Maßnahme würde dann auch Brände im Sicherheitsbehälter während des Leistungsbetriebs wirksam verhindern. Eine Inertisierung des Sicherheitsbehälters wurde bereits bei den deutschen Kernkraftwerken der SWR-Baulinie 69 sowie bei

ausländischen Anlagen mit einem vergleichbaren Sicherheitsbehälterkonzept realisiert.

Anmerkung: Nach Abschluß der Untersuchungen ergaben sich anhand neuerer Brandversuche weiterführende Erkenntnisse zum Verhalten der im SB eingesetzten Silikonkautschukkabel. Nach diesen Untersuchungen ist zu erwarten, daß die Kabel brandbeständiger sind als es in der Analyse unterstellt wurde. Von einem grundsätzlichen Ausfall der Kabel bei Temperaturen oberhalb 200° C kann daher nicht mehr ausgegangen werden.

Insbesondere hat sich gezeigt, daß die Kabel für die leittechnische Ansteuerung zur Betätigung der Vorsteuerventile der S+E-Ventile den Temperaturen, die nach den hier verwendeten Modellrechnungen in der oberen Druckkammer zu unterstellen sind, standhalten.

Die verschiedenen Typen der eingesetzten Silikonkautschukkabel verhalten sich jedoch unterschiedlich. So ist noch nachzuweisen, daß die verwendeten Kabel für die Energieversorgung der relevanten Ventile den hier unterstellten Beanspruchungen widerstehen. Im speziellen ist noch zu untersuchen, ob die Kabel auf dem nicht durch Stahlrohre geschützten Verlegungsweg sowie elektrische Verbindungselemente und die Magnetbetätigungseinheit während der relevanten Zeitspanne funktionsfähig bleiben. In jedem Fall können die sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten für die Energieversorgung aber in ähnlicher Weise wie jetzt schon ein Neutronenflußkanal brandschutztechnisch geschützt werden. Dann sind Gefährdungszustände, die die Druckentlastungsfunktion betreffen, vernachlässigbar ($< 10^{-7}/a$).

5.2 Anlagenexterne übergreifende Ereignisse

5.2.1 Erdbeben

5.2.1.1 Methodik und Randbedingungen der seismischen Analysen

Die von einem Erdbeben ausgehenden Erschütterungen des Bodens übertragen sich über den Baugrund auf die Bauwerke eines Kernkraftwerkes. Durch das Erdbeben

werden die Bauwerke entsprechend ihrem dynamischen Verhalten zu Schwingungen angeregt. Diese Bauwerksschwingungen werden auf die innerhalb der Gebäude vorhandenen Anlagenteile und Komponenten entsprechend deren dynamischem Verhalten übertragen. Sicherheitstechnisch relevante Bauwerke und Komponenten eines Kernkraftwerkes sind gegen derartige dynamische Belastungen durch Erdbeneinwirkungen ausgelegt.

Die einzelnen Schritte bei der Ermittlung des Erdbebenrisikos von Bauwerken und Komponenten der Referenzanlage sind im folgenden dargestellt:

- ◆ Bestimmung realistischer seismischer Lastannahmen
 - Intensitätsabhängige standortspezifische ingenieurseismische Kenngrößen (z. B. maximale Beschleunigungen, Antwortspektren von Bodenbeschleunigungen)
 - Standortspezifische Eintrittshäufigkeiten für Erdbebenintensitäten
- ◆ Dynamische Bauwerksberechnungen
 - Lineare Analysen der Standsicherheit der Bauwerke
 - Ermittlung von intensitätsabhängigen Etagenantwortspektren als Erdbebenanregungen von Komponenten
 - Abschätzung von Eintrittshäufigkeiten für das Überschreiten von Auslegungsgrenzwerten
- ◆ Dynamische Komponentenberechnungen
 - Lineare Analysen der Standsicherheit und Integrität von maschinentechnischen Komponenten
 - Beurteilung der Funktionssicherheit
 - Abschätzung von Eintrittshäufigkeiten für das Überschreiten von Auslegungsgrenzwerten

Einen Schwerpunkt der Untersuchungen bildet die Ermittlung von realistischen seismischen Lastannahmen am Standort der Referenzanlage. Zur Beschreibung der

Erdbebenstärke wird die unmittelbar mit Bauwerksbeanspruchungen und -schäden verbundene makroseismische Intensität I verwendet (nach der Medvedev-Sponheuer-Karnik (MSK)-Skala). Die für dynamische Berechnungen benötigten ingenieurseismischen Kenndaten, insbesondere Freifeldantwortspektren und Starkbebendauern, werden intensitätsabhängig ermittelt. Es werden drei Intensitätsstufen betrachtet, die nach dem vorliegenden Erfahrungsstand das Erdbebenrisiko am Standort der Referenzanlage abdecken:

$I_1 = 6$ (entsprechend Auslegungserdbeben)

$I_2 = 7$ (entsprechend Sicherheitserdbeben)

$I_3 = 8$

Die Freifeld-Antwortspektren und Starkbebendauern werden durch eine statistische Auswertung gemessener Erdbebenzeitverläufe an Standorten mit ähnlichen Bodenverhältnissen gewonnen. Als Lastannahmen am Standort werden die Medianwerte (50 %-Fraktile) der den einzelnen Intensitätsstufen zugeordneten Freifeld-Antwortspektren verwendet. Die Bandbreiten der Streuungen dieser Spektren (16 %-Fraktile bis 84 %-Fraktile) bestimmen die Variationskoeffizienten der statistischen Verteilungen der Belastungen. Die Starkbebendauer ist nur relativ schwach von der Intensität abhängig und wurde für die vorliegende Studie als konstant angesetzt.

Mit Hilfe probabilistischer Methoden und geoseismischer Modelle für den Standort und dessen weitere Umgebung wird die Häufigkeit von Erdbeben bestimmt, die die Intensität I am Standort überschreiten /HOS 88/. In diese Seismizitätsmodelle eingearbeitet sind empirisch bekannte Beziehungen zwischen den stochastischen Größen: am Erdbebenherd freigesetzte Wellenenergie (Magnitude), Herdentfernung vom Standort, Energie am Standort (Intensität). Durch rechnerische Simulation (Monte-Carlo-Methode) einer großen Zahl von Energiefreisetzungsereignissen an potentiellen Erdbebenherden (z. B. Verwerfungen in den Schichten des Untergrunds) kann mit solchen Modellen die Häufigkeit einer bestimmten Intensität am Standort bestimmt werden.

Unter Zugrundelegung der realistischen, standortbezogenen seismischen Lastannahmen sind entsprechend der vorstehend aufgezeigten Vorgehensweise für alle relevanten Gebäude dynamische Bauwerksberechnungen durchzuführen. Die Bauwerksmodellierungen erfolgen mit rotationssymmetrischen Schalenelementen (Reaktor-

gebäude) oder durch Balkenelemente, wobei linear-elastisches Werkstoffverhalten vorausgesetzt wird. Die Abbildung des Baugrundes erfolgt mit frequenzunabhängigen Feder- und Dämpfungselementen, die in Abhängigkeit von standortspezifischen dynamischen Bodenkennwerten nach der Theorie des elastischen Halbraumes bestimmt werden. Die modalen Analysen erfolgen nach der Zeitverlaufmethode (time history modal analysis). Die dynamischen Bauwerksberechnungen dienen zum einen der Beurteilung der Standsicherheit und der hieraus resultierenden Versagenshäufigkeit der Gebäude selbst und zum anderen der Ermittlung von Erdbebenanregungen an den Auflagerpunkten von zu untersuchenden Komponenten in Form von Etagenantwortspektren bzw. Beschleunigungszeitverläufen.

Zur Bestimmung der seismischen Beanspruchungen von Komponenten werden lineare Rechenmodelle mit Balkenelementen erstellt. Für die Beurteilung des Versagensverhaltens von Komponenten sind je nach ihrer betrieblichen Aufgabe verschiedene Ursachen maßgeblich, wobei im wesentlichen drei Ausfallarten unterschieden werden können:

- Verlust der Standsicherheit (z. B. einer Unterstützungsstruktur)
- Verlust der Integrität (z. B. von Rohrleitungen und Behältern)
- Verlust der Funktionsfähigkeit (z. B. Dampfisolationsventile)

Die Versagenshäufigkeiten der untersuchten Bauwerke und Komponenten werden aus den bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten der Strukturen (Versagen bei Auftreten einer bestimmten Intensitätsstufe) und den Überschreitenshäufigkeiten der betreffenden Intensitätsstufen bestimmt.

5.2.1.2 Standortspezifische seismische Lastannahmen

Nach den Erkenntnissen in der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase A und B /GRS 80/, /GRS 89/ leisten Erdbeben einen nicht vernachlässigbaren Beitrag zum Gesamtrisiko. Eine wesentliche Voraussetzung für die Abschätzung des Risikobeitrages aus Erdbeben sind realistische seismische Lastannahmen. Daher ist es erforderlich, die Erdbebengefährdung am Standort der Referenzanlage unter Berücksichtigung der einschlägigen neueren Erkenntnisse zu beurteilen und standort-

spezifische seismische Lastannahmen zu ermitteln. Eine geeignete Vorgehensweise dafür wurde z. B. im Rahmen eines interdisziplinären Forschungsvorhabens "Realistische seismische Lastannahmen für Bauwerke" im Auftrag des Instituts für Bautechnik (IfBT), Berlin entwickelt /HOS 86/. Diese wurde auch in /GRS 89/ mit Erfolg angewendet.

Im vorliegenden Abschnitt werden im einzelnen Aussagen erarbeitet über:

- Erdbebengefährdung am Standort der Referenzanlage (makroseismische Kenngrößen, Intensitäts-Überschreitungsraten)
- elastische Freifeld-Antwortspektren
- Starkbebendauern

Dabei sollen auch Ereignisse früherer Begutachtungen und Festlegungen für die Referenzanlage Berücksichtigung finden.

Zur Herleitung standortspezifischer seismischer Lastannahmen für die Referenzanlage wird nach /HOS 88/ wie folgt vorgegangen:

- Neuerliche Auswertung der Erdbebengefährdung im Bereich des Standortes anhand des im IfBT-Vorhaben /HOS 86/ entwickelten Seismizitätsmodelles und probabilistischer Monte-Carlo-Simulationsanalysen
- Definition der unter Risikogesichtspunkten am Standort maßgebenden Erdbebenstärken und Klassifizierung der zugehörigen repräsentativen Erdbeben nach Bandbreiten ihrer makroseismischen Kenngrößen und Untergrundverhältnissen
- Statistische Auswertung der zu den repräsentativen Erdbeben verfügbaren Erdbebenregistrierungen im Hinblick auf Frequenzgehalt (Freifeld-Antwortspektren) und Starkbebendauer
- Festlegung der seismischen Lastannahmen für die dynamischen Bauwerksanalysen in Form von elastischen Freifeld-Antwortspektren und Starkbebendauern auf der Basis der 50 %-Fraktile der statistischen Auswertungen
- Vergleich der so definierten seismischen Lastannahmen mit denen nach früheren Begutachtungen und Festlegungen für den Standort

Als Grundlage für die Erarbeitung der seismischen Lastannahmen standen die im Literaturverzeichnis zusammengestellten Unterlagen zur Referenzanlage und die Literatur zum Stand der Technik bei den Erdbebenlastannahmen zur Verfügung.

■ **Erdbebengefährdung am Standort der Referenzanlage**

- Frühere Begutachtungen

Die Erdbebengefährdung am Standort der Referenzanlage wurde im Rahmen des Genehmigungsverfahrens durch Prof. Dr. O. Förtsch begutachtet. Hierbei wurde nach /KTA 75/ die maßgebende Standortintensität des für die Auslegung von Bauwerken der Klasse I zugrundezulegenden Sicherheitserdbebens (SEB) aufgrund der historischen Seismizität im weiteren Umkreis von 200 km um den Standort und der Einschätzung der maximal möglichen Erdbebenstärke im Standortgebiet mit $I = VII$ (MSK-Skala) angegeben /FÖR 74/. Nach Auswertungen der historisch aufgetretenen Erdbeben im Umkreis von 50 km um den Standort wurde das Auslegungserdbeben (AEB) mit $I = VI$ festgelegt. Diese Festlegungen wurden auch von den eingeschalteten sicherheitstechnischen Gutachtern bestätigt /IRS 74/, /TÜV 75/.

- Neuermittlung nach heutigem Kenntnisstand

Für Risikoanalysen werden die Eintrittshäufigkeiten der untersuchten Erdbeben benötigt; hierzu sind in seismologischen Gutachten nur sehr grobe Schätzwerte über den "statistischen Wiederholungszeitraum" enthalten (SEB > 1000 Jahre; AEB > 1000 Jahre). Im Sinne einer Aktualisierung unter Berücksichtigung neuester Erkenntnisse und zur Ermittlung auslegungsüberschreitender Erdbebenstärken, die mit sehr geringer Häufigkeit eintreten könnten, wurde es daher für zweckmäßig erachtet, nochmals eine umfassende Seismizitätsanalyse auf probabilistischer Basis durchzuführen. Dabei wurde auf dem gleichen großräumigen Seismizitätsmodell und Datenmaterial aufgebaut und das gleiche Rechenverfahren benutzt wie in /HOS 86/. Die von Prof. Dr. L. Ahorner hierzu durchgeführten Untersuchungen sind in /GEO 88/ dokumentiert.

Als wesentliches Ergebnis der probabilistischen Standortanalyse ergaben sich die in Bild 5.15 dargestellten Intensitäts-Eintrittsraten, die alle potentiellen Herdgebiete im weiteren Umkreis um den Standort (bis 200 km) einschließen. Zum Vergleich sind

gestrichelt die Eintrittsraten eingetragen, die sich ohne das über 100 km entfernte, aber sehr aktive Herdgebiet der Schwäbischen Alb ergäben.

Aus der probabilistischen Analyse lassen sich auch die wahrscheinlichsten Werte wichtiger makroseismischer Kenngrößen der für den Standort mit bestimmter Eintrittsrate zu erwartenden Erdbeben ablesen. Die Tabelle in /GEO 88/ gibt für verschiedene Intensitätsintervalle ($I \pm 0,25$) die zugehörigen Verteilungen der Magnituden M und der Herdentfernungen R an. Hieraus werden im weiteren erweiterte Klassen dieser Kenngrößen abgeleitet.

■ **Klassifizierung der Standortverhältnisse**

• **Untergrundverhältnisse**

In dem IfBT-Vorhaben /HOS 86/ wurde nachgewiesen, daß die Untergrundverhältnisse an einem Standort die für die Bauwerksauslegung maßgebenden ingenieurseismischen Kenndaten von Erdbeben stark beeinflussen. Deshalb wurde grundsätzlich die Festlegung standortspezifischer seismischer Lastannahmen empfohlen.

Die Untergrundverhältnisse am Standort der Referenzanlage wurden im Rahmen des Genehmigungsverfahrens bezüglich der Art und Tragfähigkeit der wesentlichen Bodenschichten in den Baugrundgutachten /NEU 74/,/BRE 74/ untersucht. Danach wird die qualitative Einschätzung durch den seismologischen Gutachter /FÖR 74/ bestätigt, der den Untergrund, auf dem die gegen Erdbeben ausgelegten Bauwerke gegründet wurden, wie folgt beschrieben hat:

Der in 6 - 7 m unter Geländeoberkante (Gründungstiefe) anstehende Flinz "ist eine (jung-) tertiäre Süß- und Meerwasserablagerung, die hier nach geologischen Angaben eine große Mächtigkeit erreicht. Mächtige geologische Schichten können im seismologischen Sinne als Halbraum angesehen werden, wenn die Mächtigkeiten als vergleichbar oder größer als die Wellenlängen der Erschütterungen angesehen werden können. Sind solche Verhältnisse gegeben, so wissen wir, daß im Baugrund keine sogenannten "Resonanzen" oder auch "Eigenschwingungen" des Untergrundes auftreten, welche

die ankommenden Erschütterungen ... in bestimmten Frequenzbereichen verstärken. ... In dieser Hinsicht kann der Untergrund ... als günstig angesehen werden."

In der Stellungnahme /IRS 74/ zum seismologischen Gutachten wird erläutert:

Bei dem Baugrund handelt es sich im wesentlichen um obere Süßwassermolasse, also sandige, mergelige Ablagerungen des Jungtertiär (volkstümlich: Flinz). Die geologische Struktur des Standortes weist keine Besonderheiten auf, so daß der Baugrund als seismisch guter bis mittlerer Untergrund anzusehen ist und keine Verschärfung der Erdbebengefährdung durch Baugrundeinflüsse zu erwarten ist /IRS 74/.

Aufgrund beider Beschreibungen lag zunächst die Klassifizierung des Untergrundes gemäß IfBT-Bericht /HOS 86/ als Untergrundklasse M (Sedimente mittlerer Festigkeit) nahe. Zu denken gaben allerdings die in den Baugrundgutachten /NEU 74/, /BRE 74/ erwähnten vielfach eingelagerten Lockersedimentschichten, wie Schluffe und Sande. Daher wurde zur Absicherung der Klassifizierung auf die bodendynamischen Untersuchungen in /BUN 75/ zurückgegriffen. Hierin sind bis in größere Tiefe seismische Wellengeschwindigkeiten gemessen worden, die nach den quantitativen Kriterien in /HOS 86/ eine eindeutige Klassifizierung als Untergrundklasse M nicht zulassen. Vielmehr liegen die Druck- und Scherwellengeschwindigkeiten genau zwischen den Richtwerten für die Untergrundklassen M und A.

Im Sinne einer (grundsätzlich anzustrebenden) Erweiterung der Datenbasis wird daher für den Standort die Untergrundklasse A - M als Zwischenstufe zwischen Untergrundklasse A (Lockersedimente) und Untergrundklasse M (Sedimente mittlerer Festigkeit) festgelegt. Das bedeutet, daß Erdbebenregistrierungen von Standorten beider Untergrundklassen in die statistischen Auswertungen einbezogen werden.

- Makroseismische Kenngrößen

Zu den wesentlichen makroseismischen Kenngrößen gehören

- die Standortintensität I,
- die Lokalbebenmagnitude M (= MWA),

- die Herdentfernung R.

Leitparameter für die Festlegung realistischer seismischer Lastannahmen sollte nach /HOS 86/ die makroseismische Intensität im Standortbereich sein. Nach den Erfahrungen der Erdbebenrisikoanalysen in /GRS 80/ und /GRS 89/ sind nennenswerte Risikobeiträge hauptsächlich im Bereich zwischen den Standortintensitäten des Auslegungs- und Sicherheitserdbebens zu erwarten. Kleinere Intensitäten als $I = 6,0$ sind aufgrund der Auslegung der bei Kernkraftwerken üblichen Gebäude unschädlich, größere Intensitäten als $I = 8,0$ spielen aufgrund der sehr geringen Eintrittsrate keine Rolle mehr.

Aus diesem Grunde werden für die Sicherheitsanalyse folgende Intensitätsstufen mit zugehörigen Eintrittsraten $\lambda (>I)$ betrachtet:

$I = 6,0$ (= AEB)	$\lambda (>I) = 3 \cdot 10^{-4}$
$I = 7,0$ (= SEB)	$\lambda (>I) = 3 \cdot 10^{-6}$
$I = 8,0$	$\lambda (>I) = 4 \cdot 10^{-8}$

Aufgrund der Überlegungen im seismologischen Gutachten /FÖR 74/ und in der Seismitätsanalyse /GEO 88/ sind zu den Standortintensitäten des AEB und SEB sowohl Beiträge von Nahbeben mittlerer Magnituden als auch solche von starken Beben in der Schwäbischen Alb in Entfernungen von ca. 100 - 120 km sowie in der Fränkischen Alb und dem Nördlinger Ries in Entfernungen von 30 - 90 km möglich. Bei der Standortintensität $I = 8,0$ sind ausschließlich Nahbeben im Umkreis bis 20 km zu betrachten. Die Herdtiefe bleibt dabei im Bereich $h \leq 20$ km. Demnach können den o. g. Intensitätsstufen die in Tabelle 5.6 angegebenen Wertebereiche der makroseismischen Kenngrößen als repräsentativ für Erdbeben am Standort zugeordnet werden.

■ Ingenieurseismische Kenngrößen

Mit Hilfe der klassifizierten makroseismischen Kenngrößen und Untergrundverhältnisse können die für den Standort repräsentativen Erdbebenregistrierungen aus der im Rahmen des IfBT-Vorhabens /HOS 86/ eingerichteten Erdbebenbibliothek ausgewählt

werden. Für die drei ausgewählten Intensitätsstufen wurden Stichproben von repräsentativen Erdbeben zusammengestellt.

Von den verfügbaren Erdbebenregistrierungen liegen jeweils korrigierte Beschleunigungszeitverläufe, Antwortspektren und Starkbebendauern vor. Alle für eine Intensitätsstufe als repräsentativ ausgewählten Registrierungen bilden im statistischen Sinne eine Stichprobe. Die statistische Auswertung ist mit umso größeren Unsicherheiten behaftet, je kleiner die Stichproben sind. Die ausgewählten Stichproben weisen für die drei Intensitätsstufen ausreichend viele Registrierungen auf und sind daher mit relativ geringen Unsicherheiten behaftet.

- Elastische Freifeld- Antwortspektren

Die Freifeld-Antwortspektren der ausgewählten Registrierungen wurden entsprechend den Vorschlägen im IfBT-Bericht /HOS 86/ statistisch ausgewertet, um 50 %-Fraktile und Streuungen zu ermitteln. In Bild 5.16 bis 5.18 sind die statistischen Beschleunigungsantwortspektren (für eine Dämpfung $D = 5\%$) für die drei Intensitätsstufen $I = 6,0$, $I = 7,0$ und $I = 8,0$ graphisch dargestellt mit 50 %-Fraktile (durchgezogene Linie) sowie 16 %- und 84 %-Fraktile (gestrichelte Linie = $\pm 1 \sigma$ -Grenzen). Man erkennt deutlich den großen Einfluß der Herdentfernungen: die Nahbeben ($I = 8,0$) führen zu überproportional größeren Amplituden als die weiter entfernten Beben ($I = 6,0$ und $I = 7,0$).

Aus den 50 %-Fraktilkurven wurden durch Glättung auf einen Polygonzug elastische Freifeld-Antwortspektren konstruiert (dick ausgezogene Linien). Sie sind Grundlage der dynamischen Bauwerksberechnungen im Rahmen der Sicherheitsanalyse. Bei der Anwendung sind folgende Voraussetzungen zu beachten:

- Die dargestellten geglätteten Freifeld-Antwortspektren gelten jeweils für eine horizontale Komponente der Erregung. Für die vertikale Komponente darf vereinfachend das Spektrum der Horizontalkomponente auf $2/3$ ermäßigt werden. Alle drei Erregungskomponenten sind als statistisch unabhängig anzusehen.
- Für die dynamische Berechnung sind grundsätzlich zwei orthogonale Horizontalkomponenten (in ungünstigster Anordnung) und die Vertikalkomponente

gleichzeitig auf das Schwingungsmodell anzusetzen. Anstelle von zwei Horizontalkomponenten darf vereinfachend und auf der sicheren Seite liegend eine horizontale Resultierende mit dem $\sqrt{2}$ -fachen Komponenten-Antwortspektrum vorgegeben werden.

Die geglätteten elastischen Freifeldantwortspektren für die drei Intensitätsstufen sind nochmals in Bild 5.19 dargestellt; die Eckwerte sind tabellarisch zusammengefaßt. Sie gelten für eine Dämpfung $D = 5 \%$; für andere Dämpfungswerte dürfen sie vereinfachend, unter Verwendung der Verhältniswerte bei den sogenannten KTA-Standardpektren, umgerechnet werden.

- **Starkbebendauer**

Die statistische Auswertung der Starkbebendauern ergab für die drei Intensitätsstufen folgende Werte:

$$I = 6,0 \quad t_s = 3,29 \text{ s} \pm 2,65 \text{ s}$$

$$I = 7,0 \quad t_s = 4,59 \text{ s} \pm 2,49 \text{ s}$$

$$I = 8,0 \quad t_s = 3,50 \text{ s} \pm 1,20 \text{ s}$$

Für Auslegungszwecke kann einheitlich mit $t_s^* = 4,0 \text{ s}$ für alle Intensitätsstufen gerechnet werden. Hieraus ergibt sich für die Generierung künstlicher Beschleunigungszeitverläufe die in Bild 5.20 dargestellte Fensterfunktion, die noch mit der maximalen Bodenbeschleunigung ($\max a_h$ bzw. $\max a_v$) des jeweiligen Erdbebens zu multiplizieren ist.

■ **Zusammenfassende Wertung**

Für die dynamischen Berechnungen von Bauwerken des Referenzkernkraftwerkes im Rahmen einer Risikoanalyse werden realistische, standortspezifische seismische Lastannahmen benötigt. Diese werden im vorliegenden Abschnitt 5.2.1.2 auf der Grundlage der Empfehlungen im IfBt-Forschungsvorhaben "Realistische seismische Lastannahmen für Bauwerke" /HOS 86/ erarbeitet.

Ausgangspunkt ist eine neuerliche Analyse der Erdbebengefährdung unter Verwendung des Seismizitätsmodelles und der Datenbasis des IfBt-Vorhabens. Unter

Berücksichtigung der Erkenntnisse aus /GRS 80/ und /GRS 89/ werden hieraus drei Stufen der makroseismischen Intensität als relevant für das Erdbebenrisiko abgeleitet: $I = 6,0$, $I = 7,0$ und $I = 8,0$ mit den jährlichen Überschreitensraten von ca. $3 \cdot 10^4$, $3 \cdot 10^{-6}$ und $4 \cdot 10^{-8}$. Zu den Intensitäten werden Bandbreiten der maßgebenden makroseismischen Kenngrößen - Herdentfernung R und Magnitude M - definiert.

Der Standortuntergrund wird als Zwischenstufe A - M zwischen Untergrundklasse A (Lockersedimente) und M (Sedimente mittlerer Festigkeit) klassifiziert. Mit diesen Randbedingungen werden aus statistischen Auswertungen repräsentativer Erdbebenregistrierungen ingenieurseismische Kennwerte gewonnen. Im einzelnen werden 50 %-Fraktilen elastischer Freifeld-Antwortspektren als Lastannahmen für Bauwerke der Klasse I angegeben. Für die Generierung von Beschleunigungszeitverläufen wird eine Starkbebendauer $t_s = 4,0$ s als oberer Mittelwert für alle Intensitätssufen ermittelt.

5.2.1.3 Untersuchungen zum Verhalten von Bauwerken

Unter Zugrundelegung realistischer standortspezifischer seismischer Lastannahmen entsprechend Abschnitt 5.2.1.2 wurden dynamische Analysen für folgende Bauwerke der Referenzanlage durchgeführt /SPR 90/:

- Reaktorgebäude
- Notstromdieselgebäude
- Nukleares Betriebsgebäude und Hilfsanlagegebäude
- Maschinenhaus

Die Analysen dienen dem Nachweis der Standsicherheit der Strukturen und der Ermittlung von Erdbebenanregungen an Auflagerpunkten von zu untersuchenden Komponenten. Die Berechnungen für die gegen das Sicherheitserdbeben (SEB) ausgelegten Bauwerke - Reaktorgebäude und Notstromdieselgebäude - wurden mit Erdbebenintensitätsstufen $I = 7$ und $I = 8$ durchgeführt. Die Beurteilung der Standsicherheit des Nuklearen Betriebsgebäudes und des Maschinenhauses, die nicht gegen das SEB ausgelegt sind, erfolgte zunächst für die Intensitätsstufe $I = 6$.

Bei den Bauwerksberechnungen wird linear-elastisches Materialverhalten vorausgesetzt. Der Baugrund wird durch Feder-Dämpfer-Systeme modelliert, deren charakteristische Parameter aus der Theorie des elastischen Halbraums abgeleitet werden. Zur Abgrenzung von Unsicherheiten in den Baugrundeigenschaften werden die Berechnungen jeweils für einen oberen und unteren Grenzwert des Bodenschubmoduls geführt. Die Dämpfung der Boden-Bauwerksysteme wird als geschwindigkeitsproportional (viskose Dämpfung) behandelt. Dabei werden Dämpfungsanteile infolge von Reibung in der Stahlbetonkonstruktion sowie infolge von Energieabstrahlung und Hystereseverlusten im Untergrund berücksichtigt.

Die Berechnungen der Strukturantworten erfolgte anhand von Finite-Elementen-Modellen nach der Methode der zeitabhängigen Modalanalyse. Zur Anregung der Boden-Bauwerk-Systeme wurden künstlich generierte Beschleunigungszeitverläufe verwendet, die aus den den einzelnen standortbezogenen Intensitätsstufen zugeordneten Bodenantwortspektren für eine mittlere Starkbebendauer von 4 s abgeleitet wurden (siehe Abschnitt 5.2.1.2).

■ **Modell und Analyseergebnisse des Reaktorgebäudes**

Die tragenden und für die Ermittlung der Etagen-Antwortspektren maßgeblichen Strukturen bestehen aus bereichsweise regulären rotationssymmetrischen zylinderartigen Schalen, die untereinander durch Platten und vertikal durch Wandscheiben ausgesteift sind. Die Modellierung des Reaktorgebäudes mit rotationssymmetrischen Schalen- und Plattenringelementen trägt dieser weitgehend symmetrischen Gesamtstruktur Rechnung (siehe Bild 5.21). Dies gilt auch für das Druckabbausystem. Abschätzungen der Einflüsse von Unsymmetrien ergaben, daß diese in Bezug auf das Schwingungsverhalten von untergeordneter Bedeutung sind.

Für das Druckgefäß und die Einbauten wurde ebenfalls ein rotationssymmetrisches Schalenmodell verwendet. Wassermassen und Massen von nicht modellierten Strukturen wurden anteilig an den Modellknoten angesetzt.

Aus der Eigenwertanalyse wurden Frequenzen im Bereich zwischen 1,3 Hz und 23 Hz beim oberen Grenzwert des Bodenschubmoduls von 280 MN/m^2 und zwischen etwa 1 Hz und 23 Hz für den unteren Grenzwert von 140 MN/m^2 errechnet.

Unter Berücksichtigung des auf Frequenzen unterhalb von 20 Hz begrenzten Überhö-
bungsbereiches der Bodenantwortspektren kann der Frequenzbereich der berechne-
ten Eigenschwingungen als ausreichend angesehen werden.

Etagenantwortspektren wurden für die Erdbebenintensitäten $I = 7$ und $I = 8$ und unter
Zugrundelegung des Maximalwertes des Bodenschubmoduls für mehrere Dämpf-
ungswerte in vertikaler und horizontaler Richtung an sämtlichen Komponenten-
verankerungen ermittelt. Beispielsweise ergaben sich als Spektrenspitzenwerte für die
Intensität $I = 8$ und 2 % Dämpfung

- an der Standzarge des RDB horizontal etwa 0,7 g,
- am Isoventil horizontal etwa 1,0 g.

Das Reaktorgebäude wurde für die Erdbebenintensität $I = 7$ unter Verwendung eines
USAEC-Spektrums mit den maximalen Bodenbeschleunigungen 0,1 g horizontal und
0,05 g vertikal ausgelegt. Das zugrundegelegte realistische standortbezogene Spek-
trum ergibt jedoch wesentlich niedrigere Bodenbeschleunigungswerte. Die Stand-
sicherheit des Reaktorgebäudes ist damit für $I = 7$ mit hoher Sicherheit gegeben. Auf-
grund der ermittelten maximalen Beanspruchungen der tragenden Strukturen für die
Intensität $I = 8$ kann davon ausgegangen werden, daß auch in diesem Fall die Standsi-
cherheit nicht gefährdet ist.

Für die folgenden Betrachtungen werden als Grenzwerte der Beanspruchungen von
Gebäudestrukturen die in den Auslegungsrechnungen verwendeten "zulässigen Bean-
spruchungen" herangezogen.

Zur Abschätzung einer Gesamtwahrscheinlichkeit für das Überschreiten von Ausle-
gungsgrenzwerten des Reaktorgebäudes wird von den Intensitäten $I = 8$, $I = 7$ und $I = 6$
mit ihren zugehörigen Eintrittswahrscheinlichkeiten (siehe Abschnitt 5.2.1.2) ausge-
gangen. Zusätzlich wurde hinsichtlich der Wahrscheinlichkeit auch der Beitrag der
Intensitätsstufe $I = 5$ berücksichtigt. Unter Berücksichtigung der Streuung der Erdbe-
benbeschleunigung (60 % Variationskoeffizient) und der Tatsache, daß die Standsi-
cherheitsnachweise mit Mittelwerten der Tragfähigkeitsgrenzen durchgeführt wurden,
ergibt sich eine Gesamtwahrscheinlichkeit für das Überschreiten von Auslegungs-
grenzwerten von $6,0 \cdot 10^{-7}/a$ aufgrund von Erdbebeneinwirkungen. Unter Berücksichti-

gung der Tatsache, daß im vorliegenden Fall ein Überschreiten von Grenzwerten noch keinen Verlust der Standsicherheit bedeutet, sind weitere Untersuchungen nicht erforderlich.

Die Untersuchungen zeigen weiterhin, daß die Dichtheit des Stahlliners der Kondensationskammer aufgrund der geringen Schnittkräfte in den tragenden Betonstrukturen bei den betrachteten Intensitätsbereichen sichergestellt ist.

Von der Lagesicherheit der Stahlbetonriegel oberhalb des Reaktordruckgefäßes und der Kräne kann aufgrund von Erkenntnissen aus einer Begehung des Reaktorgebäudes ausgegangen werden.

■ **Modell und Analyseergebnisse des Notstromdieselgebäudes**

Das Gebäude ist durch Wände und Decken hinreichend ausgesteift. Die Massenschwerpunkte liegen in jedem Geschoß im Bereich der Steifigkeitsschwerpunkte. Für die dynamischen Berechnungen war deshalb eine vereinfachte Modellierung mit Balkenelementen ausreichend. Massen von Verkehrslasten wurden mit der Hälfte des Nennwerts berücksichtigt.

Aus der Eigenwertanalyse wurden Frequenzen im Bereich zwischen etwa 4,8 Hz und 58 Hz für den oberen Grenzwert des Bodenschubmoduls von 270 MN/m² und zwischen etwa 3,4 Hz und 58 Hz für dessen unteren Grenzwert von 135 MN/m² errechnet. Der Überhöhungsbereich in den Spektren wird vom Frequenzbereich der Moden voll erfaßt.

Etagenantwortspektren wurden für die Intensitäten $I = 7$ und $I = 8$ unter Zugrundelegung des minimalen (G_{\min}) sowie des maximalen Bodenschubmoduls (G_{\max}) in horizontaler und vertikaler Richtung für unterschiedliche Dämpfungswerte bestimmt. Für den Standort des Notstromaggregats ergeben sich bei $I = 8$ und 2 % Dämpfung für die Spitzenwerte der Spektren:

- etwa 1,5 g horizontal für G_{\max}
- etwa 1,3 g horizontal für G_{\min}
- etwa 0,7 g vertikal für G_{\max}

- etwa 0,7 g vertikal für G_{\min}

Das Notstromdieselgebäude wurde nach denselben Lastannahmen wie das Reaktorgebäude ausgelegt. Die im vorangegangenen Abschnitt dargelegten Folgerungen für das Reaktorgebäude bei einer Erdbebenintensität $I = 7$ gelten damit hier sinngemäß. Die Standsicherheit des Notstromdieselgebäudes ist für die standortspezifische Erdbebenanregung der Intensität $I = 7$ mit großer Sicherheit gegeben. Dies wird auch bestätigt durch Vergleiche zwischen Schnittkraftgrößen und entsprechenden Auslegungswerten. Letztere liegen durchschnittlich um einen Faktor 2 bis 3 über den Beanspruchungen bei $I = 7$.

Für eine standortspezifische Anregung der Intensität $I = 8$ werden die Auslegungswerte der Schnittkraftgrößen zwar z. T. um etwa 50 % überschritten, doch können die Schnittkräfte bereits von der Mindestbewehrung der massiven Betonkonstruktionen aufgenommen werden. Die globale Standsicherheit ist somit auch für diese Intensitätsstufe sichergestellt. Entsprechend der im Zusammenhang mit dem Reaktorgebäude dargestellten Argumentation wird eine Gesamtwahrscheinlichkeit für das Überschreiten von Auslegungsgrenzwerten von $6,0 \cdot 10^{-7}/a$ abgeschätzt. Weiterführende Untersuchungen erübrigen sich somit.

■ Modelle und Analyseergebnisse des Nuklearen Betriebsgebäudes und des Hilfsanlagengebäudes

Das Nukleare Betriebsgebäude und das Hilfsanlagengebäude sind monolithisch miteinander verbunden und stehen auf einer durchgehenden Bodenplatte. Durch eine Vielzahl von Aussteifungselementen - Wand- und Deckenscheiben - verhalten sich beide Gebäude wie ein steifer Kasten und können deshalb vereinfacht auf Balkenelemente abgebildet werden (siehe Bild 5.22). Exzentrische Massen wurden mittels starrer Hebelarme berücksichtigt.

Die ermittelten Eigenfrequenzen, etwa 2 Hz bis etwa 5 Hz für $G_{\max} = 270 \text{ MN/m}^2$ und etwa 1,5 Hz bis 3,5 Hz für $G_{\min} = 135 \text{ MN/m}^2$, decken den niederfrequenten Bereich der Eigenformen ab.

Die für die Gebäudeantworten maßgebenden "Starrkörpermoden" (Translation und Kippen) liegen mit Ausnahme der Vertikalschwingung für G_{\max} (etwa 3 Hz) unterhalb von 2,3 Hz. Die in diesen Moden mitschwingenden Massen entsprechen in Horizontalrichtung nahezu der Gesamtmasse. Daraus folgt, daß die Partizipationsfaktoren der höheren Moden klein sind und damit die Gesamtantworten im wesentlichen durch die "Starrkörpermoden" bestimmt werden.

Etagenantwortspektren wurden für die Erdbebenintensitäten $I = 6, 7$ und 8 (unter Zugrundelegung unterschiedlicher Dämpfungen) in den horizontalen und vertikalen Richtungen ermittelt. Die Berechnungen erfolgten für $G_{\max} = 270 \text{ MN/m}^2$ und $G_{\min} = 135 \text{ MN/m}^2$.

Beispielsweise ergaben sich folgende Spektrenspitzenwerte an der Durchführung der Frischdampfleitung bei einer Intensität von $I = 8$ und einer Dämpfung von 2 %:

- etwa 2 g horizontal bei G_{\max}
- etwa 1,5 g vertikal bei G_{\max}
- etwa 1 g horizontal bei G_{\min}
- etwa 1,5 g vertikal bei G_{\min}

Das Nukleare Betriebsgebäude und das Hilfsanlagegebäude wurden entsprechend der DIN 4149 ausgelegt. Aufgrund des starken Abfalls der Eintrittshäufigkeit für Erdbeben mit zunehmender Intensität und einer geschätzten bedingten Versagenswahrscheinlichkeit der Strukturen liefert eine Erdbebenintensität von $I = 6$ den dominanten Beitrag zur Versagenshäufigkeit der Standsicherheit. Wie vertiefte Untersuchungen jedoch zeigten, ist die globale Standsicherheit auch für Beschleunigungen der Intensitätsstufen $I = 7$ bzw. $I = 8$ noch gegeben.

Unter Berücksichtigung einer bedingten Versagenswahrscheinlichkeit von 0,5 für die Intensität $I = 8$ und einer entsprechenden Extrapolation für die anderen Intensitäten $I = 7, I = 6$ und zusätzlich $I = 5$ ergibt sich unter Berücksichtigung der Streuung der Erdbebenbeschleunigung (60 % Variationskoeffizient) eine Gesamtwahrscheinlichkeit für das Überschreiten von Auslegungsgrenzwerten von $6,0 \cdot 10^{-7}/a$. Die sicherheitstechnische Bedeutung der Einrichtungen in den betrachteten Gebäuden ist gering.

■ Modell und Analyseergebnisse des Maschinenhauses

Das Maschinenhaus besteht aus zwei Bauwerksteilen, die durch eine Fuge getrennt auf einer gemeinsamen Fundamentplatte stehen. Aufgrund der langen Außenwände und durch zahlreiche Innenwände besitzt das Gebäude eine größere Steifigkeit in Längsrichtung als in Querrichtung. Der Turbinentisch wird im Berechnungsmodell vereinfacht als starr mit dem Gebäude verbunden berücksichtigt, da die Masse des Turbinentisches nur etwa 6 % der gesamten Gebäudemasse ausmacht und der Einfluß auf das dynamische Gesamtverhalten des Gebäudes damit gering ist.

Das Maschinenhaus wurde in einer einfachen Idealisierung auf ein ebenes, rahmenförmiges Balkenmodell abgebildet, wobei nur die Wandscheiben berücksichtigt wurden, die bereits für die statische Berechnung des Maschinenhauses herangezogen wurden (siehe Bild 5.23).

In der Eigenwertanalyse wurden Frequenzen im Bereich von etwa 1,7 Hz und 5 Hz für den maximalen Bodenschubmodul $G_{\max} = 270 \text{ MN/m}^2$ und im Wertebereich von etwa 1,5 Hz bis 4,5 Hz für den minimalen Bodenschubmodul $G_{\min} = 135 \text{ MN/m}^2$ ermittelt. Aus der durchgeführten Eigenwertanalyse geht hervor, daß die in den berücksichtigten Moden mitschwingenden Massen (Modalmassen) insgesamt nahezu vollständig die Gesamtmasse des Maschinenhauses abdecken. Folglich sind die modalen Massen der höheren Moden vernachlässigbar klein und es kann festgestellt werden, daß die Anzahl der berücksichtigten Moden ausreichend ist.

Ferner zeigt die Eigenwertanalyse, daß aufgrund der Konzentration von modalen Massen (mit über 90 % der Gesamtmasse) in "Starrkörpermoden" (z. B. Translation und Kippen in Längsrichtung des Gebäudes) das Antwortverhalten des Maschinenhauses im wesentlichen durch die "Starrkörpermoden" beschrieben werden kann. Typische "Starrkörpermoden" in horizontaler und vertikaler Richtung treten bei Frequenzen bis 2,4 Hz auf mit Ausnahme der vertikalen Starrkörperschwingung für G_{\max} , die bei etwa 3,1 Hz liegt.

Für das Maschinenhaus hatte eine dynamische Berechnung unter Zugrundelegung standortspezifischer seismischer Lastannahmen ergeben, daß die Schnittgrößen für Intensität $I = 6$ kleiner sind, als die der Auslegung zugrunde gelegten Schnittgrößen. Vereinfachend und auf der sicheren Seite liegend war dann bei der Abschätzung der

Häufigkeit für das Überschreiten von Auslegungsgrenzwerten unterstellt worden, daß die Konstruktion für $I = 6$ deterministisch noch ausreichend bemessen ist, wobei als maßgebender Schwachpunkt der Anschlußpunkt Dachbinder-Stahlbetonaußenwand angesehen wurde. Für das Überschreiten der Auslegungsgrenzwerte bei Erdbebeneinwirkung wurde eine Häufigkeit pro Jahr von kleiner als $2,4 \cdot 10^{-3}/a$ abgeschätzt.

Bei dieser Betrachtung blieb unberücksichtigt, daß die Dachdecke infolge der auf die Stahlbetonfertigteile aufgetragenen Ortbetonschicht als Scheibe wirken kann, die entlang ihrer Ränder kraftschlüssig mit den Giebel- und Längswänden verbunden ist. Horizontalkräfte der Dachkonstruktion infolge Erdbeben können somit sowohl über den Anschluß Binder-Außenwand als auch die Verbindung Dachscheibe-Außenwände übertragen werden. Daraus resultierende erhebliche Tragreserven bewirken, daß der Anschlußpunkt der Dachbinder als maßgebender Schwachpunkt entfällt.

Eine detailliertere Berechnung, bei der die Auslegungsgrenzwerte unter Berücksichtigung sowohl der Auslegungskräfte der aussteifenden Bauteile (Giebelwände) als auch der Tragfähigkeit der Stahlbetonaußenwände und Binderstützen festgelegt wurden, führte bei Ansatz von Schnittgrößen auf der Grundlage der standortspezifischen linearen Erdbebenspektren zu dem Ergebnis, daß für $I = 7$ das Maschinenhaus deterministisch noch ausreichend bemessen ist.

Die aus der detaillierteren Betrachtung der Lastabtragung der Dachtragekonstruktion abgeleiteten Auslegungsgrenzwerte werden bei Erdbebeneinwirkung mit einer rechnerischen Häufigkeit von $6,3 \cdot 10^{-5}/a$ überschritten. Der größte Beitrag zu dieser Häufigkeit resultiert nach wie vor aus der Intensitätsstufe $I = 6$, da die bedingte Versagenswahrscheinlichkeit der Konstruktion in geringerem Maße abnimmt als die Auftretenshäufigkeit nach kleineren Erdbebenstärken hin zunimmt.

Bei Annahme einer aufgrund nichtlinearen Tragverhaltens in Anlehnung an DIN 4149 abgeschätzten Tragreserve (Annahme Systemzähigkeit = 1,5) würde sich die Überschreitenshäufigkeit von Auslegungsgrenzwerten auf ca. $4,5 \cdot 10^{-6}/a$ reduzieren. Demnach kann der zuvor angegebene Wert von $6,3 \cdot 10^{-5}/a$ als pessimistisch angesehen werden.

5.2.1.4 Untersuchungen zum Verhalten von Komponenten

Bei einer Begehung der Referenzanlage wurde die Standsicherheit und Integrität von Komponenten und Rohrleitungen bei seismischer Einwirkung beurteilt. Aufgrund der sicherheitstechnischen Bedeutung der Zwischenkühler des TF-Systems und der Schnellabschaltbehälter im Reaktorgebäude sowie einer möglicherweise vorliegenden seismischen Empfindlichkeit wurden diese Komponenten zusätzlich einer rechnerischen Untersuchung unterzogen /WOE 90/. Zur Bestimmung der Beanspruchungen in den Behältern wurden Rechenmodelle mit Finiten Elementen erstellt.

Bei Erdbebeneinwirkungen werden die Erschütterungen im Reaktorgebäude auf die Verankerungen der Komponenten übertragen. Die resultierenden Beschleunigungen an den Verankerungen wurden im Rahmen der vorausgegangenen Untersuchungen des Reaktorgebäudes ermittelt. Für die Beurteilung der Standsicherheit der Behälter wird dabei von Gebäudebeschleunigungen ausgegangen, die für eine Erdbebenintensität von $I = 8$ berechnet wurden.

■ Modell und Analyseergebnisse der Zwischenkühler

Die Zwischenkühler bestehen aus paarweise angeordneten Behältern und werden von zwei Kastenträgern getragen, die die Lasten etwa in Höhe der Behälterschwerpunkte aufnehmen. Die Kastenträger sind an den Wänden des Ringraumes auf der Reaktorgebäude-Kote -2,3 m verankert.

Zwei Behälter wurden zusammen mit der Unterstützungsstruktur auf ein einfaches räumliches Balkenmodell (siehe Bild 5.24) abgebildet, dessen Antwortverhalten bei Erdbebenanregung mit dem Finite-Elemente-Programm SAP 90 berechnet wurde.

Als Anregung wurden die in der dynamischen Bauwerksberechnung des Reaktorgebäudes für die Erdbebenintensität $I = 8$ am Knotenpunkt 55 ermittelten Beschleunigungszeitverläufe in horizontaler und vertikaler Richtung zugrunde gelegt. Der Knotenpunkt 55, dem im Modell des Reaktorgebäudes eine Höhe von - 4,0 m zugeordnet wird, entspricht in etwa der Lage der Verankerungen der Kühler.

Die ermittelten Eigenfrequenzen decken einen Frequenzbereich von ca. 10 - 66 Hz ab und übertreffen damit den möglichen Anregungsbereich des Erdbebens bei weitem. Die Gesamtmasse der Kühler wird nahezu vollständig von den modalen Massen (mitschwingenden Massen) der 10 Moden erfaßt, die in der Eigenwertanalyse bestimmt wurden.

Für die Behälter und die unterstützenden Träger wurden Antwortzeitverläufe für Verschiebungen und Momentenbeanspruchungen berechnet. Beispielsweise betrug die für die Erdbebenintensität $I = 8$ ermittelte maximale horizontale Verschiebung an der Spitze der Kühler-Behälter nur etwa 0,1 mm. Dieser sehr geringe Verschiebungswert ist als unbedenklich zu bezeichnen im Hinblick auf die Standsicherheit der Behälter.

Unter Berücksichtigung von Eigengewicht und Innendruck der Behälter wurden für Erdbebenbeanspruchungen der Intensität $I = 8$ Spannungen in den Behältern und den Unterstützungsträgern berechnet, die insgesamt wesentlich kleiner sind als zulässige Spannungswerte für die Stahlgüte St 37. Es wurde gezeigt, daß die Erdbebenbeanspruchungen um mehr als einen Faktor 10 gesteigert werden können, ohne daß die zulässigen Spannungen überschritten werden. Damit ist nachgewiesen, daß die Standsicherheit der Zwischenkühler auch für Erdbeben, die die Intensität $I = 8$ übersteigen, gewährleistet ist.

Ausgehend von der Eintrittswahrscheinlichkeit der Erdbebenintensität $I = 8$ ($4 \cdot 10^{-7}/a$ nach Abschnitt 5.2.1.2) und unter Berücksichtigung des Sachverhalts, daß die Standsicherheitsnachweise mit Mittelwerten hinsichtlich der Anregung und der Tragfähigkeitsgrenzen durchgeführt wurden, wird eine Häufigkeit für das Überschreiten von Auslegungsgrenzwerten (Fließgrenze, Verschiebungswerte) von $2 \cdot 10^{-7}/a$ abgeschätzt. Da bei der Intensität $I = 8$ nur sehr geringe Spannungen auftraten, kann dieser Wert für die Überschreitenshäufigkeit von Auslegungsgrenzwerten der Zwischenkühler als konservativ angesehen werden.

■ **Modell und Analyseergebnisse der Schnellabschaltbehälter**

Der Schnellabschalt (SAS)-Behälter wird von 4 Stahlstützen getragen, die mit einer gemeinsamen Ankerplatte verbunden sind, die auf der Kote - 9,3 m im Reaktor-

gebäude verankert ist. Der SAS-Behälter ist im Betrieb mit Stickstoff gefüllt, der unter einem Druck von 18,4 MPa steht.

Der Behälter und die Unterstützungsstruktur wurden in Form eines einfachen, räumlichen Balkenmodells idealisiert (siehe Bild 5.25), das unter Anwendung des Finite-Elemente-Programmsystem SAP 90 einer linearen Erdbebenanalyse unterzogen wurde.

Als Referenzknotenpunkt für die Anregung des SAS-Behälters mit Beschleunigungszeitverläufen wurde wiederum - wie vorstehend aufgeführt - der Knotenpunkt 55 des Reaktorgebäudemodells verwendet, wobei von einer Erdbebenintensität $I = 8$ ausgegangen wurde. Die Auswahl des Knoten 55 trägt zur Konservativität der Ergebnisse bei, da sich aufgrund seiner Lage in der aufgehenden Ringraumwand tendenziell höhere Anregungsstärken für den SAS-Behälter ergeben, als seiner Verankerung im Fundamentplattenbereich zukommt (Kote - 9,3 m).

In der Eigenwertanalyse wurden die untersten 5 Frequenzen bestimmt, die einen Frequenzbereich von etwa 7,7 - 85 Hz abdecken. Dieser Frequenzbereich ist für eine Erdbebenanalyse mehr als ausreichend. Aus der Verteilung der modalen Massen geht hervor, daß ca. 95 - 99 % der Gesamtmasse des SAS-Behälters in den sogenannten Starrkörpermoden (Translation und Kippen, horizontal und vertikal) konzentriert ist, so daß das Antwortverhalten im wesentlichen durch die Starrkörpermoden beschrieben werden kann.

Für die Erdbebenintensität $I = 8$ wurden Antwortzeitverläufe für Momentenbeanspruchungen und Verschiebungen am Behälter und an seiner Unterstützung bestimmt. Die maximale Relativverschiebung an der Behälterspitze betrug beispielsweise nach diesen Zeitverläufen in horizontaler Richtung etwa 1 mm. Dieser Verschiebungswert ist für die Standsicherheit des SAS-Behälters unbedenklich, da kein Anschlagen des Behälters an die umgebende Stahlkonstruktion erfolgen kann.

Die maximalen Spannungen im Behälter und in der Unterstützung aufgrund von Beanspruchungen aus Eigengewicht, Innendruck und Erdbeben wurden berechnet. Die ermittelten Spannungen sind deutlich kleiner als zulässige Spannungswerte für die Stahlgüte St 37. Hierbei ist zu bemerken, daß die Vergleichsspannung für den SAS-Behälter zu ca. 96 % aus dem hohen Innendruck resultiert und die

Erdbebenbeanspruchungen nur einen Anteil von ca. 3 % ausmachen. Damit ist die globale Standsicherheit der Schnellabschaltbehälter bei Erdbebenanregungen der Intensität $I = 8$ nachgewiesen.

Analog zur Vorgehensweise bei den Zwischenkühlern (s.o.) wurde die Häufigkeit für das Überschreiten von Grenzwerten bei den SAS-Behältern ebenfalls mit einem Wert von $2 \cdot 10^{-7}/a$ für die Intensität $I = 8$ abgeschätzt.

■ Erdbebenverhalten der RDB-Standzarge

Die erdbebenbedingten Erschütterungen des RDB werden über die Standzarge auf die Betonstruktur des biologischen Schildes abgetragen. Die aus Erdbebeneinwirkungen resultierenden Belastungen der RDB-Standzarge wurden mit Bericht /KWU 80/ vorgelegt und der Auslegung zugrunde gelegt. In der vorliegenden Untersuchung wurden in einer vereinfachten dynamischen Analyse des Systems RDB mit Standzarge die Angaben zur Erdbebenauslegung zunächst einer quantitativen Überprüfung mit Lastannahmen nach /KWU 80/ unterzogen.

Zur rechnerischen Abschätzung der Erdbebenbelastungen der Standzarge wurde der RDB mit der Standzarge als Einmassenschwingermodell idealisiert /GRS 89a/. Der Reaktordruckbehälter wird dabei durch eine Einzelmasse abgebildet, die auf einem Federsystem, mit dem die Steifigkeitseigenschaften der Standzarge beschrieben werden, Schwingungen ausführen kann. Mit diesem vereinfachten Schwingungsmodell können zwei Schwingungsformen dargestellt werden:

1. Gekoppelte horizontale Translations- und Kippschwingung, wobei die Gesamtmasse m und das Massenträgheitsmoment Θ_s des RDB im Schwerpunkt vereinigt und über den Schwerpunktsabstand l mit der Steifigkeit der Standzarge (nichtdiagonale Steifigkeitsmatrix) verbunden sind.
2. Entkoppelte Vertikalschwingung, die von der Gesamtmasse m des RDB und der vertikalen Steifigkeit der Standzarge bestimmt wird.

Die dynamischen Antworten von einfachen Schwingungssystemen bei Erdbebenanregungen können erfahrungsgemäß mit ausreichender Genauigkeit durch derartige

"lumped-mass"-Modelle erfaßt werden. Im vorliegenden Fall resultieren Abweichungen gegenüber einer detaillierteren dynamischen Analyse im wesentlichen daraus, daß das Eigenschwingverhalten der RDB-Einbauten keine Berücksichtigung findet. Die Beiträge der lokalen Schwingungsformen von Einbauteilen sind jedoch i. a. klein gegenüber den Antworten der globalen Grundmoden des Gesamtsystems.

Mit den Ergebnissen der Eigenfrequenzanalyse des vereinfachten Schwingungsmodells und unter Zugrundelegung der Gebäudeantwortspektren (Lastfall Sicherheitsbeben nach /KWU 80/) ergeben sich nach dem Verfahren der Response-Spectrum-Modal-Analysis (RSMA) die in Tabelle 5.7 aufgelisteten Schnittkräfte für die Standzarge. Die Standzargenbelastungen bestehen aus einer horizontalen Querkraft Q , einem Moment M um die horizontale Achse und der Vertikalkraft V . Die modalen Anteile aus der gekoppelten Schwingung (s.o. Punkt 1.) wurden nach unterschiedlichen Überlagerungsvorschriften zusammengefaßt (siehe Tabelle 5.7), woraus sich Variationen der Werte für M und Q ergeben. Die Anwendung der absoluten Überlagerung (ABS) führt dabei zu den größten Werten.

In Tabelle 5.8 sind neben dem Lastfall Sicherheitserdbeben auch Belastungen der Standzarge aus anderen Lastfällen eingetragen, die dem Bericht /KWU 79/ entnommen wurden. Vergleicht man die mit dem vereinfachten Modell ermittelten Schnittkräfte nach Tabelle 5.7 mit den entsprechenden Werten nach Tabelle 5.8, 1. Zeile: Sicherheitsbeben, die mit einem aufwendigeren Modell berechnet wurden, so ergibt sich eine insgesamt gute Vergleichbarkeit.

Für das Moment M und die Querkraft Q liegen die Werte der KWU etwas höher. Dies ist die Folge der im vereinfachten Verfahren nicht berücksichtigten niederfrequenten Antworten von RDB-Einbauteilen, die mehr Energie aus dem Überhöhungsbereich des Antwortspektrums aufnehmen. Für die Vertikalkraft V liefert das detaillierte KWU-Modell einen kleineren Wert, der u. U. aus der durchgeführten Überlagerung mehrerer modaler Anteile nach der SRSS-Methode erklärt werden kann.

Ausgehend von den Gebäudeantwortspektren im Reaktorgebäude nach /SPR 90/, die auf den unter Risikogesichtspunkten neu definierten seismischen Lastannahmen entsprechend Abschnitt 5.2.1.2 basieren, wurden zusätzlich die Erdbebenbelastungen der Standzarge für die Intensitäten $I = 7$ (entsprechend SEB) und $I = 8$ bestimmt. Aus den

risikobezogenen Untersuchungen resultiert für die Erdbebenintensität $I = 8$ eine erhöhte Vertikalbelastung der Standzarge mit dem Wert $V_R = 2,7 \text{ MN}$.

Die anderen aus den Risikobetrachtungen sich ergebenden Erdbebenbelastungen der Standzarge sind durch die Auslegung gegen Sicherheitsbeben abgedeckt.

Ein Vergleich mit den Auslegungswerten der Standzarge für verschiedene Lastfälle nach Tabelle 5.8 zeigt, daß der Lastfall Erdbeben nicht zu den maßgeblichen Belastungen führt. Der Lastfall Flugzeugabsturz führt zur größten Vertikalkraft, die weit über den aus der vereinfachten Analyse und auch aus der seismischen Risikoanalyse resultierenden Werten liegt. Aus den Kühlmittelverluststörfällen ergeben sich höhere Werte für Querkraft und Moment als beim Lastfall Erdbeben.

Die für die erdbebensichere Auslegung der Standzarge (entsprechend Tabelle 5.8, 1. Zeile: Sicherheitserdbeben) zugrundegelegten Schnittkräfte können demnach zusammenfassend bestätigt werden.

Der Vergleich mit anderen Lastfällen zeigt, daß die Erdbebenbelastungen nicht auslegungsbestimmend sind für die Standzarge. Die aus den durchgeführten Risikobetrachtungen sich ergebenden höheren Belastungen sind durch die Auslegung der Standzarge insgesamt mit abgedeckt. Damit ist nachgewiesen, daß die Standsicherheit der RDB-Standzarge auch für Erdbeben der Intensität $I = 8$ gewährleistet ist.

■ **Erdbebensicherheit der Rohrleitungssysteme des Speisewasser-Dampf-Kreislaufs**

Die sicherheitstechnisch relevanten Rohrleitungen innerhalb des Reaktor Gebäudes sind nach dem KTA-Regelwerk gegen ein Sicherheitserdbeben, das der Intensitätsstufe $I = 7$ entspricht, mit einer maximalen Bodenbeschleunigung von $b_{\text{max}} = 1 \text{ m/s}^2$ ausgelegt. Neben den Speisewasserleitungen RL und den Frischdampfleitungen RA besitzen demnach beispielsweise auch das Nachkühlsystem TH und das Entlastungssystem TK eine derartige seismische Auslegung. Die Besichtigung der Rohrleitungsverläufe vor Ort (steife Unterstützungen in kurzen Abständen, ausreichende Abstände zu benachbarten Strukturen) führte zu dem Schluß, daß bei der gegebenen seismischen Auslegung die Rohrleitungen innerhalb des Reaktor Gebäudes auch ein

größeres Erdbeben mit einer Intensitätsstufe $I = 8$ aufnehmen können, ohne daß die Integrität der Rohrleitungen gefährdet ist.

Nach den Auslegungsgrundlagen (z. B. /KWU 78a/ für die Frischdampfleitungen) sind die Rohrleitungen außerhalb des Reaktorgebäudes - d. h. im Rohrkanal oberhalb des nuklearen Betriebsgebäudes und im Maschinenhaus - in Anlehnung an DIN 4149 für eine horizontale Beschleunigung entsprechend 5 % des Eigengewichts ausgelegt. Diese statische Ersatzlast ist vergleichbar mit dem Bodenbeschleunigungswert von $a = 0,5 \text{ m/s}^2$ des Auslegungserdbebens, das nach der alten KTA-Regel angesetzt wurde und etwa der Intensitätsstufe $I = 6$ entspricht. Die Beurteilung der Unterlagen zu den Rohrleitungssystemen und Unterstützungskonzepten sowie die Begutachtung vor Ort im Rohrkanal und im Maschinenhaus führte insgesamt zu dem Ergebnis, daß ein Versagen der Rohrleitungen des Speisewasser-Dampf-Kreislaufes außerhalb des Reaktorgebäudes mindestens bis zu Anregungsstärken entsprechend dem Auslegungserdbeben (s. o.) mit Sicherheit nicht zu erwarten ist. Neben der o. a. quasistatischen Auslegung der Rohrleitungen wird diese grundsätzliche Aussage begründet durch die sichere Leitungsführung mit ausreichenden Abständen zu umgebenden Strukturen, wodurch ein gefährdendes Anschlagen von größeren Leitungen vermieden wird.

Solange die Rohrleitungsunterstützungen an den Gebäudestrukturen sicher verankert sind, sind schwerwiegende Beschädigungen der Rohrleitungen auch bei größeren Erdbebeneinwirkungen mit Intensitäten von 7-8 kaum vorstellbar. Bezüglich der sicherheitstechnischen Bewertung des Rohrverhaltens außerhalb des Reaktorgebäudes bei höheren Erdbebenstärken ist die Erdbebenbelastung der baulichen Strukturen des Maschinenhauses maßgebend.

Das Maschinenhaus ist gemäß /KH 93/ für die Erdbebenintensität $I = 7$ deterministisch ausreichend bemessen. Wegen möglicher Bauwerkschäden kann es demzufolge zu Beschädigungen von Rohrleitungen im Maschinenhaus kommen, wenn höhere Erdbebenstärken als die einer Intensität von $I = 7$ auftreten.

Die durchgeführten Untersuchungen zur Bewertung der Erdbebensicherheit von Rohrleitungssystemen (siehe auch /GRS 90a,b/) können im wesentlichen dahingehend zusammengefaßt werden, daß im Falle eines Erdbebens vor dem Auftreten größerer Gebäudeschäden nicht mit sicherheitstechnisch relevanten Leckagen an den

Rohrleitungen des Speisewasser-Dampf-Kreislaufes innerhalb und außerhalb des Reaktorgebäudes zu rechnen ist.

■ **Funktionssicherheit der Frischdampfisolationsventile**

Die 8 ISO-Ventile, die sich an den Durchführungen der 4 Frischdampfleitungen innerhalb und außerhalb des Sicherheitsbehälters befinden, sind gegen das Sicherheitserdbeben mit der Intensitätsstufe $I = 7$ ausgelegt, dem ein Beschleunigungswert am Aufstellungsort der ISO-Ventile von etwa 1 g entspricht. Für die vorliegende Analyse wurde die Funktionssicherheit der ISO-Ventile bei Erdbebeneinwirkungen unter Einbeziehung einer Erdbebenintensität $I = 8$ bewertet. Die risikobezogenen Untersuchungen in /SPR 90/ ergeben für die Intensität $I = 8$ vergleichbare Beschleunigungswerte für die ISO-Ventile wie beim Sicherheitserdbeben.

Bild 5.26 zeigt eine schematische Schnittdarstellung eines ISO-Ventils. Die Auslegungsberechnungen der ISO-Ventile /KWU 83c/ ergeben für konservative Lastfallkombinationen bei linearen Spannungsnachweisen nach dem ASME-Code größere Sicherheitsmargen bezüglich der zulässigen Beanspruchungswerte. Aufgrund der konstruktiven Ausführung im Bereich der zylindrischen Führung des Ventilkolbens und der Spannungsnachweise kann davon ausgegangen werden, daß die Beanspruchungen hier innerhalb der elastischen Grenzen verbleiben, so daß die Funktionssicherheit der ISO-Ventile gewährleistet ist. Eine Bewertung der Biegebeanspruchungen in der Ventilkolbenführung bestätigt dieses Ergebnis. Die durch Erdbebenlasten verursachten Biegemomente sind klein gegenüber den durch die Betriebstemperatur erzeugten Biegemomenten aufgrund behinderter Wärmedehnungen. Die aus Betriebserfahrungen bekannte Zuverlässigkeit der ISO-Ventile wird demnach durch zusätzliche Erdbebenlasten nicht beeinträchtigt.

Aus einer einfachen Abschätzung wird deutlich, daß die dynamischen Belastungen der ISO-Ventile bei Schnellschließvorgängen ein Vielfaches der Erdbebenlasten betragen.

Bei den Steuerventilen, die im Deckelbereich des massiven oberen Gehäuseteils der Hauptventile angeordnet sind, werden ebenfalls keine unzulässigen Verformungen gesehen, durch die die Funktionsfähigkeit behindert werden könnte. Aufgrund der

Arbeitsweise der Steuerventile (fail safe condition) ist gewährleistet, daß bei Bruch der Druckwasserleitung zum Steuerventil oder Ausfall der Spannungsversorgung der Magnetvorsteuerventile jeweils ein sicheres Schließen des Hauptventils erfolgt.

Eine unzulässige Beeinträchtigung der Funktionsfähigkeit der Hauptventile und der Vorsteuerventile durch Erdbebenbelastungen bis einschließlich der Intensitätsstufe I = 8 kann demnach nicht eintreten. Aufgrund der durchgeführten Untersuchungen (siehe auch /GRS 90c/) ist davon auszugehen, daß die Ausfallwahrscheinlichkeit der Isolationsventile bei der Erdbebenintensität I = 8 gegenüber der Intensität I = 7 nicht erhöht ist.

5.2.1.5 Zusammenfassende Bewertung zum Verhalten von Bauwerken und Komponenten

■ Bauwerke

Unter Zugrundelegung realistischer standortspezifischer seismischer Lastannahmen wurden dynamische Analysen für folgende Bauwerke der Referenzanlage durchgeführt

- Reaktorgebäude
- Notstromdieselgebäude
- Nukleares Betriebsgebäude und Hilfsanlagengebäude
- Maschinenhaus

Die Analysen dienen dem Nachweis der Standsicherheit der Gebäudestrukturen und der Ermittlung von Erdbebenanregungen an Auflagerpunkten von Komponenten für eine probabilistische Bewertung.

Die durchgeführten linear-elastischen Analysen führen zu dem Ergebnis, daß die Standsicherheit der untersuchten Gebäude für die folgenden Erdbebenintensitäten I sichergestellt ist:

- Reaktorgebäude I = 8

- Notstromdieselgebäude I = 8
- Nukleares Betriebsgebäude und Hilfsanlagengebäude I = 6
- Maschinenhaus I = 7

Durch weitere Untersuchungen zum Nuklearen Betriebsgebäude und Hilfsanlagengebäude wurde nachgewiesen, daß die globale Standsicherheit der Gebäude auch für Erdbebenintensitäten I = 7 und I = 8 noch gegeben ist.

Unter Berücksichtigung der Beiträge der verschiedenen Erdbebenintensitäten und der Streuung der Erdbebenbeschleunigung (60 % Variationskoeffizient) wurden Häufigkeiten für das Überschreiten von Auslegungsgrenzwerten der untersuchten Gebäude abgeschätzt:

- Reaktorgebäude $6 \cdot 10^{-7}/a$
- Notstromdieselgebäude $6 \cdot 10^{-7}/a$
- Nukleares Betriebsgebäude und Hilfsanlagengebäude $6 \cdot 10^{-7}/a$
- Maschinenhaus $6,3 \cdot 10^{-5}/a$

Die Grenzwerte der Gebäudestrukturen entsprechen den in den Auslegungsrechnungen verwendeten "zulässigen Beanspruchungen".

■ **Komponenten**

Aufgrund der sicherheitstechnischen Bedeutung der Zwischenkühler des TF-Systems und der Schnellabschaltbehälter im Reaktorgebäude wurden diese Komponenten einer rechnerischen Untersuchung der Standsicherheit bei seismischer Einwirkung unterzogen. Die maßgeblichen Beschleunigungen an den Verankerungen der Komponenten wurden im Rahmen der vorausgegangenen Untersuchungen des Reaktorgebäudes für eine Erdbebenintensität I = 8 ermittelt.

Die durchgeführten Analysen zeigen, daß die Standsicherheit der untersuchten Komponenten für die Erdbebenintensität I = 8 gewährleistet ist.

In analoger Vorgehensweise zu den Bauwerken (s.o.) wurden für die untersuchten Komponenten die folgenden Häufigkeiten für das Überschreiten von Grenzwerten (Fließgrenze, Verschiebungsgrenzwerte) aufgrund von Erdbebeneinwirkungen abgeschätzt:

- Zwischenkühler (TF) $2 \cdot 10^{-7}/a$
- Schnellabschaltbehälter (YT) $2 \cdot 10^{-7}/a$

Die angegebenen Werte sind insbesondere für die Zwischenkühler als konservativ zu bewerten, da bei der Erdbebenintensität $I = 8$ nur sehr geringe Beanspruchungen auftreten.

In einer vereinfachten dynamischen Analyse wurde die Erdbebenauslegung der RDB-Standzarge einer quantitativen Überprüfung unterzogen. Die für die erdbebensichere Auslegung der Standzarge zugrundegelegten Schnittkräfte konnten insgesamt bestätigt werden. Ein Vergleich mit anderen Lastfällen zeigte, daß die Erdbebenbelastungen nicht auslegungsbestimmend sind für die Standzarge. Die aus den durchgeführten seismischen Risikobetrachtungen sich ergebenden höheren Belastungen sind durch die Auslegung mit abgedeckt. Die Untersuchungen führen zu dem Ergebnis, daß die Standsicherheit bei der Erdbebenintensität $I = 8$ mit großer Sicherheit gegeben ist. Die Häufigkeit eines Tragfähigkeitsverlusts aufgrund von Erdbeben wird abgeschätzt zu:

- RDB-Standzarge $< 2 \cdot 10^{-7}/a$

Die Bewertung der Erdbebensicherheit von Rohrleitungssystemen innerhalb und außerhalb des Reaktorgebäudes kann im wesentlichen dahingehend zusammengefaßt werden, daß im Erdbebenfall vor dem Auftreten größerer Gebäudeschäden nicht mit sicherheitstechnisch relevanten Leckagen an den Rohrleitungen des Speisewasser-Dampf-Kreislaufes zu rechnen ist. Daraus resultieren die folgenden Erdbebenintensitäten I , die von den Rohrleitungen ohne Gefährdung der Integrität aufgenommen werden können:

- Rohrleitungen im Reaktorgebäude $I = 8$
- Rohrleitungen im Maschinenhaus $I = 7$

Die Häufigkeiten erdbebeninduzierter Verluste der druckführenden Umschließungen sind kleiner als die Häufigkeiten für das Überschreiten von Auslegungsgrenzwerten der entsprechenden Gebäudebereiche, in denen die Rohrleitungen geführt werden (d. h. $< 6 \cdot 10^7/a$ im Reaktorgebäude bzw. $< 6 \cdot 10^5/a$ im Maschinenhaus). Die für das Maschinenhaus ermittelte Häufigkeit von $6,3 \cdot 10^5/a$ ⁵ des Überschreitens von Auslegungsgrenzwerten wurde als oberer Schätzwert für die Eintrittshäufigkeit von Lecks in den Frischdampfleitungen infolge erdbebenbedingten Absturzes der Dachkonstruktion des Maschinenhauses zugrunde gelegt.

Eine Beherrschung von Lecks in Frischdampfleitungen infolge des Versagens der Dachkonstruktion des Maschinenhauses setzt voraus, daß alle Frischdampfleitungen und die Hilfsdampfleitung durch die Durchdringungsarmaturen isoliert werden. Eine Untersuchung zur Funktionssicherheit der Durchdringungsarmaturen der Frischdampfleitungen (ISO-Ventile) ergab, daß diese auch bei einer Erdbebenintensität $I = 8$ nicht beeinträchtigt ist. Damit ergibt sich für den Ausfall der Absperrmaßnahmen in mindestens einer von fünf Frischdampfleitungen eine bedingte Wahrscheinlichkeit von $1,4 \cdot 10^{-3}/Anforderung$. Der Beitrag zur Eintrittshäufigkeit von Gefährdungszuständen, verbunden mit einem Kühlmittelverlust außerhalb des SB, ist somit $< 10^{-7}/a$. Die Kernkühlung und die Nachwärmeabfuhr könnten nach Eintritt von Gefährdungszuständen durch Abfahren der Anlage über die modifizierte Abfahrkühlleitung sichergestellt werden. Der Aktivitätseinschluß wäre damit jedoch nicht gewährleistet.

5.2.2 Sonstige externe Ereignisse

Als sonstige externen Ereignisse, welche übergreifend auf die Anlage einwirken können, sind Einwirkungen aus Hochwasser, Explosionsdruckwellen aus Unfällen außerhalb der Anlage, Flugzeugabsturz sowie äußere Einwirkungen aus dem Nachbarblock in Betracht zu ziehen. Aufgrund der Auslegung der Anlage gegen solche Einwirkungen bzw. aufgrund getroffener Schutzmaßnahmen sind relevante Beiträge für in dieser Analyse untersuchten auslösenden Ereignisse, ausgehend von solchen Einwirkungen, nicht zu erwarten. Im einzelnen ergeben sich folgende Feststellungen:

⁵ siehe auch S. 5-127

■ Hochwasser

Der Standort der Referenzanlage liegt an der oberen Donau, die im Bereich des Standortes in mehreren Stufen aufgestaut ist. Die normale Stauhöhe der Donau in Standortnähe beträgt 429,62 m über NN. Bei der Errichtung wurde das Anlagengelände um 1,5 m gegenüber dem umliegenden Gelände, welches im Mittel auf 431,50 m über NN liegt, erhöht. Dadurch liegt das Anlagengelände über demjenigen Wasserspiegel der Donau (ca. 432,80 m über NN), wie er sich bei den durch die Staustufen ergebenden Abflußverhältnissen nach bisherigen Erfahrungen bei Hochwasser einstellen kann.

Bei Wasserständen bis zum Erreichen des Anlagengeländeniveaus (433,00 m über NN) ist ein Leistungsbetrieb ohne Einschränkung möglich. Darüber hinaus sind alle Anlagenbereiche, die für ein Abfahren der Anlage und für den Nachkühlbetrieb erforderlich sind, so ausgelegt, daß sie bis zu einem Wasserstand von 434,50 m über NN sicher vor einem Wassereintrag geschützt sind.

Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens der Anlage wurde die Einwirkung durch Hochwasser eingehend untersucht. Für eine Bewertung ist von Bedeutung, daß ein Hochwasserstand auf Anlagengeländenniveau mit großflächigen Überflutungen in der weiteren Umgebung des Standortes und im Hinterland der Donau verbunden ist. Dadurch ergibt sich, daß eine noch höhere Abflußmenge, als sie diesem Wasserstand entspricht, nur zu einem begrenzten Anstieg des Wasserstandes am Standort führen kann. Die Eintrittshäufigkeit für solche höheren Abflußmengen ist für die Häufigkeitsbereiche, die in dieser Studie von Interesse sind (kleiner $10^{-3}/a$), nicht quantifizierbar. Allerdings stellt die Differenz von 4,90 m zwischen dem normalen Stauniveau der Donau und dem Bemessungshochwasser (434,50 m über NN) der Anlage eine Sicherheitsmarge dar, die die Schlußfolgerung zuläßt, daß Einwirkungen durch Hochwasser für die Sicherheitsbewertung in der vorliegenden Analyse nicht von Relevanz sind. Dabei wurde berücksichtigt, daß diese Sicherheitsmarge nach den im Rahmen des Genehmigungsverfahrens durchgeführten Untersuchungen auch das Versagen flußaufwärts gelegener Staustufen mit abdeckt.

■ Explosionsdruckwelle

Nach /KWU 83/ liegen besondere standortspezifische Gefährdungsmöglichkeiten nicht vor. Im 10-km-Bereich um die Anlage existieren, abgesehen von Tankstellen, weder größere Tanklager noch Raffinerien oder ähnliche Anlagen. Gütertransporte, welche explosionsfähige Stoffe enthalten können, erfolgen als Straßentransporte in einem Abstand von ca. 3,7 km und als Bahntransporte in einem Abstand von ca. 2,9 km zur Anlage. Vorhandene größere Öl- und Gasleitungen sind mindestens 3 km vom Anlagenstandort entfernt.

Die Anlage wurde bei der Errichtung mit standortunabhängigen Lastannahmen, entsprechend den heutigen Anforderungen /BMI 76/, gegen Explosionsdruckwellen ausgelegt. Diese Auslegung bezieht sich auf das Reaktorgebäude, die Notstromdieselgebäude und Kühlwasserentnahmebauwerke der Redundanzen 2 und 3, zugehörige Kanäle und Rohrleitungen, das Kühlwasserrückgabebauwerk sowie die in diesen Gebäuden enthaltenen und für die Beherrschung einer solchen Einwirkung erforderlichen, sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen.

Der Auslegung liegt ein Schutzkonzept zugrunde, welches konservativ davon ausgeht, daß bei einer solchen Einwirkung Schäden am Maschinenhaus bzw. am Schaltanlagegebäude auftreten und Einrichtungen in diesen Gebäuden nicht zur Verfügung stehen. In diesen Fällen wird die druckführende Umschließung von den äußeren Systemen isoliert und die Nachwärme zunächst an das innerhalb der Sicherheitsumschließung befindliche Wasserreservoir der Kondensationskammer abgegeben. Die weitere Nachwärmeabfuhr aus der Kondensationskammer geschieht dann durch die Nachkühlkette mit Abgabe der Wärme an den Fluß. Alle zur Sicherstellung der Abschaltung und langfristigen Unterkritikalität sowie der Nachwärmeabfuhr erforderlichen systemtechnischen Einrichtungen, einschließlich der Meß-, Steuer- und Regelungstechnik und des Reaktorschutzsystems, sind mit einer 2 x 100 %- Redundanz innerhalb der oben genannten geschützten Gebäude untergebracht.

Daten zur Bewertung der Eintrittshäufigkeit der Einwirkung einer Explosionsdruckwelle auf die Referenzanlage liegen nicht vor. Im Rahmen der Phase A der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke wurde für den Standort Biblis, ausgehend von Flüssiggastransporten auf dem Rhein, eine Eintrittshäufigkeit im Bereich von $1 \cdot 10^{-5}$ bis $5 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr abgeschätzt. Bei Berücksichtigung der Gegebenheiten am Standort

der in der vorliegenden Sicherheitsanalyse behandelten Referenzanlage dürfte die Eintrittshäufigkeit dort um Größenordnungen geringer anzunehmen sein als am Standort Biblis. Ausgehend von dieser Feststellung und den getroffenen Schutzmaßnahmen sind weitergehende Untersuchungen im Rahmen der vorliegenden Analyse nicht erforderlich.

■ **Flugzeugabsturz**

In der /GRS 89/ wurde der Risikobeitrag durch einen Flugzeugabsturz vertieft untersucht. Dabei wurde zwischen dem Beitrag der Zivilluftfahrt mit Groß- und Kleinflugzeugen und dem militärischen Flugverkehr unterschieden.

Die für die Referenzanlage aus /GRS 89/ geltende Feststellung, nach der die Zivilluftfahrt wegen der geringen Absturzhäufigkeit großer Flugzeuge und wegen der geringen Stoßbelastung durch Kleinflugzeuge keine risikorelevante Gefährdung darstellt, ist unter Berücksichtigung der Luftverkehrssituation auf den Standort der in der vorliegenden Analyse betrachteten Referenzanlage übertragbar.

Die weiteren Untersuchungen in /GRS 89/ konzentrierten sich auf Abstürze schnellfliegender Militärflugzeuge. Dabei wurden Abstürze über dem Gebiet der alten Bundesländer im Zeitraum von 1978 bis 1988 statistisch ausgewertet und die örtliche Verteilung der spezifischen Absturzhäufigkeit (Abstürze pro km² und Jahr) ermittelt. Es zeigten sich lokale Unterschiede in der Absturzhäufigkeit (maximal Faktor 100), insbesondere erhöhte Werte in der Umgebung einzelner Militärflugplätze. Da die unmittelbar flugplatzbezogenen Abstürze in der Statistik nicht enthalten sind, ist diese Erhöhung im wesentlichen nur durch eine lokal höhere Flugdichte erklärbar. Ein Zusammenhang zwischen Kernkraftwerksstandorten und Absturzhäufigkeitsverteilung wurde nicht gefunden. Für die hier untersuchte Referenzanlage ergibt sich aus diesen Untersuchungen eine standortspezifische Absturzhäufigkeit von $6 \cdot 10^{-5}/a \text{ km}^2$. Neuere Arbeiten der GRS zu Entwicklungstendenzen der Absturzhäufigkeit lassen eine deutliche Abnahme der globalen Absturzhäufigkeit (Faktor 2 bis 4) in den Jahren 1989 bis 1991 erkennen, wobei dieser Zeitraum für eine gesicherte statistische Auswertung zu kurz ist.

In /GRS 89/ wurde unter Berücksichtigung der standortspezifischen Absturzhäufigkeit mit Hilfe eines Simulationsmodells, das von einer räumlichen Modellierung der Bauwerke der Anlage ausgeht und eine Vielzahl von Flugzeugabstürzen rechnerisch simuliert, zunächst die Treffhäufigkeit einzelner Gebäude, insbesondere des Reaktorgebäudes ermittelt. Im weiteren wurde dann unter Berücksichtigung des möglichen Energieeintrags, dessen Wahrscheinlichkeitsverteilung aus statistischen Auswertungen von Flugzeugabstürzen resultierte, anhand eines Vergleichs mit einer abgeschätzten, vom Bauwerk aufnehmbaren Energie auch die Schadenshäufigkeit ermittelt. Dieses Vorgehen erfolgte vor dem Hintergrund, daß die Referenzanlage aus /GRS 89/, verglichen mit heutigen Auslegungsanforderungen, nur begrenzt gegen einen Flugzeugabsturz ausgelegt ist und deshalb eine vertiefte Analyse für notwendig erachtet wurde.

Die hier betrachtete SWR-Referenzanlage ist, entsprechend heutigen Auslegungsanforderungen /RSK 81/, gegen einen Flugzeugabsturz ausgelegt. Die bauliche Auslegung umfaßt das Reaktorgebäude mit seinen zum Abschalten und Nachkühlen benötigten Einrichtungen. Bei den anderen, zum Nachkühlen benötigten Gebäuden mit ihren Einrichtungen, den Notstromdieselgebäuden und den Nebenkühlwassergebäuden, die in jeweils 3 x 100 % Redundanz vorhanden sind, berücksichtigt das Schutzkonzept, daß ein Flugzeugabsturz eine örtlich begrenzte Einwirkung darstellt. Dementsprechend beinhaltet das Schutzkonzept eine räumliche Anordnung dieser Gebäude und der sie verbindenden Rohr- und Kabelkanäle mit so großen Abständen, daß durch ein abstürzendes Flugzeug nur jeweils eine Redundanz gravierend beeinträchtigt werden kann und zum Nachkühlen bei einer solchen Einwirkung immer noch eine 2 x 100 % Redundanz zur Verfügung steht. Bild 5.2 gibt eine Übersicht über die räumliche Trennung der Not- und Nachkühlsysteme und der Notstromversorgung, dargestellt am Beispiel des Blocks B.

Aufgrund der getroffenen Auslegung der Referenzanlage wird von einer vertieften Analyse mit Anwendung von Simulationsmodellen in dieser Analyse abgesehen. Ausgehend von groben Abschätzungen ergeben sich folgende Erkenntnisse:

- Unter Berücksichtigung einer spezifischen Absturzhäufigkeit von $6 \cdot 10^{-5}/a \text{ km}^2$ ergibt sich eine Treffhäufigkeit für das Reaktorgebäude von etwa $6 \cdot 10^{-7}/a$.

- Unter Zugrundelegung der in der Risikostudie ermittelten Absturzenergieverteilung sind Abstürze mit einer kinetischen Energie oberhalb derjenigen, wie sie sich aus den Auslegungslastannahmen nach /RSK 81/ ergeben, mit kleiner 4 % zu erwarten. Dementsprechend ergibt sich eine Häufigkeit für einen Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude, bei dem die Auslegungslastannahmen überschritten werden, mit einem Wert kleiner $3 \cdot 10^{-8}/a$.

Für eine Bewertung hinsichtlich eines Beitrages durch Flugzeugabsturz zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen ist zu berücksichtigen, daß einerseits das Überschreiten von Auslegungslastannahmen noch nicht zwangsläufig zu nicht beherrschten Anlagenzuständen führt. Andererseits können im Bereich dieser extrem geringen Eintrittshäufigkeit von $10^{-8}/a$ auch Beiträge anderer Ereignisablaufpfade, z. B. Beiträge aus ereignisunabhängigen Systemnichtverfügbarkeiten oder aus Schäden an räumlich getrennten Einrichtungen durch unwahrscheinliche Wrackteilstreuerungen, zum Tragen kommen. Als Beispiel ist hier die ereignisunabhängige Ausfallwahrscheinlichkeit der Absperrung einer Frischdampfleitung bei einem durch Flugzeugabsturz auf das Maschinenhaus verursachten Bruch einer Leitung zu nennen. Insgesamt ist der mögliche Beitrag durch einen Flugzeugabsturz aber aufgrund der getroffenen Auslegung so gering einzuschätzen, daß er im Rahmen dieser Sicherheitsanalyse nicht relevant ist.

■ **Einwirkungen aus der Nachbaranlage**

Bei einer Mehrblockanlage, wie sie die Referenzanlage darstellt, sind auch gegenseitige Einwirkungsmöglichkeiten der Einzelblöcke in die Bewertung übergreifender Ereignisse mit einzubeziehen. Grundsätzlich sind folgende Einflußmöglichkeiten, die von einem Block ausgehen können, in Betracht zu ziehen:

- Beeinflussung durch systemtechnische Verknüpfungen
- Einwirkung durch fliegende Bruchstücke bei einem Turbinenzerknall oder bei einem Versagen von Druckbehältern im Maschinenhaus
- Brandübertragung
- Radiologische Belastung

Die ersten drei Einwirkungsmöglichkeiten werden nachfolgend diskutiert und bewertet. Die radiologische Belastung bei einem Kernschmelzunfall im anderen Block und die daraus resultierenden Einflüsse auf das Betriebspersonal des nicht betroffenen Blocks wurden nicht untersucht.

- Beeinflussung durch systemtechnische Verknüpfungen

Alle sicherheitstechnischen Einrichtungen, wie Not- und Nachkühlsysteme, leittechnische Einrichtungen, Teilsteuereinrichtungen und Notstromdiesel, sind von den Einrichtungen des Nachbarblockes funktionell völlig getrennt.

Gemeinsame Einrichtungen bestehen für die betriebliche Kühlwasser-, Zusatzwasser- und Feuerlöschwasserversorgung sowie im Nuklearen Betriebsgebäude und im Hilfsanlagegebäude. Aus diesen Verknüpfungen ergeben sich aber keine relevanten Einwirkungsmöglichkeiten.

Die Schienen der 10-kV-Notstromredundanzen der beiden Blöcke können bei Bedarf über Verbindungsmöglichkeiten miteinander verschaltet werden, so daß eine Versorgung von den Schienen des anderen Blocks möglich ist. Weiterhin gibt es eine gemeinsame Reserveeinspeisung zu diesen Schienen. Fehlschaltungen wird durch Verriegelungen und Betriebsanweisungen vorgebeugt. Die Möglichkeit von Fehlschaltungen und die Einflußmöglichkeiten auf die einzelnen Blöcke wurden nicht weiter untersucht, da solche Verbindungen im normalen Leistungsbetrieb nicht vorgesehen sind und die Einflußmöglichkeiten bei Fehlschaltungen aufgrund der selektiven Absicherung der einzelnen Schienen als gering erachtet werden.

- Einwirkungen durch fliegende Bruchstücke

Eine Einwirkung durch Bruchstücke mit hoher kinetischer Energie ist bei einem Turbinenzerknall oder einem Versagen von Druckbehältern im Maschinenhaus des anderen Blocks denkbar. Aufgrund der geringen Eintrittshäufigkeit für solche Ereignisse (kleiner $10^{-5}/a$), der Anordnung der Gebäude und relevanten Komponenten, z. B. derart, daß die möglichen Flugrichtungen von Turbinenbruchstücken außerhalb des Einflußbereichs sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen liegen, sowie der Gebäudeauslegung gegen äußere Einwirkungen ist die Wahrscheinlichkeit für Folgeschäden so gering, daß auf eine weitere Analyse verzichtet werden kann.

- Brandübertragung

Für die Brandübertragung ergibt sich bei den in den alten Bundesländern befindlichen Mehrblockanlagen keine andere Situation als bei Einzelblockanlagen. Durch entsprechende Brandschutzmaßnahmen werden die redundanten Einrichtungen vor einem gemeinsamen brandbedingten Ausfall geschützt. Dies gilt bei der SWR-Referenzanlage sowohl für die redundanten Einrichtungen eines Blocks als auch für die Einflußmöglichkeiten auf den Nachbarblock. Bei der Referenzanlage sind dazu insbesondere bautechnische Maßnahmen nach heutigem Stand der brandschutztechnischen Auslegung, z. B. Brandwände und brandschutztechnische Abtrennungen mit einer Feuerwiderstandsdauer nach DIN 4102 von größer 90 Minuten (F90), vorhanden. Bei der Referenzanlage stellen das Reaktorhilfsanlagegebäude und das nukleare Betriebsgebäude blockverbindende Gebäude dar, deren Einrichtungen größtenteils von beiden Blöcken gemeinsam genutzt werden. Aufgrund der fehlenden sicherheitstechnischen Bedeutung der gemeinsam genutzten Einrichtungen (z. B. Systeme zur Behandlung radioaktiver Abfälle), der konsequenten brandschutztechnischen Abtrennung der angrenzenden Reaktorgebäude und der getroffenen Brandschutzmaßnahmen an den blockzugehörigen sicherheitstechnisch bedeutsamen Einrichtungen in diesen Gebäuden sind relevante blockübergreifende Einflußmöglichkeiten bei einem Brand in diesen Gebäuden nicht zu befürchten.

Tabelle 5.1 Zusammenstellung der Leckvorkommnisse nach Art und Ursache

Ursache	Leckart							
	Flansch	sonstige lösbare Verbindung	Dichtung	Anriß an Schweiß- oder Lötstelle	sonstiger Bauteilschaden	Schlauch	unbeabsichtigte Öffnung/Offenbleiben	unbekannt
Verschleiß			1		1			
Montagefehler		1		(1) ₁				
Schweißfehler				(1) ₁ 2 (1) ₂ (1) ₃				
falsche Werkstoffwahl					1			
Auslegungsfehler		1		(1) ₂				
Korrosion								
Alterung						1		
Handhabungsfehler							1	
äußere Einwirkung								
+ weiterer Schaden				(1) ₃				
unbekannt				1				

(1)_{1,2,3}: jeweils nur 1 Vorkommnis, aber verschiedene Ursachen, gekennzeichnet durch jeweils gleichen Index

Tabelle 5.2 Schätzwerte der Häufigkeit verschiedener Leckgrößen in schmieröl-führenden Rohrleitungen innerhalb des Sicherheitsbehälters

Leckgröße		λ_{50}	λ	λ_{95}	Verteilungstyp
Tropf- und Kleinlecks		$6 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-2}$	$3,1 \cdot 10^{-2}$	log-normal
Große Lecks	aus defekten Schweißverbindungen	$4 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-3}$	$4 \cdot 10^{-3}$	log-normal
	aus Flanschverbindungen	$4 \cdot 10^{-5}$	$1 \cdot 10^{-4}$	$4 \cdot 10^{-4}$	log-normal

Tabelle 5.3 Physikalische Eigenschaften des Werkstoffs X 10 CrNiNb 18 9 in Abhängigkeit von den Temperaturen

Temperatur T [°C]	Wahre spez. Wärme C _p [J/(kg K)]	Wärmeleitfähigkeit λ [J/(s m K)]	Mittlere Dichte ρ[kg/m ³]
20	504	15.0	7.779*
50	510	15.5	
100	520	16.0	
150	530	16.5	
200	540	17.0	
250	550	18.0	
300	560	19.0	
400	580	20.0	
500	600	21.0	
600	620	22.0	
700	640	23.0	
800	660	24.0	

* Dichten im Bereich zwischen 0 und 500 °C weichen um weniger als 1% von der den Berechnungen zugrundegelegten mittleren Dichte ab.

Tabelle 5.4 Physikalische Eigenschaften von Wasser bei einem mittleren Druck von 7,0 MPa in Abhängigkeit von der Temperatur

Temperatur T [°C]	Wahre spez. Wärme C _p [J/(kg K)]	Wärmeleitfähigkeit λ[J/(s m K)]	Mittlere Dichte ρ[kg/m ³]
20	4160	0.600	978*
50	4166	0.647	
100	4201	0.683	
150	4291	0.687	
200	4458	0.668	
250	4817	0.625	

* Die mittlere Dichte wird gleich der Dichte des Wassers bei 75°C angenommen.

Tabelle 5.5 Parameter und Formeln zur Bestimmung von Wärmeübergangszahlen im Ringspalt bei laminarer Strömung im Antriebsgehäuse

	T [°C]	20	50	100	150	200	250
1)	$\eta \cdot 10^6$ [kg/(ms)]	1 066	548	284	184	136	107
2)	Re	123	239	462	713	964	1226
3)	Pr	7.49	3.53	1.75	1.15	0.91	0.82
4)	Nu	5.44	5.38	5.35	5.36	5.4	5.52
5)	α [J/(s m ² K)]	49	53	55	56	55	52

- Dynamische Viskosität¹⁾, entnommen aus /VDI 91/
- Reynolds-Zahl: $Re = 2/\pi \cdot G/\eta(R_1+R_2)$
- Prandtl-Zahl: Pr, entnommen aus /VDI 91/
- Nußelt-Zahl: $Nu = (Nu_1^3 + Nu_2^3)^{1/3}$
 $Nu_1 = 3,66 + 1,2 \cdot (R_1/R_2)^{0,5}$
 $Nu_2 = fg [Re \cdot Pr \cdot (R_2-R_1)/l]^{1/3}$
 $fg = 1,615 [1 + 0,14 \cdot (R_1/R_2)^{1/3}]$
- Wärmeübertragungszahl $\alpha = Nu \cdot \lambda / (R_2-R_1)$

Tabelle 5.6 Makroseismische Kenngrößen der für den Standort repräsentativen Erdbeben

Beben	I (MSK)	M	R (km)
1	6.0 ± 1/2	4.0 - 6.7	0 - 120
2	7.0 ± 1/2	4.0 - 6.7	0 - 60
3	8.0 ± 1/2	4.0 - 6.5	0 - 20

Tabelle 5.7 Erdbebenbelastungen der Standzarge (KRB II) aus vereinfachter dynamischer Analyse

A. Gekoppelte Schwingung Horizontale Translation und Kippen	B. Entkoppelte Vertikalschwingung
SRSS: M = 30,66 MNm Q = 2,98 MN	V = 1,32 MN
ABS: M = 34,43 MNm Q = 3,93 MN	
VORZ: M = 26,36 MNm Q = 3,93 MN	

Überlagerungsvorschrift der modalen Anteile:

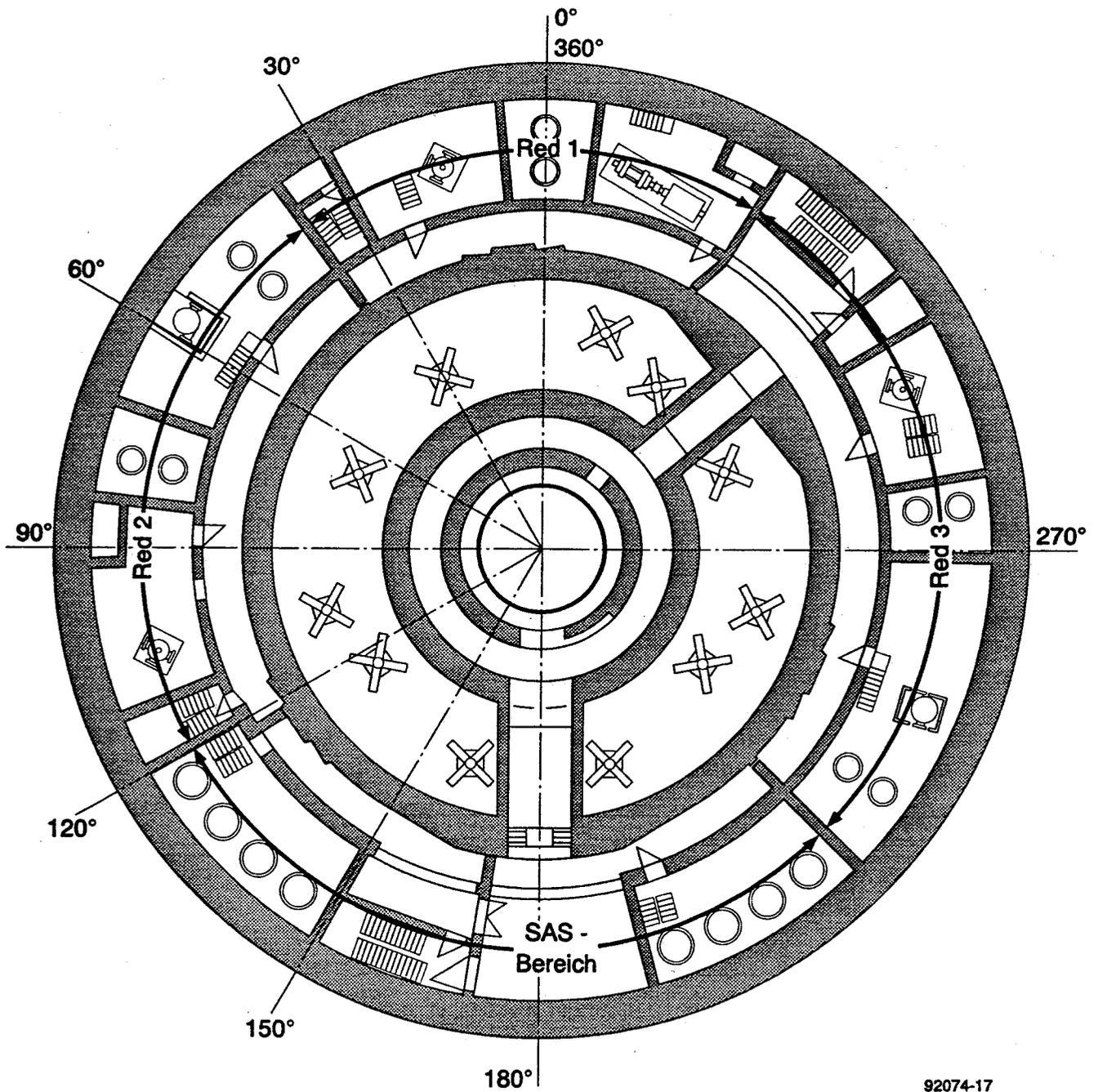
SRSS: Quadratwurzelverfahren (Square-Root-Sum-Square)

ABS: Überlagerung der Absolutwerte

VORZ: Vorzeichengerechte Überlagerung

Tabelle 5.8 Belastungen der Standzarge (KRB II) (nach /KWU 79/)

Lastabfall	Querkraft Q [MN]	Moment M [MNm]	Vertikalkraft V [MN]
1. Sicherheitserdbeben	4.33	48.9	1,05
2. Flugzeugabsturz	5.34	56.2	7,34
3. Kühlmittelverluststörfall 3.1 Bruch Frischdampfleitung	6,04	82,31	0,12
3.2 Bruch Speisewasserleitung	5.04	48.58	~ 0



92074-17

Bild 5.1 Schematische Darstellung der räumlichen Abschottung der Not- und Nachkühlsysteme gegeneinander (Höhenbereich: -8,50 m bis -3,50 m)

Räumliche Trennung der Not- und Nachkühlsysteme Block B

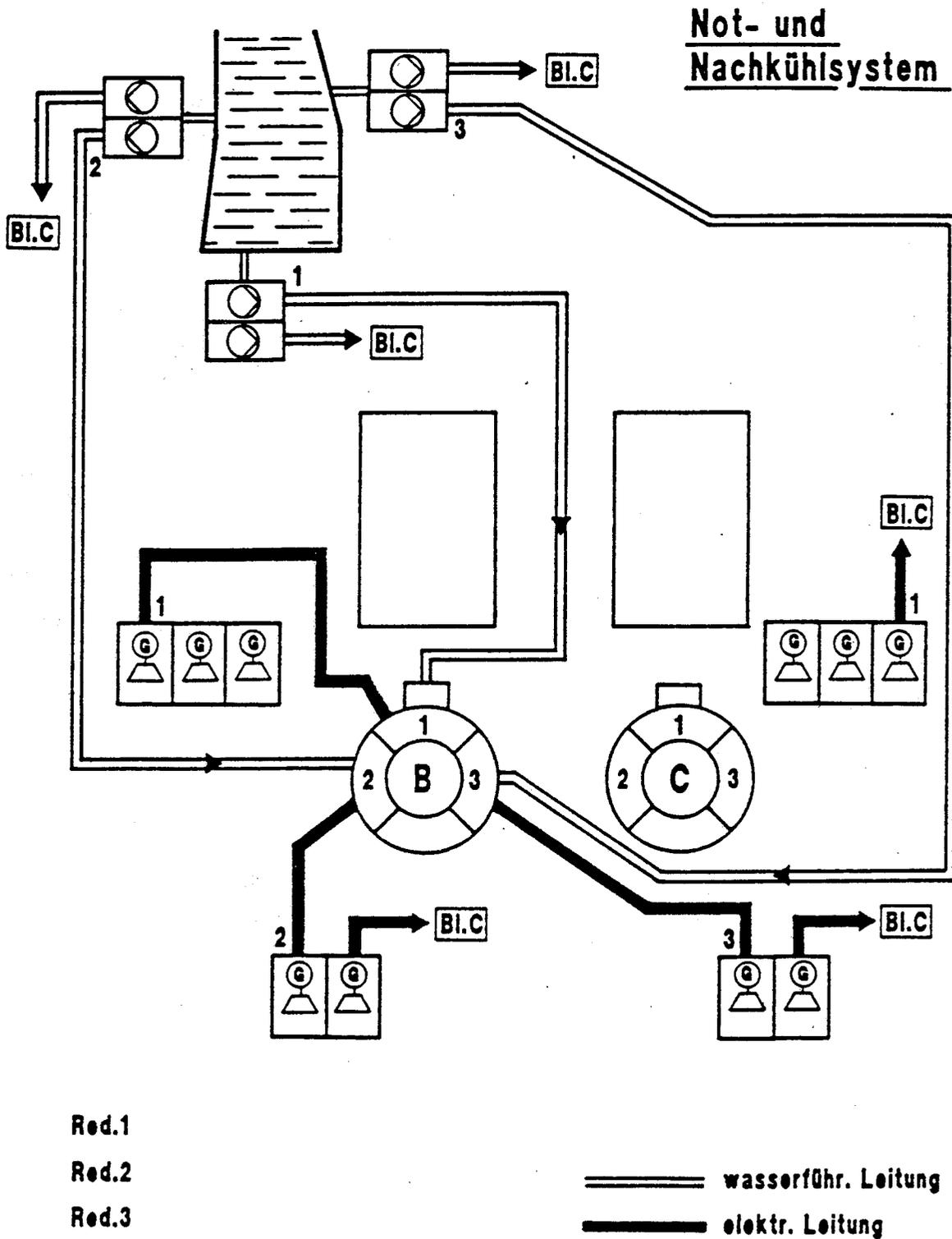


Bild 5.2 Räumliche Trennung der Not- und Nachkühlsysteme der SWR-Referenzanlage

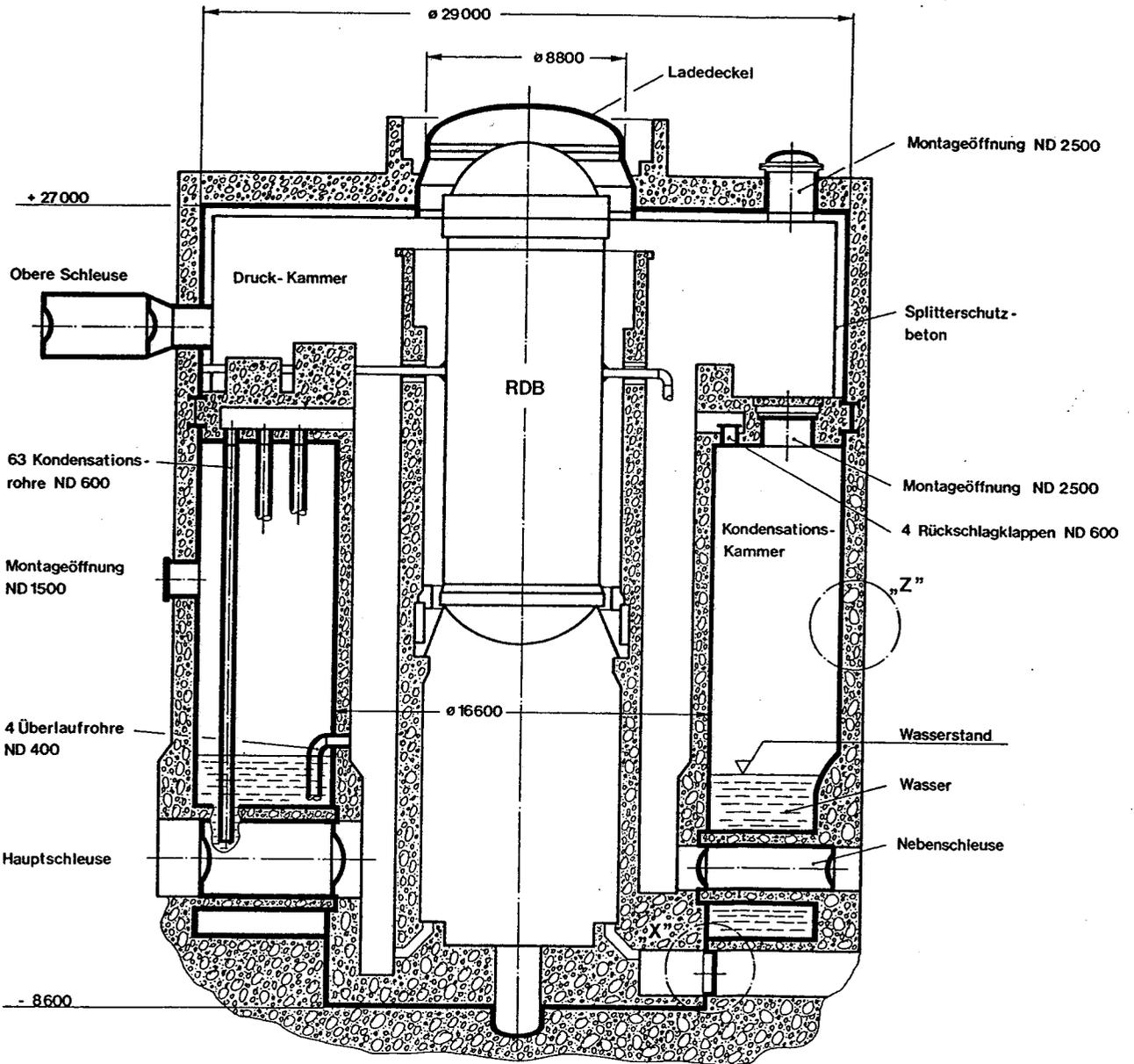


Bild 5.3 Reaktorbehälterinnenraum der SWR-Referenzanlage, nach /GRS 91/

SAR. OEL 0.2 KG/S. KABEL 2.0 KG/S. K.B. 400 C. GEBL. BIS B0 S

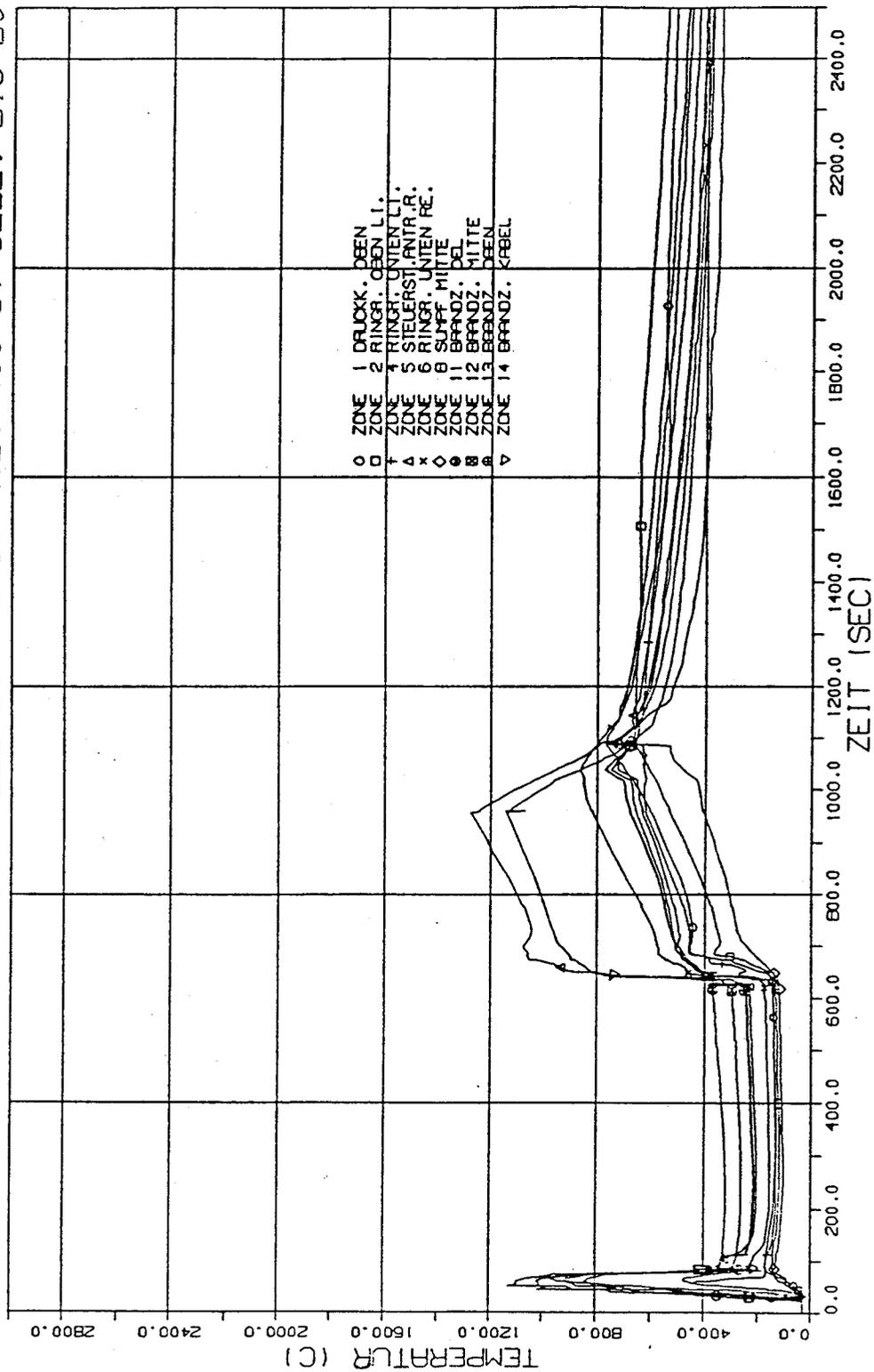


Bild 5.4 Temperatur der Atmosphäre bei einem kombinierten Öl-/Kabelbrand innerhalb der Sicherheitsbehälter, nach /GRS 91/

SAR. OEL 0.2 KG/S, KABEL 2.0 KG/S, K.B. 400 C, GEBL. BIS 80 S

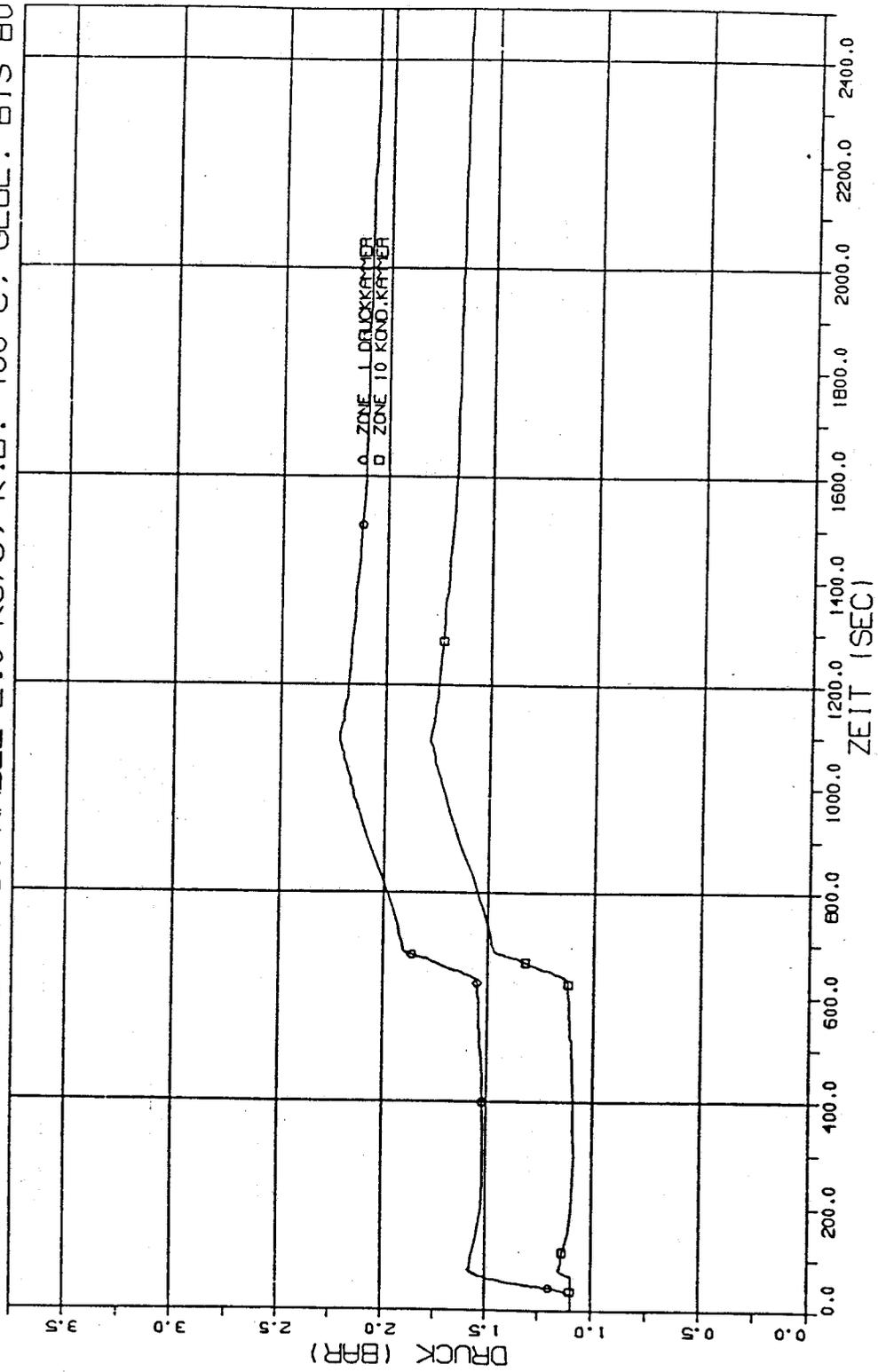


Bild 5.5 Gesamtdruckverlauf bei einem kombinierten Öl-/Kabelbrand innerhalb des Sicherheitsbehälters, nach /GRS 91/

SAR. OEL 0.2 KG/S. KABEL 2.0 KG/S. K.B. 400 C. GEBL. BIS 80 S

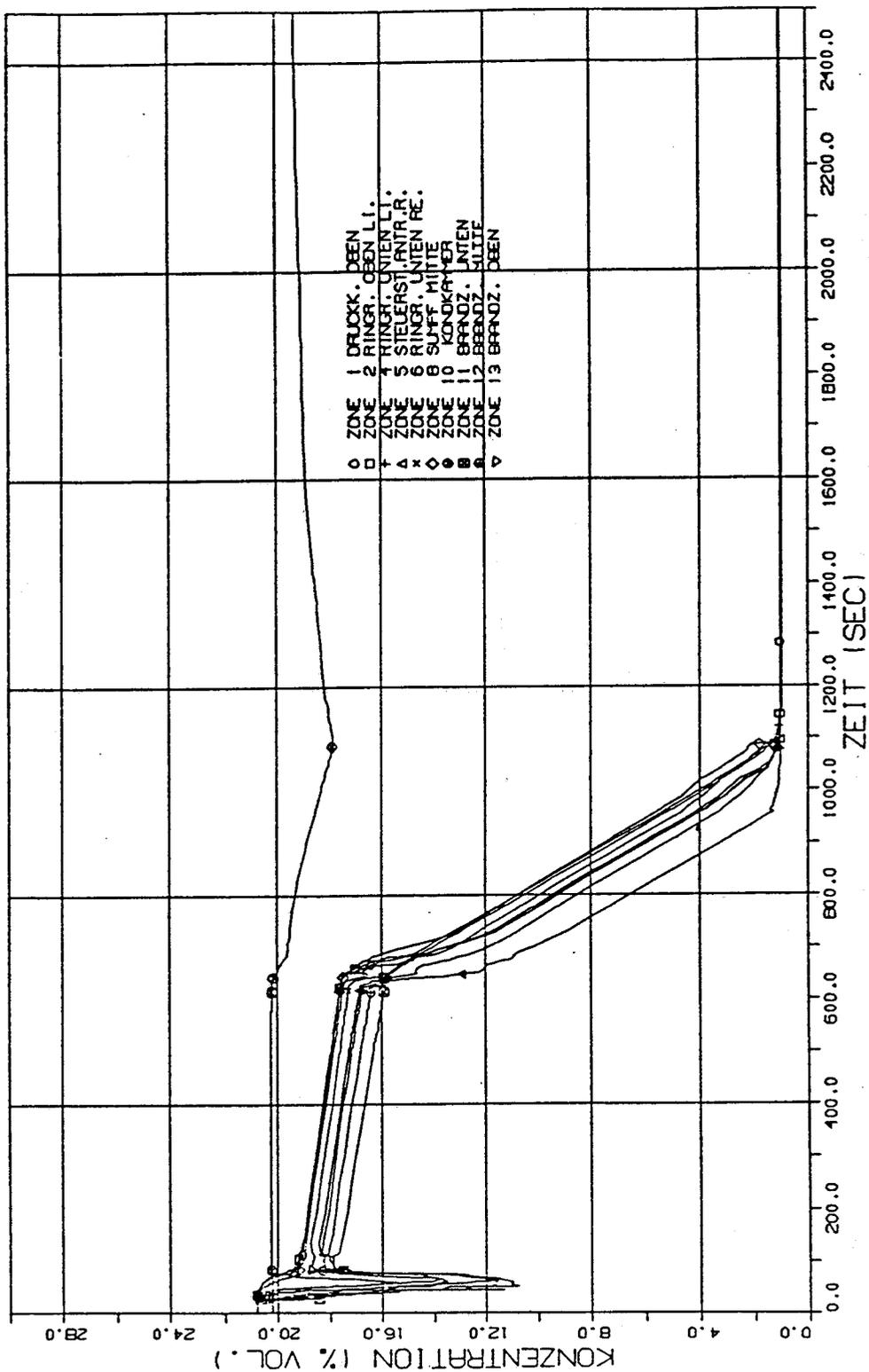


Bild 5.6 Sauerstoffkonzentration bei einem kombinierten Öl-/Kabelbrand innerhalb des Sicherheitsbehälters, nach /GRS 91/

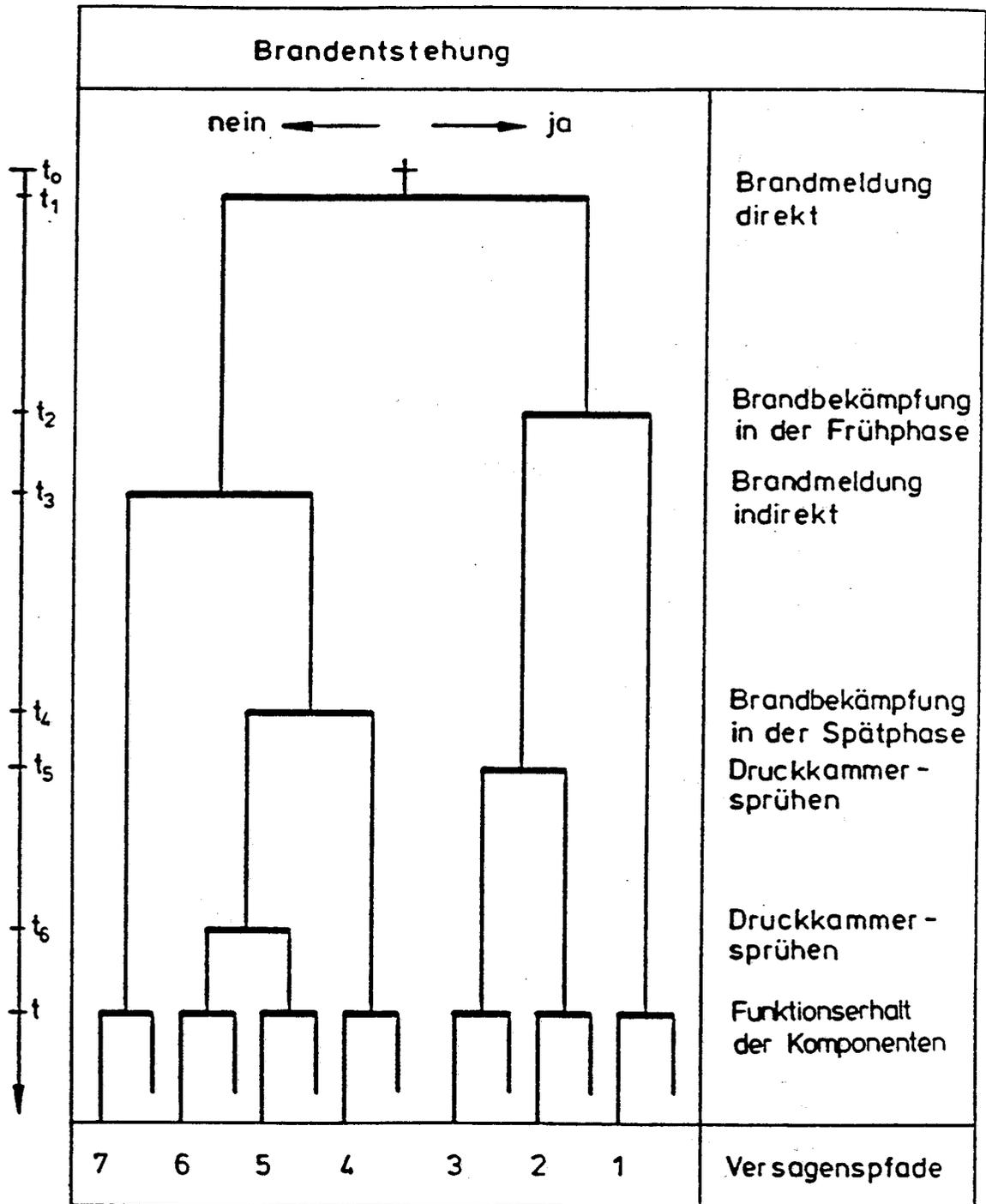


Bild 5.7 Brandspezifisches Ereignisablaufdiagramm, nach /GRS 91/

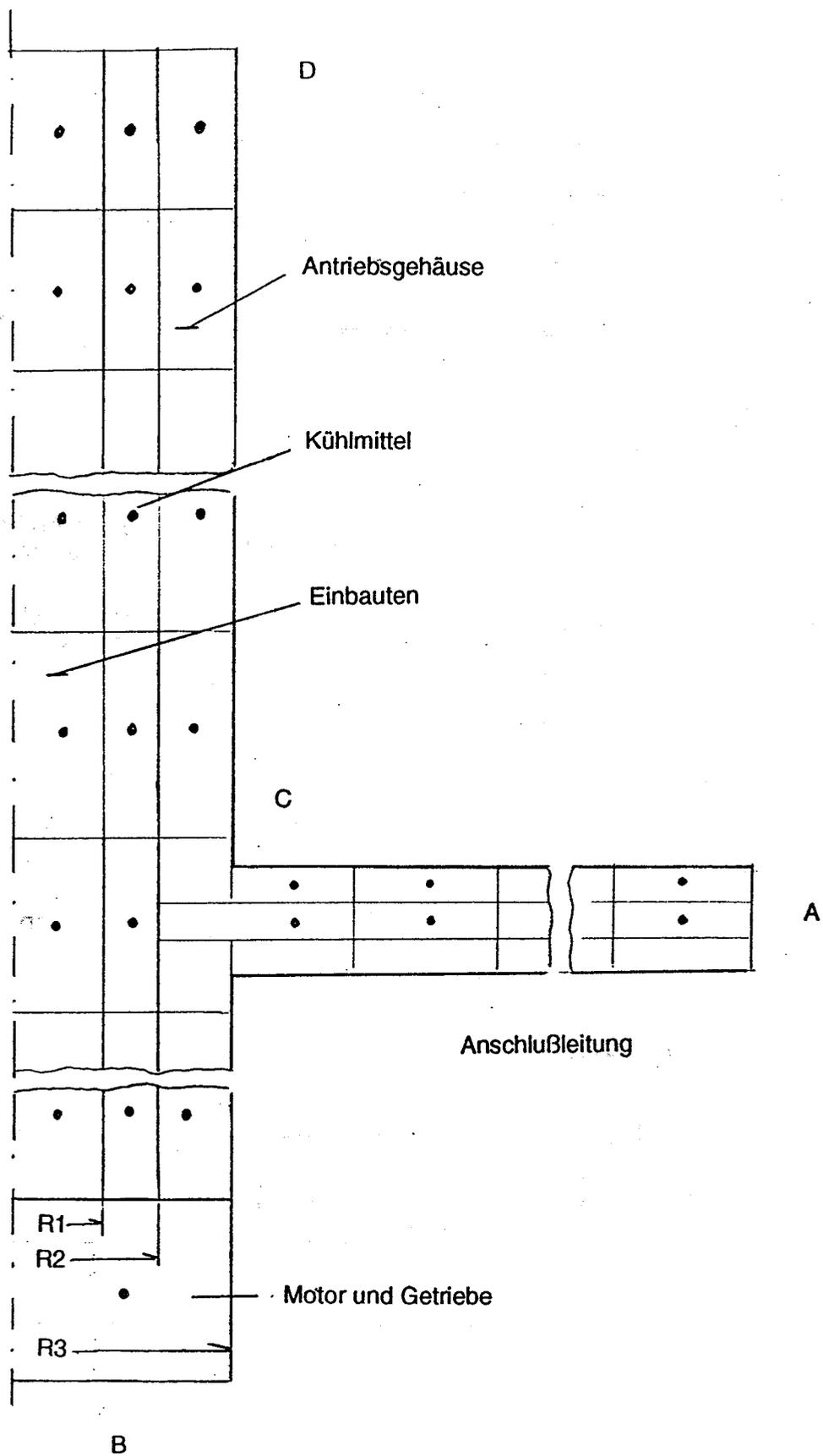


Bild 5.8 Skizze des Berechnungsmodells

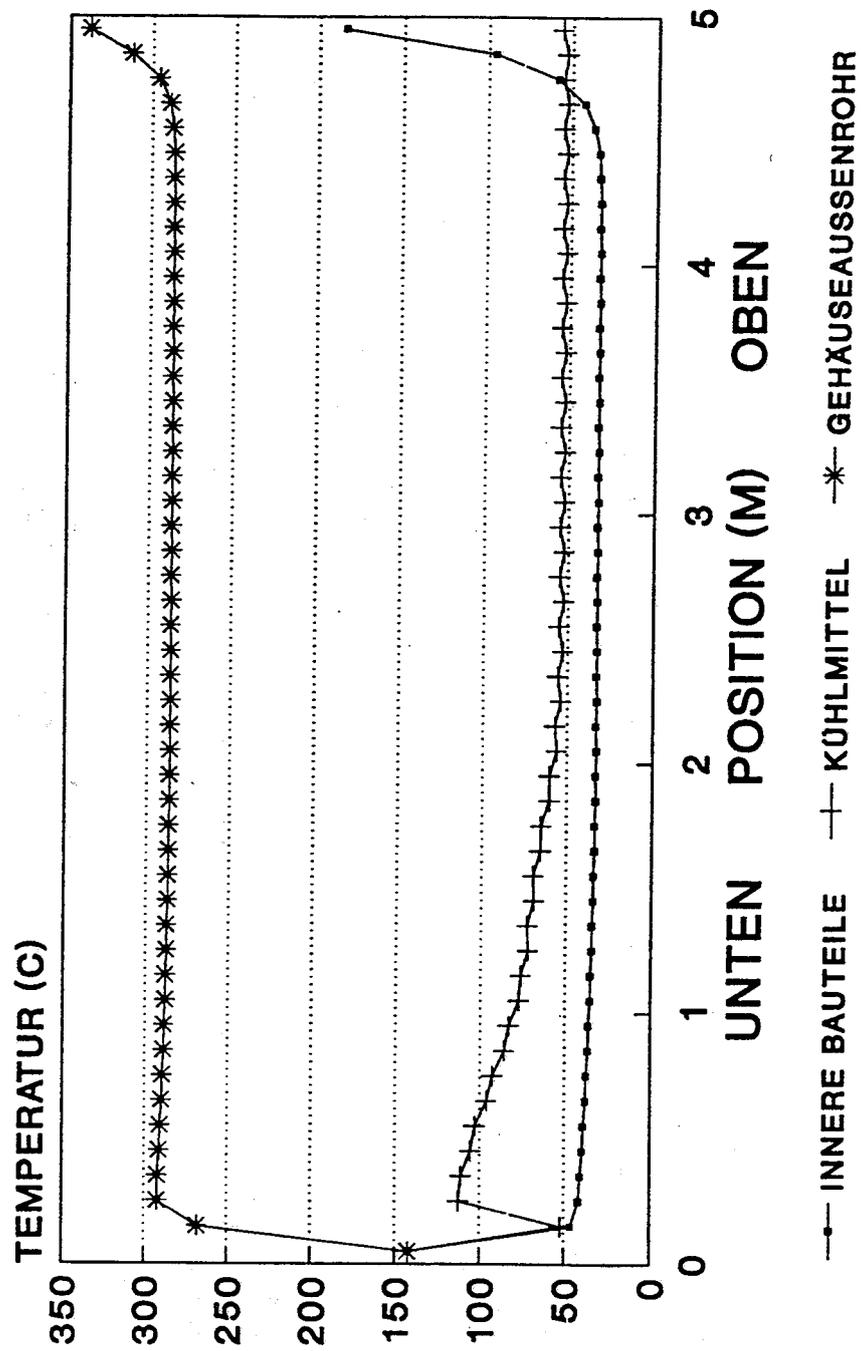


Bild 5.9 Brandbedingte Temperaturverteilungen am Steuerstabantriebsgehäuse zum Zeitpunkt $t = 1105$ s

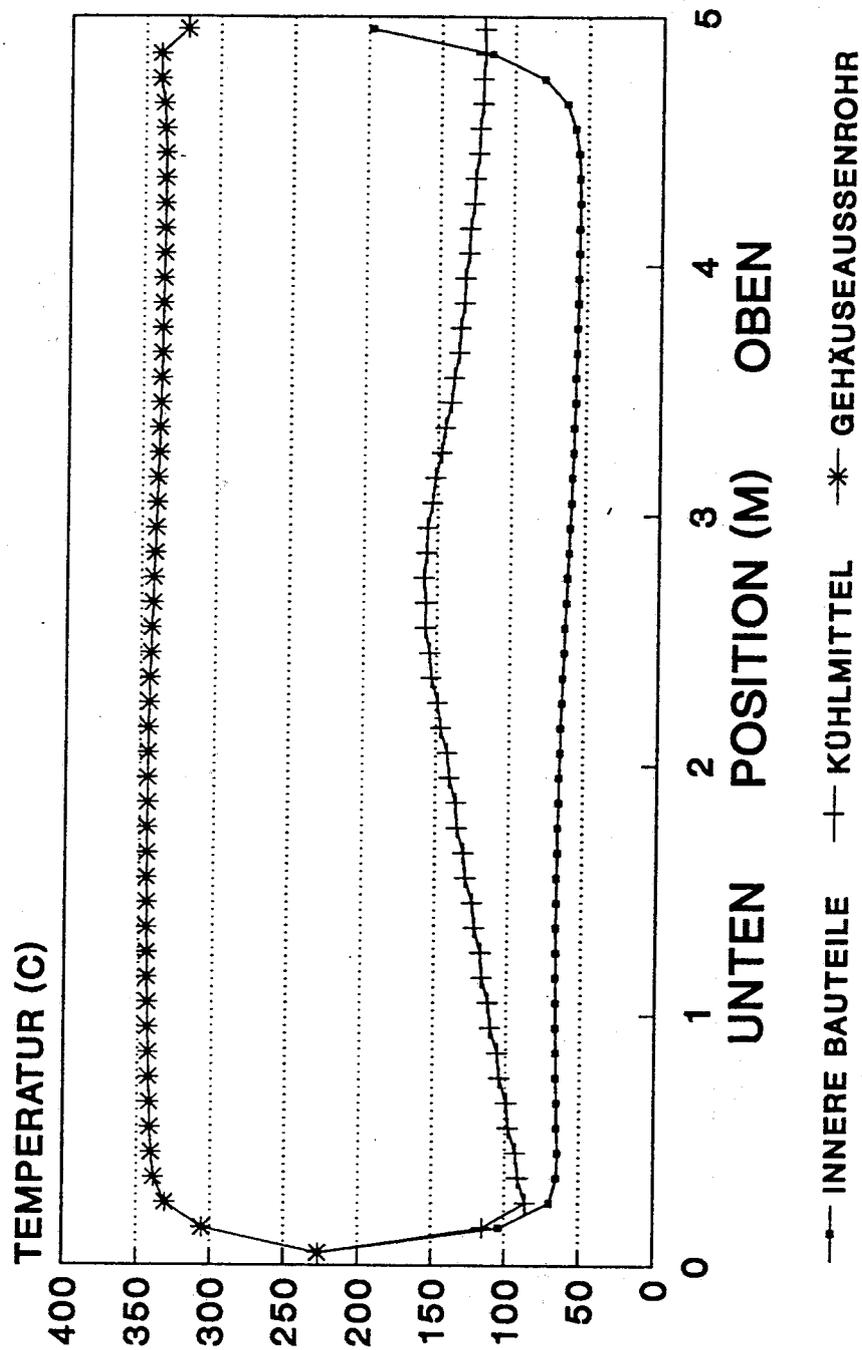


Bild 5.10 Brandbedingte Temperaturverteilungen am Steuerstabantriebsgehäuse zum Zeitpunkt $t = 2422$ s

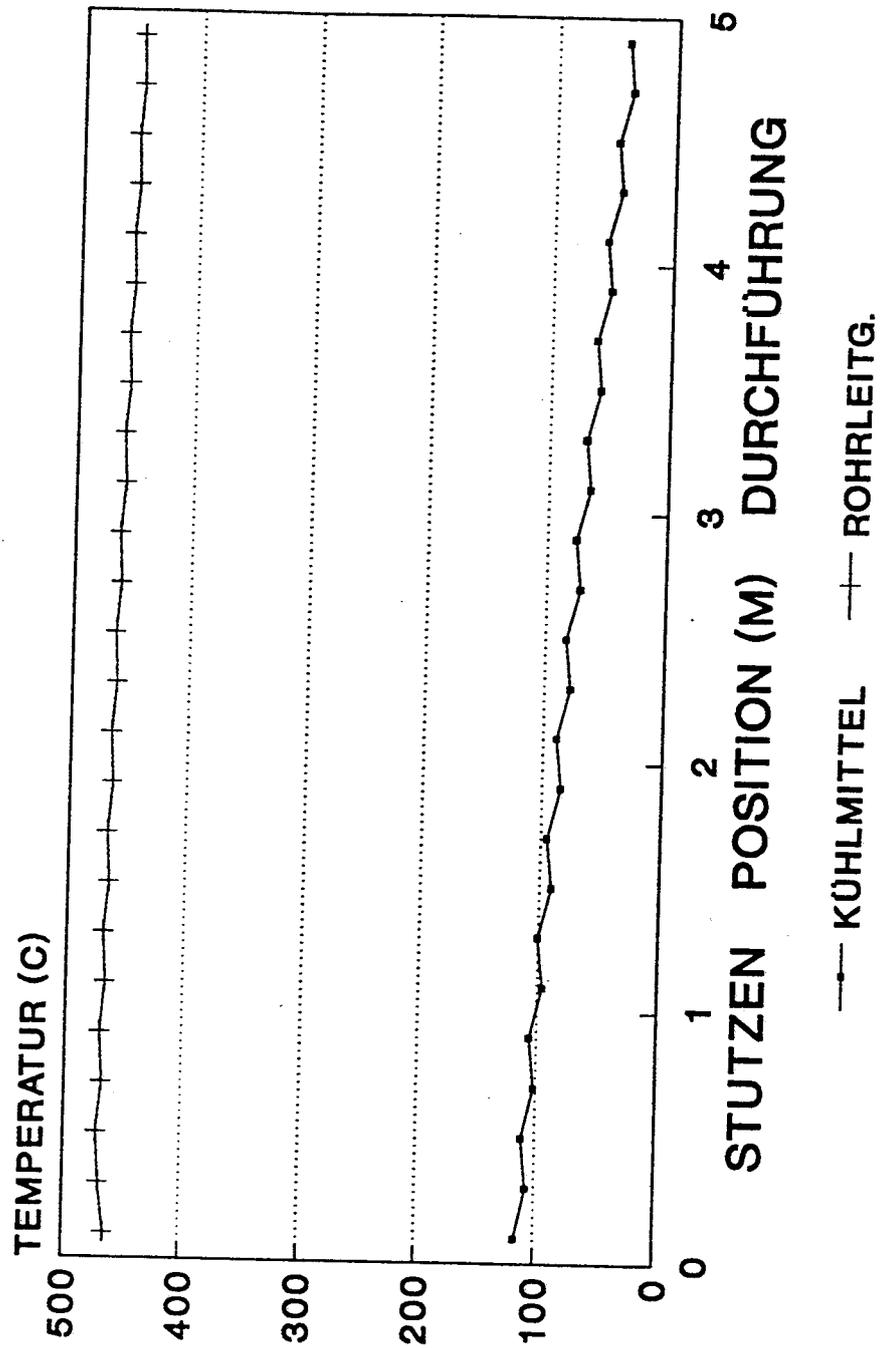


Bild 5.11 Brandbedingte Temperaturen längs der Steuerstabanschlußleitung zum Zeitpunkt $t = 1105$ s

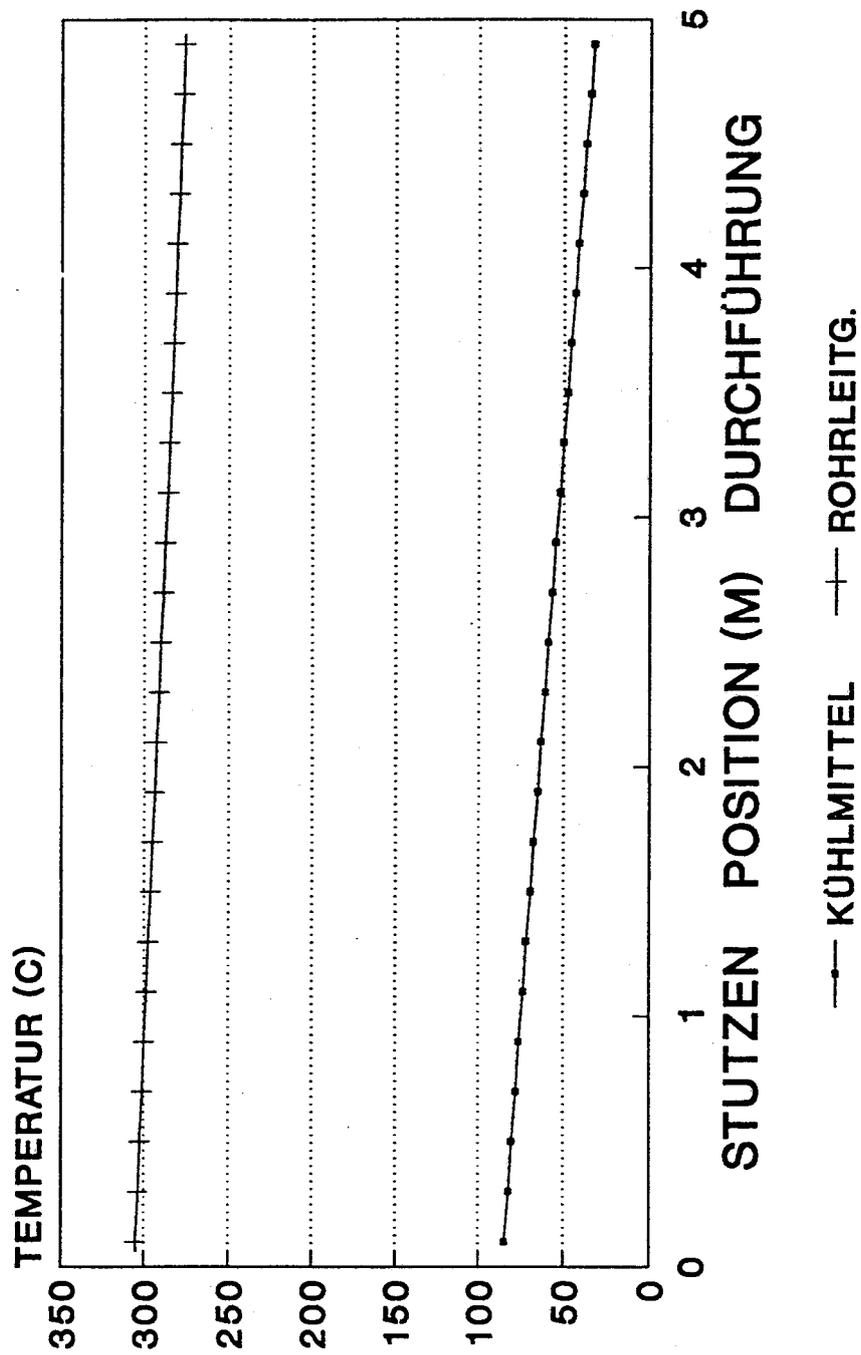
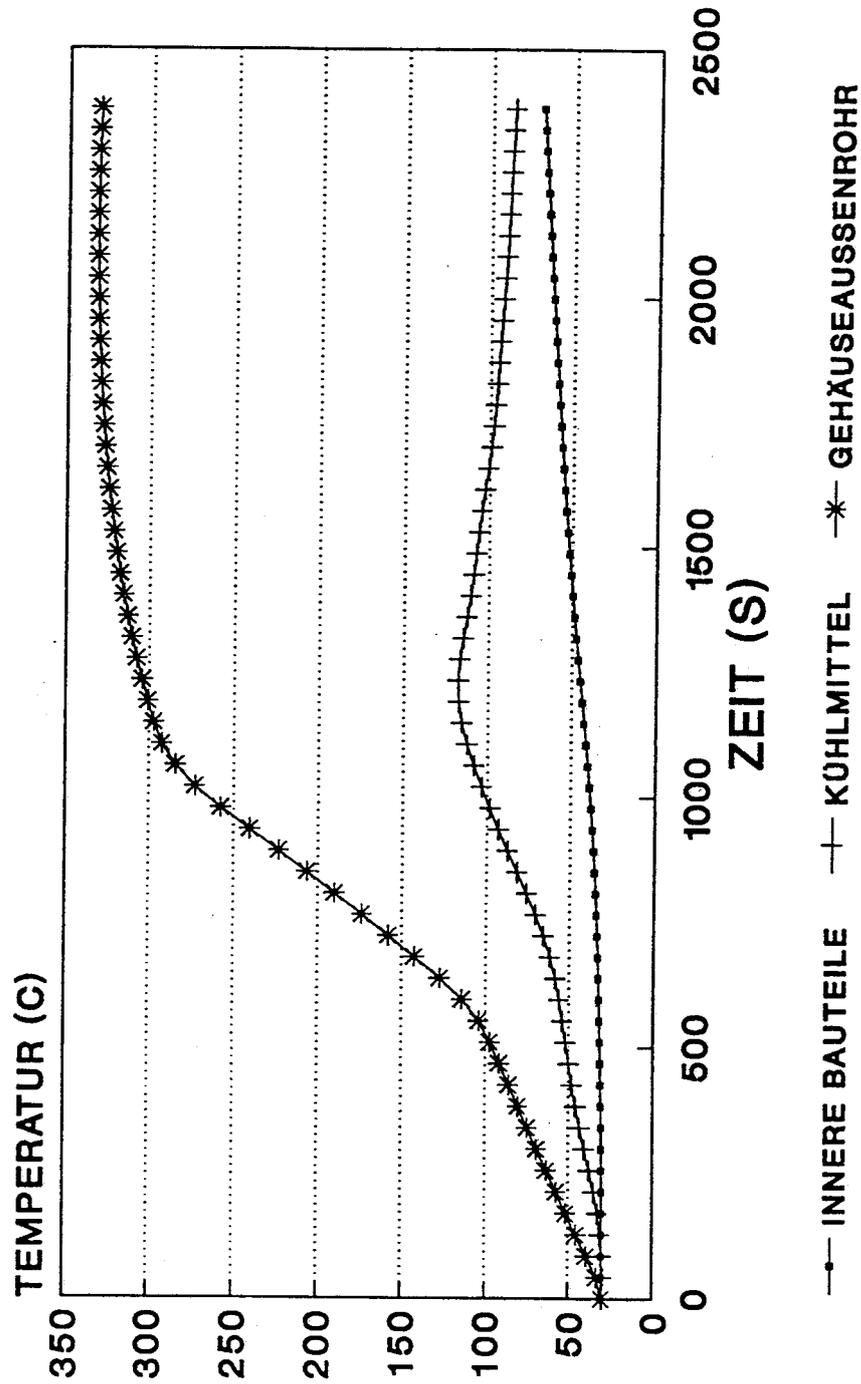
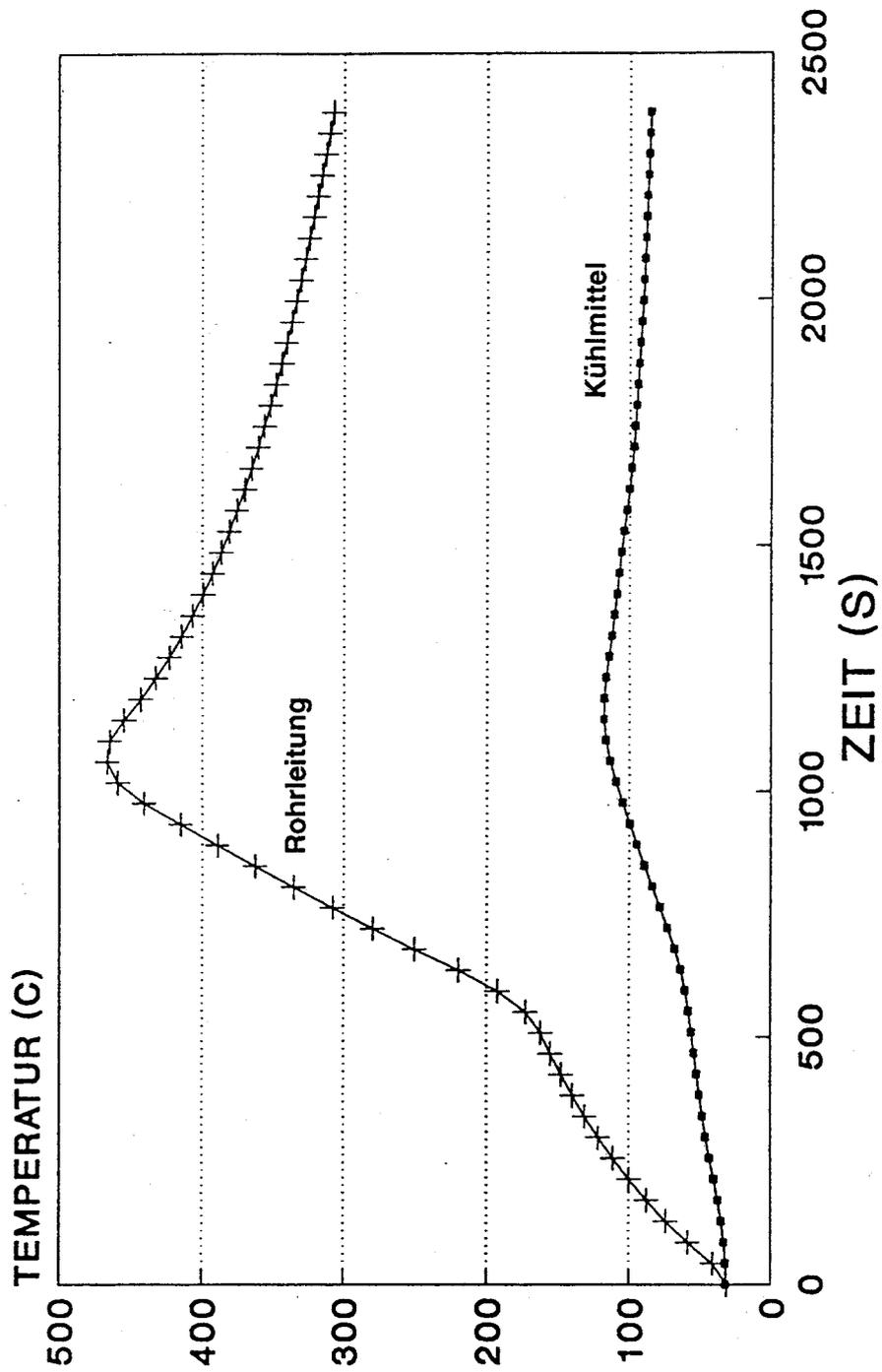


Bild 5.12 Brandbedingte Temperaturen längs der Steuerstabanschlußleitung zum Zeitpunkt $t = 2422 \text{ s}$



TIMH03 X-0.25 ANSCHLUBSTUTZEN

Bild 5.13 Brandbedingter Temperaturzeitverlauf im Steuerstabantriebsgehäuse



TIMH51 X-0.1 M VOM ANSCHLUSS

Bild 5.14 Brandbedingter Temperaturzeitverlauf in der Anschlußleitung

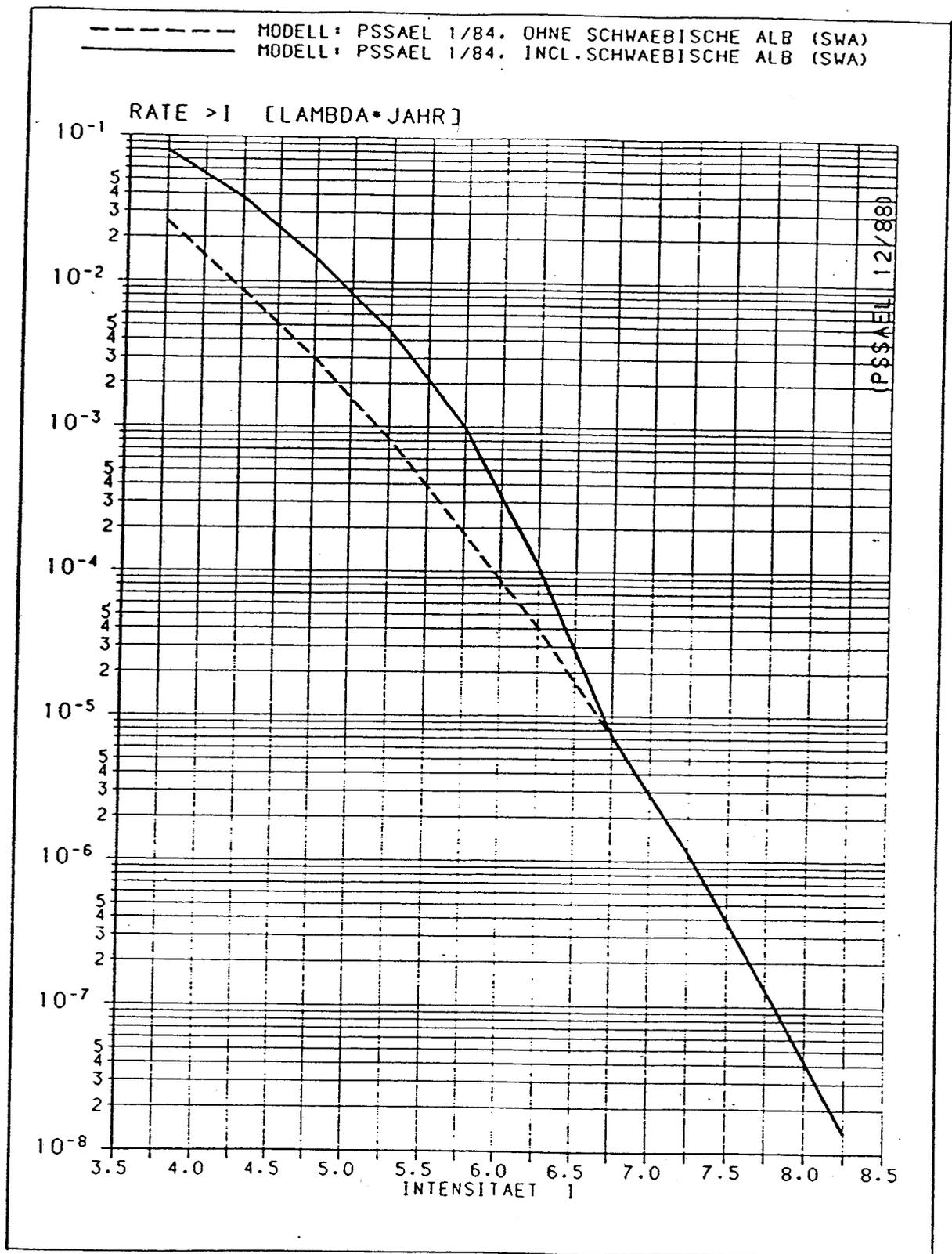


Bild 5.15 Intensitätseintrittsraten für den Standort der Referenzanlage, nach /GEO 88/

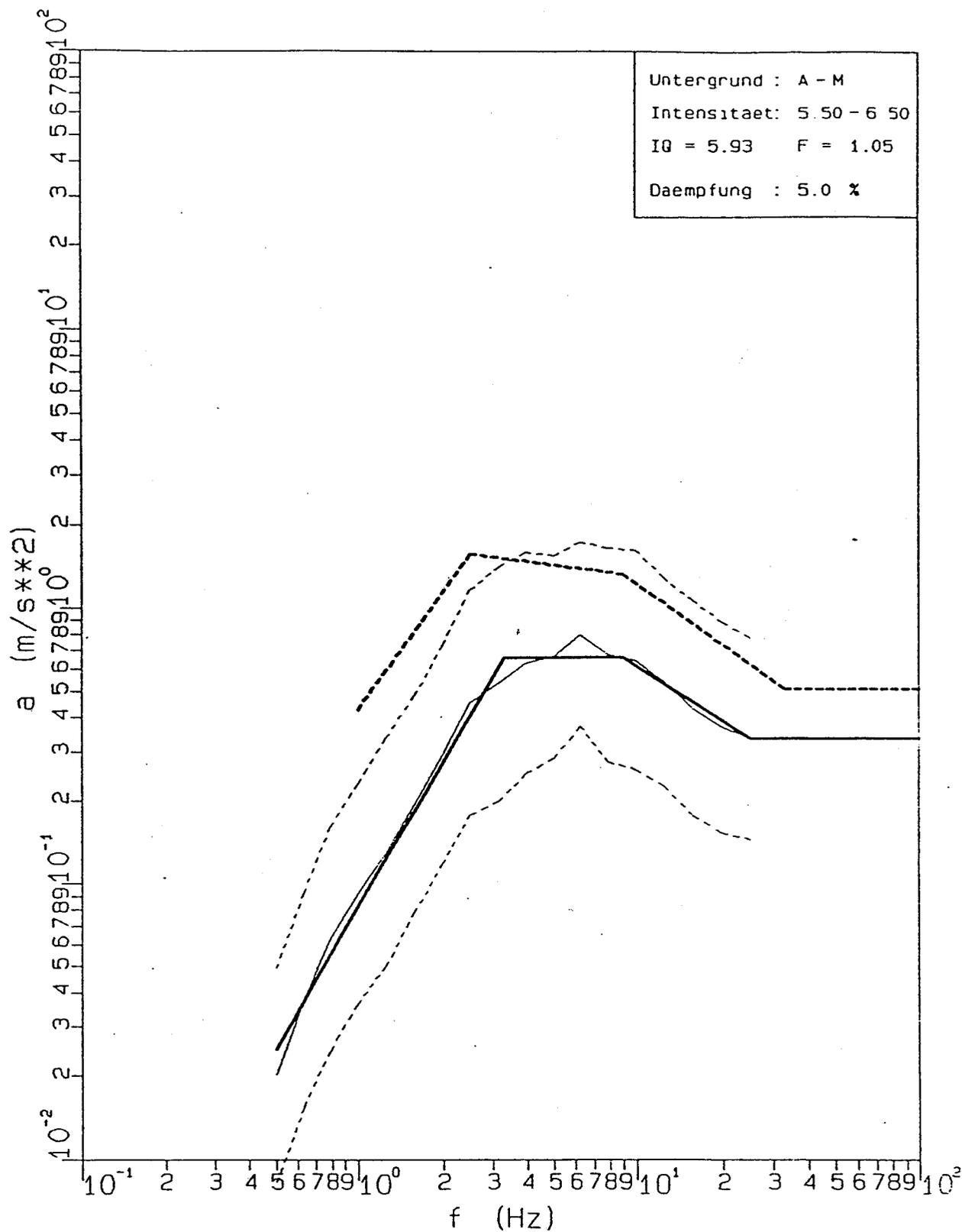


Bild 5.16 Statistisches Freifeld-Antwortspektrum (Mittelwert \pm 1 Standardabweichung) für die Intensität $I = 6.0 \pm 0.5$ und elastisches Freifeld-Bemessungsspektrum

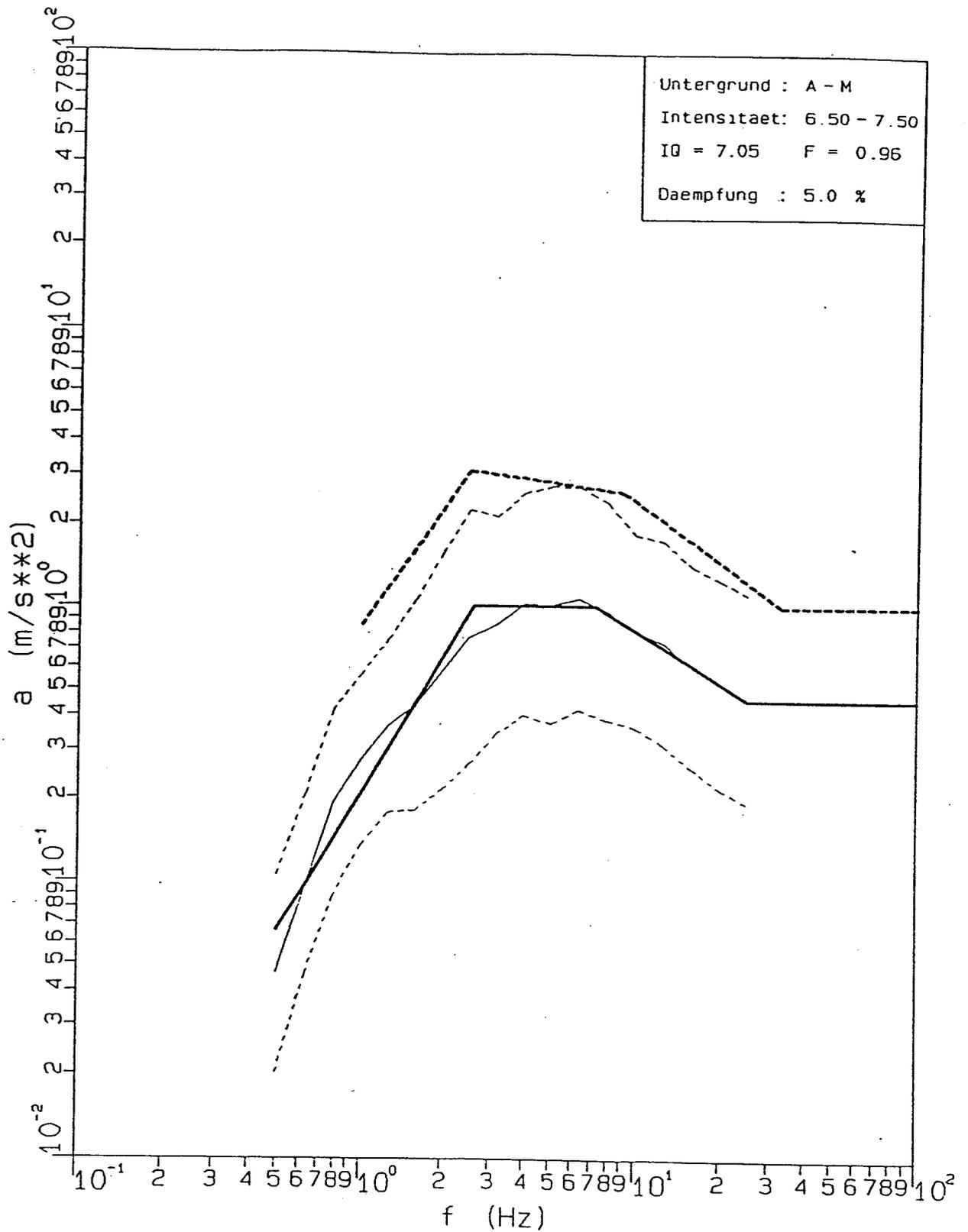


Bild 5.17 Statistisches Freifeld-Antwortspektrum (Mittelwert \pm 1 Standardabweichung) für die Intensität $I = 7.0 \pm 0.5$ und elastisches Freifeld-Bemessungsspektrum

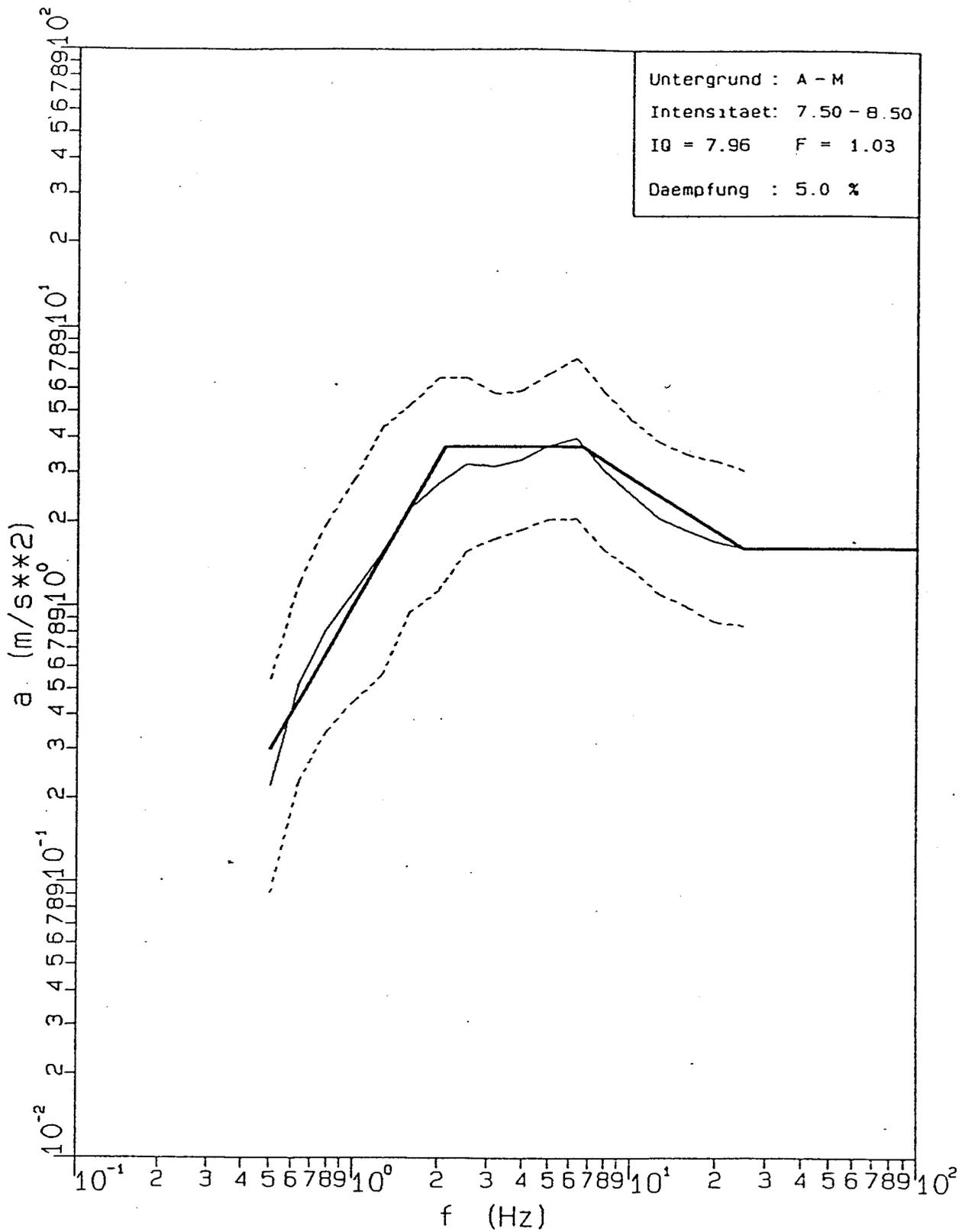


Bild 5.18 Statistisches Freifeld-Antwortspektrum (Mittelwert \pm 1 Standardabweichung) für die Intensität $I = 8.0 \pm 0.5$ und elastisches Freifeld-Bemessungsspektrum

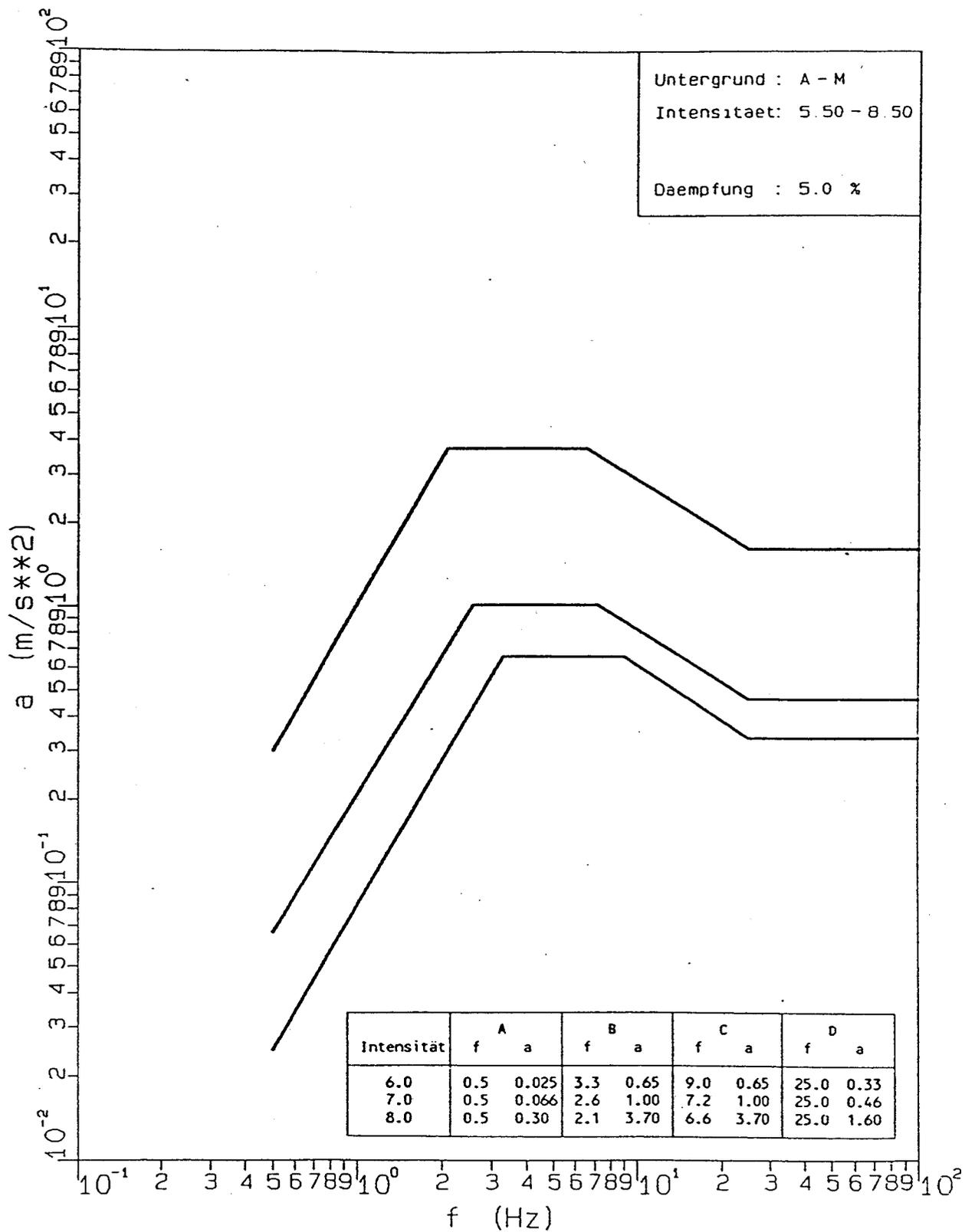


Bild 5.19 Geglättete elastische Freifeld-Antwortspektren für den Standort der Referenzanlage bei ausgewählten Standortintensitäten

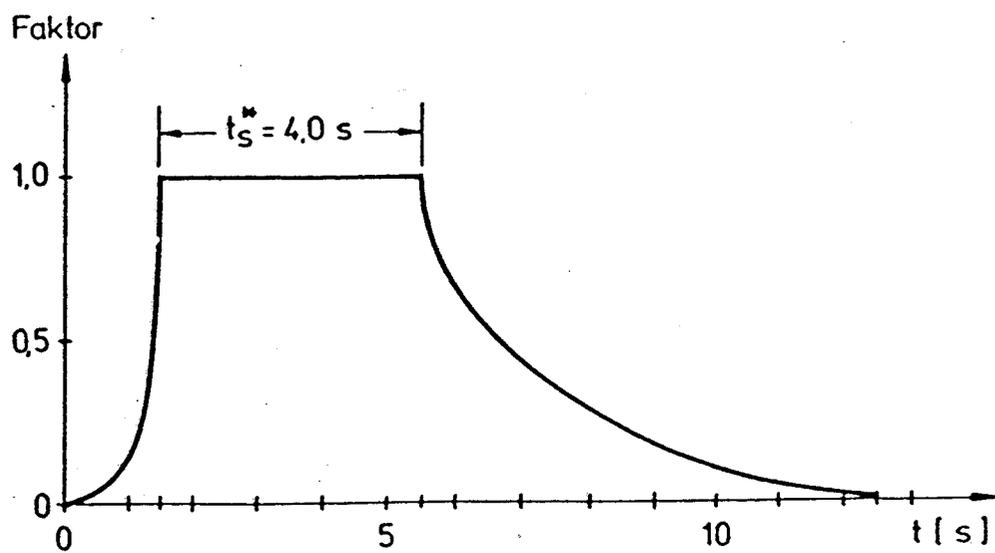
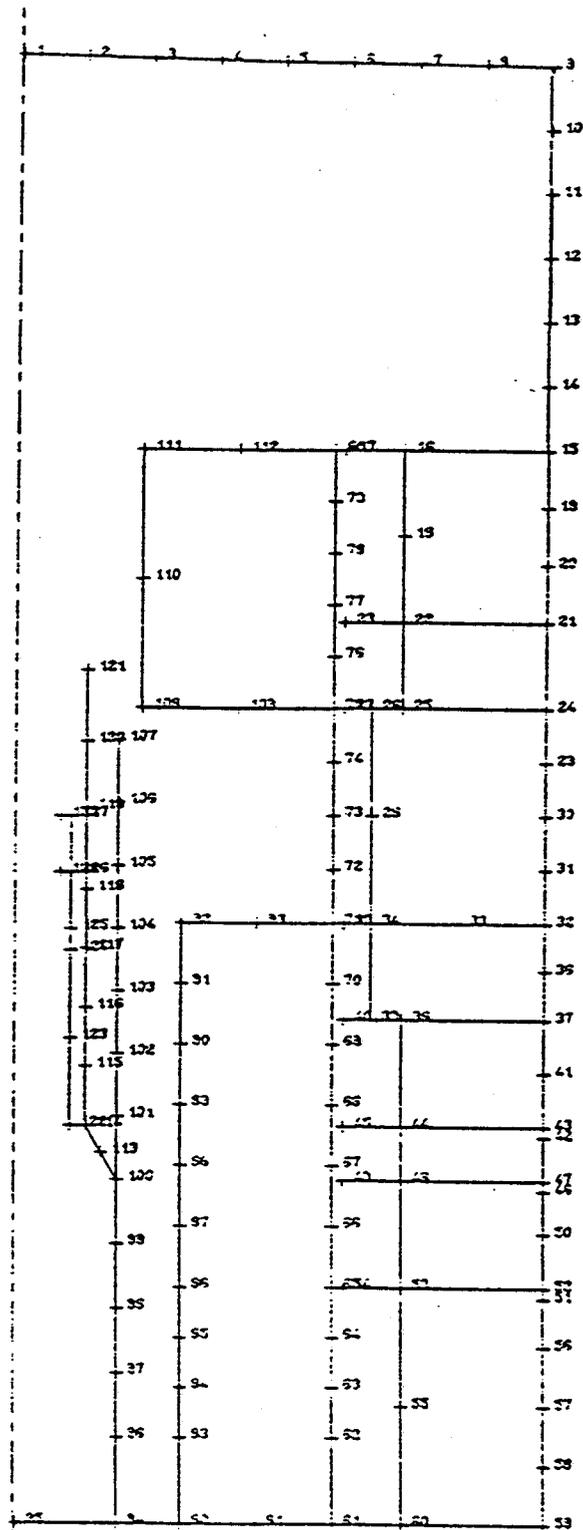


Bild 5.20 Fensterfunktion für Beschleunigungszeitverläufe



Z-MASSTAB 1:350.0

R-MASSTAB 1:350.0

Bild 5.21 Modell des Reaktorgebäudes, Knotennummern

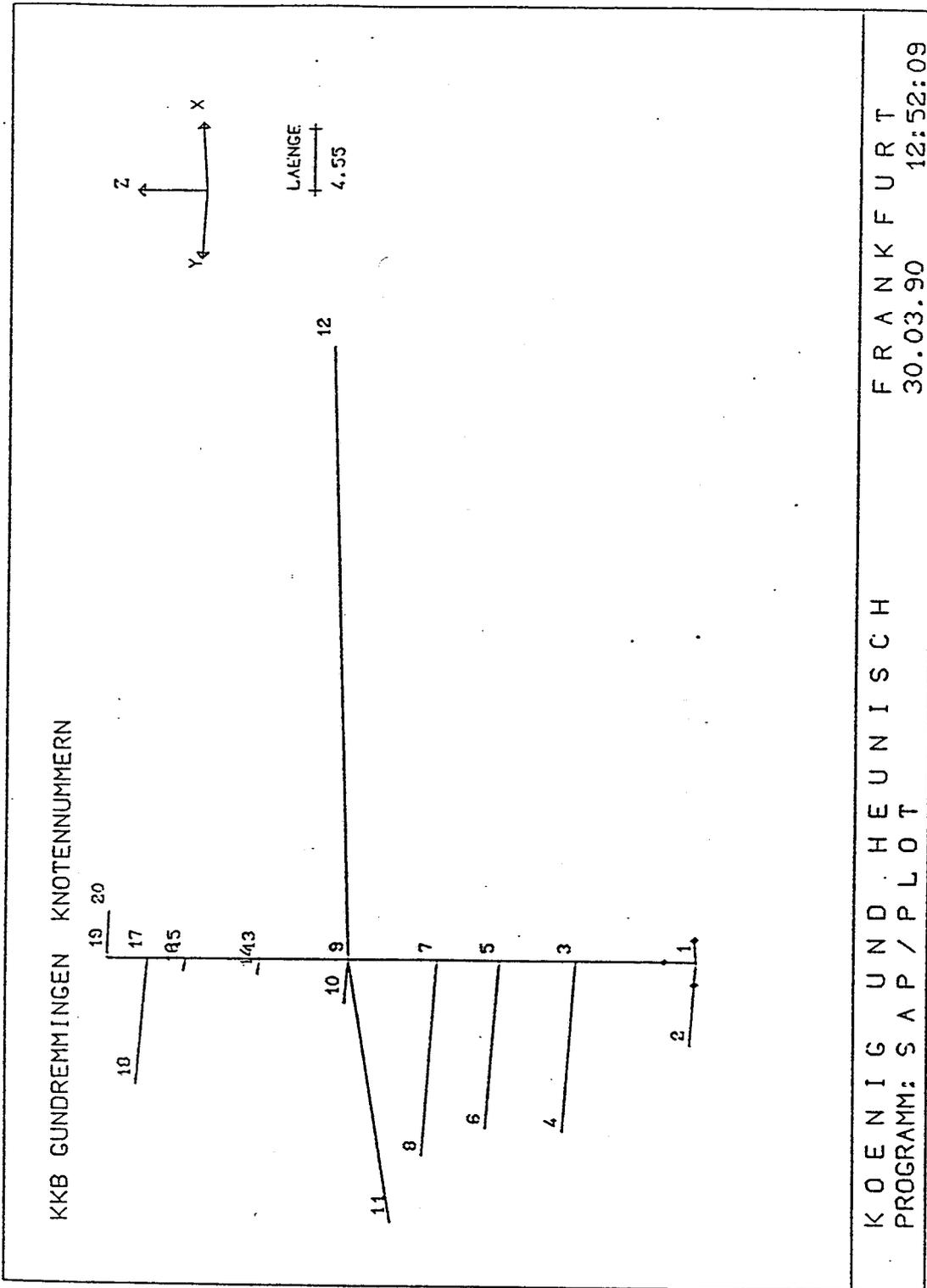
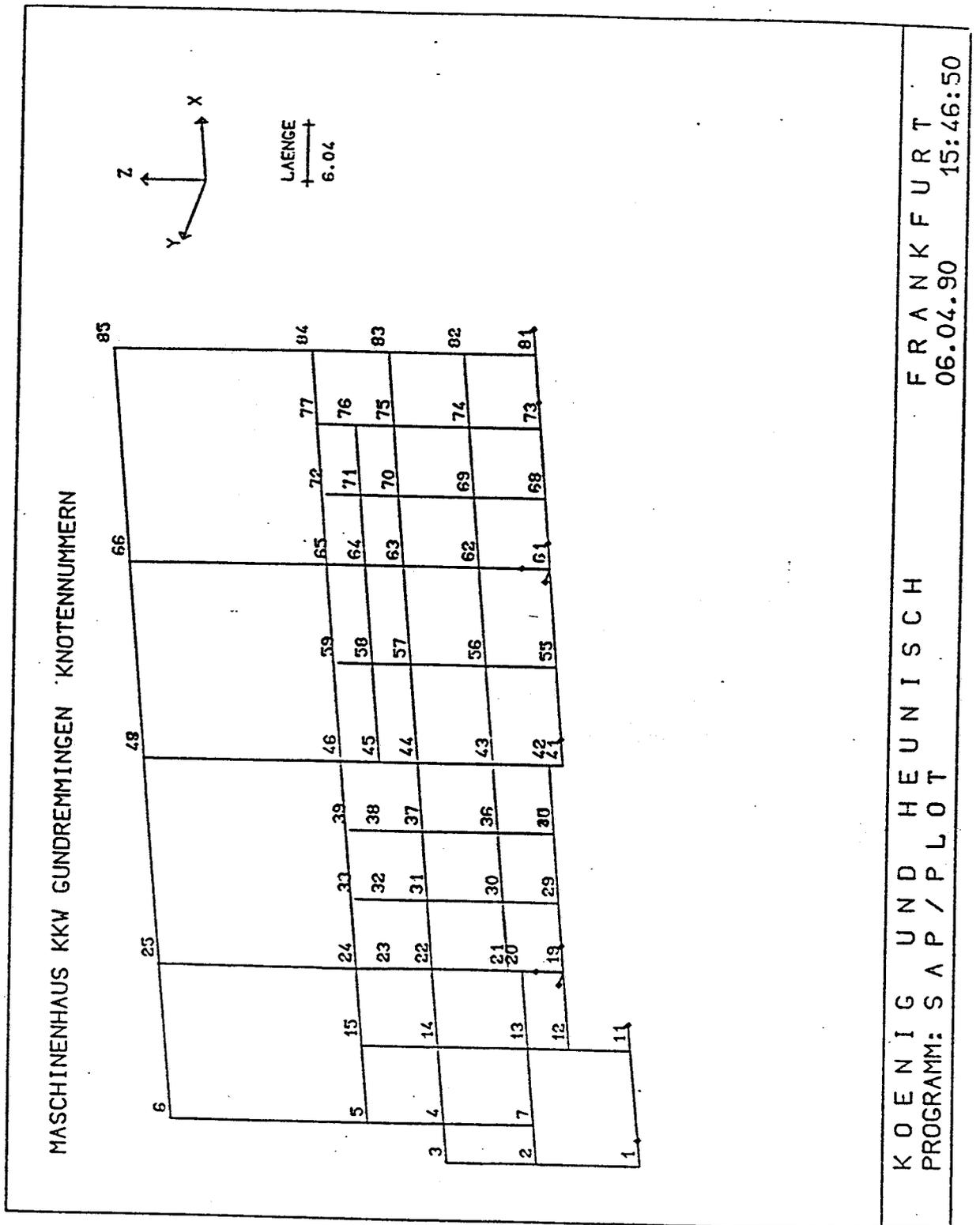


Bild 5.22 Modell des Nuklearen Betriebsgebäudes und des Reaktorhilfsanlagen-
gebäudes, Knotennummern



K O E N I G U N D H E U N I S C H
P R O G R A M M : S A P / P L O T

F R A N K F U R T
06.04.90 15:46:50

Bild 5.23 Modell des Maschinenhauses, Knotennummern

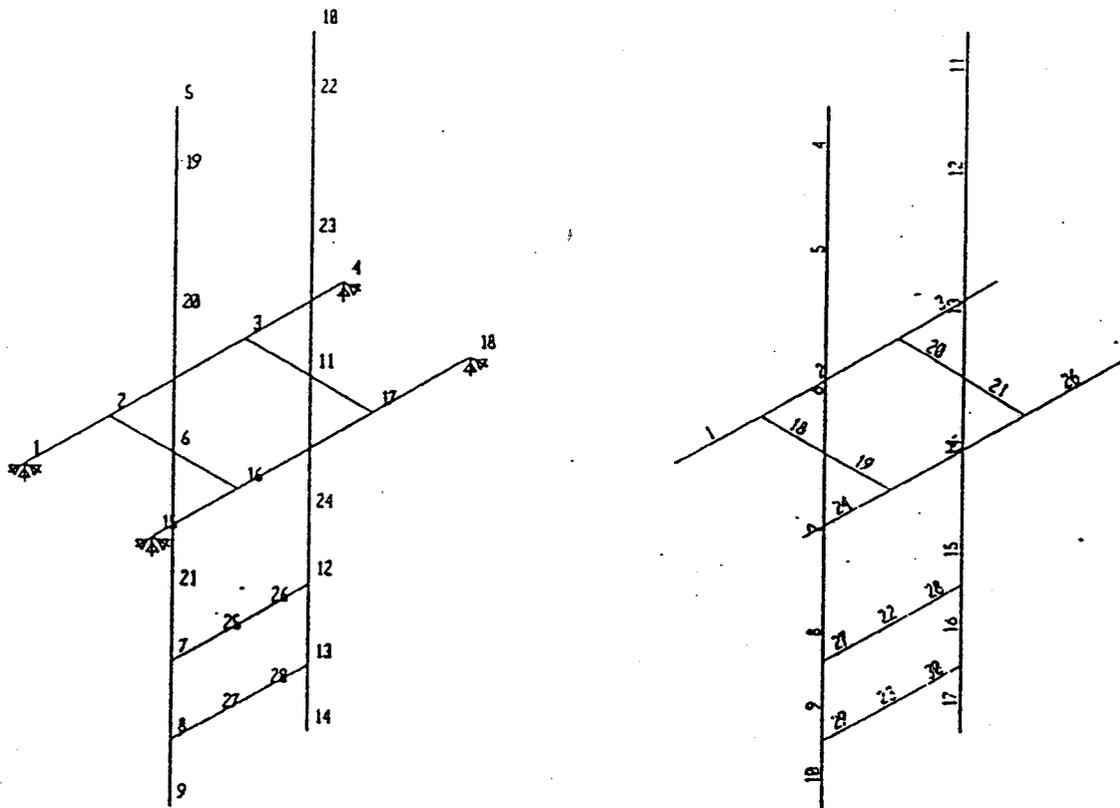


Bild 5. 24 TF-Kühler, Modellabbildung SAP 90

a) Knotennummern

b) Stabnummern

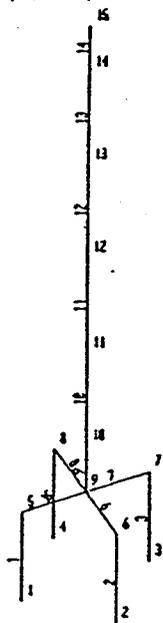


Bild 5. 25 Schnellabschaltbehälter, Modellabbildung SAP 90

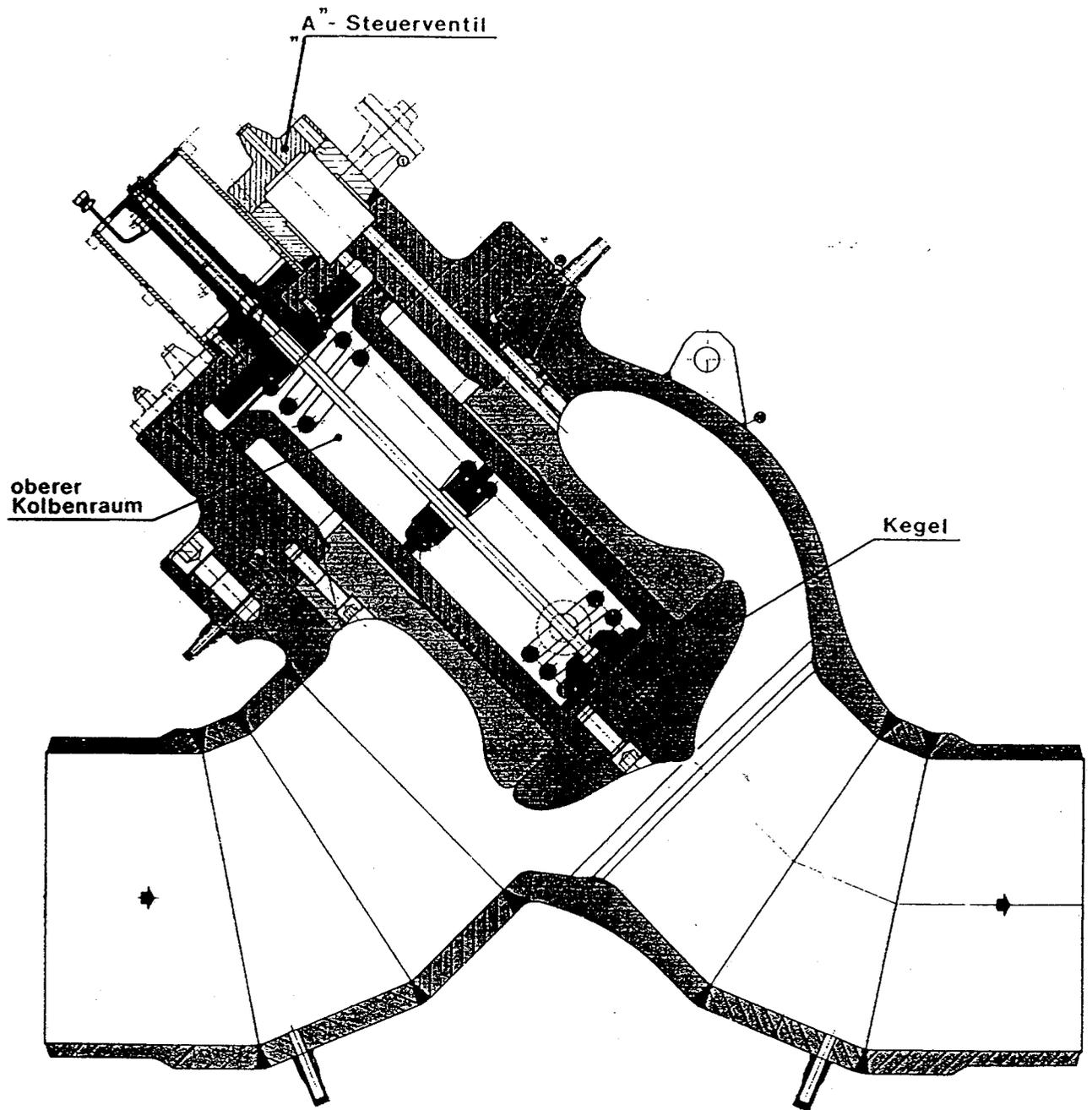


Bild 5. 26 Frischdampfisolationsventil (geöffnet)

Literatur

- /BEL 89/ Beliczey, S., A. Höfler, M. Huppa, P. Salewski und H. Schulz
Untersuchung zur Beurteilung von Leckmöglichkeiten an Rohrleitungssystemen und Ausrüstungsteilen in Chemieanlagen, Teilbericht 1: Bewertungskatalog zur Bestimmung möglicher Lecks
GRS-A-1626 (November 1989)
- /BEL 90/ Beliczey, S.
Häufigkeit verschiedener Leckgrößen in einzelnen SWR-Rohrleitungssystemen als auslösende Ereignisse für LOCAs - Untersuchung im Rahmen der SWR-Sicherheitsanalyse für KRB
Arbeitsergebnis der Abt. 603 (März 1990)
- /BMI 76/ Der Bundesminister des Inneren
Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen durch Auslegung der Kernkraftwerke hinsichtlich ihrer Festigkeit und induzierter Schwingungen sowie durch Sicherheitsabstände
- Bek. d. BMI vom 01.08.1976 - RS I4-513 145/1-
GMBI, Nr. 27 (1976)
- /BRE 74/ Breth, H., W. Romberg
Kernkraftwerk Gundremmingen KRB II - Baugrundgutachten und Versuchsbericht, Darmstadt, August 1974
- /BUN 75/ Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe
Bodendynamische Untersuchungen im Bereich des geplanten Kernkraftwerkes Gundremmingen (KRB II),
Hannover, Juni 1975
- /FÖR 74/ Förtsch, O.
Seismologisches Gutachten für den Standort des Kernkraftwerkes Gundremmingen,
Fürstenfeldbruck, 19.03.1974

- /GAL 80/ Galluci, R.
A Methodology for Evaluating the Probability for Fire Loss of Nuclear Power Plant Safety Function, Rensselaer Polytechnic Institute, PH.D., (1980)
- /GEO 88/ Geologisches Institut der Universität Köln,
Außenstelle Erdbebenstation Bensberg
Schreiben an Prof. Dr. D. Hosser
Institut für Baustoffe, Massivbau und Brandschutz der Technischen Universität Braunschweig,
Statistische Eintrittsraten für Erdbeben-Intensitäten am Standort Gundremmingen, mit Anlagen,
Bensberg, den 27.12.1988
- /GRS 80/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke; Fachband 4: Einwirkungen von außen (einschl. anlageninterner Brände),
Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1980
- /GRS 85/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Abschlußbericht zur Studie Optimierung von Brandschutzmaßnahmen und Qualitätskontrollen in Kernkraftwerken
GRS-62 (September 1985)
- /GRS 89/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B
Hrsg.: Verlag TÜV Rheinland (1990)
- /GRS 89a/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH
SWR-Sicherheitsanalyse (RS 794)
Arbeitspunkt 4.6: Einwirkungen von außen (EVA)
Verhalten der RDB-Standzarge bei Erdbeben (erste Bewertung)
Köln, den 19.12.1989

- /GRS 90a/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH
 SWR-Sicherheitsanalyse (RS 794), KRB II
 Zusammenfassende Bewertung der Erdbebensicherheit
 der Rohrleitungssysteme des Speisewasser-Dampf-Kreislaufs
 und der Dampfisolationsventile
 Köln, den 24.7.1990
- /GRS 90b/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH
 SWR-Sicherheitsanalyse (RS 794), KRB II
 Beurteilung der Erdbebensicherheit der Rohrleitungssysteme des Speise-
 wasser-Dampf-Kreislaufs außerhalb des Reaktorgebäudes
 Köln, den 26.3.1990
- /GRS 90c/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH
 SWR-Sicherheitsanalyse (RS 794), KRB II
 Funktionssicherheit der Frischdampfisolationsventile
 im Erdbebenlastfall
 Köln, den 28.6.1990
- /GRS 91/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH
 Abschlußbericht zur Studie Sicherheitstechnische Optimierung von Brand-
 schutzmaßnahmen in Kernkraftwerken mit Siedewasserreaktoren
 GRS-A-1774 (April 1991)
- /HOS 86/ Hosser, D. et al.
 Realistische seismische Lastannahmen für Bauwerke, Abschlußbericht ei-
 nes gemeinsamen Forschungsvorhabens von König und Heunisch, Bera-
 tende Ingenieure, Frankfurt, Erdbebenstation Bensberg der Universität
 Köln und Institut für Geophysik der Universität Stuttgart im Auftrag des In-
 stituts für Bautechnik Berlin, Oktober 1986
- /HOS 88/ Hosser, D.
 Sicherheitsanalyse für ein Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor
 Teilbericht Nr. 1 zum Teilaspekt Erdbebenrisiko
 Standortspezifische seismische Lastannahmen
 Dezember 1988 (Revision März 1989)

- /IRS 74/ Institut für Reaktorsicherheit (IRS)
Stellungnahme zur Frage der Erdbebengefährdung für das Kernkraftwerk
KRB II in Gundremmingen an der Donau,
Köln, 25.09.1974
- /KGB 84/ Kernkraftwerke Gundremmingen Betriebsgesellschaft mbH
Block B-Schicht-Anweisung Nr.B 401/87
1984
- /KGB 90/ Kernkraftwerke Gundremmingen Betriebsgesellschaft mbH
Betriebshandbuch, Teil 3, Kapitel 1 "Störfall-Leitschema,
Füllstandshaltung KK"
Stand: 07.11.1990
- /KH 93/ König und Heunisch Beratende Ingenieure
"Ergänzende Untersuchungen zum Tragverhalten des Maschinenhauses
bei Erdbebeneinwirkung"
- /KTA 75/ KTA 2201.1 - Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwir-
kungen; Teil 1: Grundsätze, Fassung 6/75
- /KWU 78/ Schreiben der Kraftwerk Union AG an den Technischen Überwachungs-
verein Bayern e.V.
KRB II Bruch Speisewasserleitung Ringraum 2/3B-Ringraumüberflutung
Erlangen, 1978
- /KWU 78a/ Kraftwerk Union AG
KRB II
Mechanische Auslegungsgrundlagen für die Frischdampfleitungen RA ab
äußeren Durchdringungsabschluß in AS2*
- Belastungsspezifikation -
Erlangen, 30.09.1977, Stand: 01.06.1978

- /KWU 79/ Kraftwerk Union AG
Arbeitsbericht R213/132/79a
Spannungsanalyse und Stabilitätsnachweis der RDB-Standzarge
Erlangen, 12.03.1979
- /KWU 80/ Kraftwerk Union AG
Arbeitsbericht R213/135/80
Belastungen der RDB-Standzarge bei EVA
Erlangen, 18.03.1980
- /KWU 83/ Kraftwerk Union AG
Anlagenbeschreibung Kernkraftwerk Gundremmingen, Block B und C
Dezember 1983
- /KWU 83a/ Schreiben der Kraftwerksunion AG an den Technischen Überwachungs-
verein Bayern e.V.
KRB II-Füllstandsüberwachung der TH-Compartments
Offenbach, 1983
- /KWU 83b/ Schreiben der Kraftwerksunion AG an den Technischen Überwachungs-
verein Bayern e.V.
KRB II B+C Füllstandsüberwachung der TH-Compartments
Offenbach, 1983
- /KWU 83c/ Kraftwerk Union AG
Arbeitsbericht V29/83/1092
Berechnung der Armaturen RA 11-41 S101 und RA 11-41 S102, Typ 101,
DN 630 der Firma Sulzer gegen Einwirkungen von außen,
Offenbach, 04.07.1983
- /MEY 82/ Meyer
Abschottung der Bereiche Teilsteuerstellen gegenüber dem übrigen Re-
aktorgebäude-Ringraum
Arbeitsbericht VE 32 2937
Erlangen, 1982

- /MEY 83/ Meyer
EVA-Folgeschäden: Überflutungen in sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden bei Bruch nicht-EVA-ausgelegter Systeme.
Arbeitsbericht VE 32/86a/83
Erlangen, 1983
- /MPA 91/ Maile, K., K. Bothe und V. D. Obst
Untersuchungen der Materialeigenschaften unter auslegungsüberschreitenden Bedingungen.
Forschungsbericht, MPA-Stuttgart,
Auftrags-Nummer: 8705 00 000, März 1991
BMFT-Forschungsvorhaben 1500 806
- /NEU 74/ Neumaier, F.
Gutachten über den Baugrund im Bereich der Erweiterung des Kernkraftwerkes Gundremmingen,
München, August 1974
- /RSK 81/ RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren
3. Ausgabe, 14. Oktober 1981
- /SPR 90/ Sprey, W.
Sicherheitsanalyse für ein Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor
Teilbericht 2 zum Teilaspekt Erdbebenrisiko
Dynamische Bauwerksberechnungen
König und Heunisch Beratende Ingenieure, Juni 1990
- /TRAM 90/ Trambauer, K., A. Ball, M. Bruder (IKE), D. Loy, J.-D. Schubert,
F. Steinhoff und A. Wahba
Entwicklung und Verifikation des Rechenprogramms ATHLET-SA zur
Analyse schwerer Störfälle
Abschlußbericht - GRS-A-1689 (1990)

- /TÜV 75/ Technischer Überwachungs-Verein Bayern e.V.
Gutachten über die Sicherheit des 2600 MWe-Kernkraftwerkes Gundremmingen (KRB II) für das atomrechtliche Genehmigungsverfahren - Errichtungsgutachten, München, Februar 1975
- /TÜV 83/ Technischer Überwachungsverein Bayern e.V.
Gutachten über die Sicherheit des Kernkraftwerkes Gundremmingen II (KRB II) für das atomrechtliche Genehmigungsverfahren
Betriebsgutachten, Teil I Betrieb der Anlage, 1983
- /VDI 91/ VDI-Verlag
VDI-Wärmeatlas 6. erweiterte Auflage (1991)
- /WOE 90/ Wörner, J.D. und H. Techen
Sicherheitsanalyse für ein Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor
Teilbericht 3 zum Teilaspekt Erdbebenrisiko
Dynamische Komponentenberechnungen, Juli 1990

6 Ereignisse außerhalb des Leistungsbetriebes

6.1 Einleitung

6.1.1 Zielsetzung und Umfang der Analysen

Mit dieser orientierenden Untersuchung sollen Ereignisabläufe aufgezeigt werden, die bei Störungen außerhalb des Leistungsbetriebes der Anlage möglich sind. Zielsetzung dieser Untersuchung ist eine erste Analyse der auftretenden Anlagenzustände und möglicher Ereignisabläufe, die durch den Ausfall von sicherheitstechnisch wichtigen Systemen zu einem Gefährdungszustand führen können. Die Häufigkeit von Schadenszuständen wird nicht ermittelt. Insbesondere werden auslösende Ereignisse während der Revision der Anlage bzw. des Brennelementwechsels untersucht.

Es werden hauptsächlich Ereignisabläufe betrachtet, die nicht mehr im Betriebshandbuch behandelt sind und zu Kernschäden führen können. Ein Versagen der Kühlung der im Brennelementbecken befindlichen BE wird nicht betrachtet, da nicht mit nennenswerten Rückwirkungen eines Ausfalls der BE-Beckenkühlung auf die hier behandelten Ereignisabläufe zu rechnen ist. Einwirkungen von außen werden in der vorliegenden Untersuchung ebenfalls nicht betrachtet.

6.1.2 Vorgehensweise

Für die im Betriebshandbuch bei abgeschalteter Anlage vorgesehenen Betriebsweisen wurde für die einzelnen auslösenden Ereignisse jeweils eine Ereignisablaufanalyse durchgeführt. Dabei ergeben sich, ausgehend von den jeweils zu betrachtenden auslösenden Ereignissen, je nachdem, ob die angeforderten Betriebs- und Sicherheitssysteme funktionsfähig oder ausgefallen sind, unterschiedliche Ereignisabläufe. Um die große Anzahl möglicher Ereignisabläufe in übersichtlicher Form zu erfassen, wurden Ereignisablaufdiagramme erstellt. Die Darstellung des Ereignisablaufs wurde beendet, wenn ein Gefährdungszustand erreicht ist oder der Ablauf als beherrscht angesehen werden kann. Notfallmaßnahmen blieben dabei unberücksichtigt.

Auf die Darstellung des Ereignisablaufs wurde verzichtet, wenn sich keine Unterschiede zum Leistungsbetrieb ergaben oder nur sehr wenige Systeme angefordert wurden, so daß der Ereignisablauf auch ohne Diagramm übersichtlich dargelegt werden konnte.

Außerhalb des Leistungsbetriebes kann der sichere Anlagenzustand einerseits durch Störungen der Nachwärmeabfuhr und andererseits durch unkontrollierte Reaktivitätszufuhr verlassen werden.

Bei abgeschalteter Anlage sind bezüglich der Nachwärmeabfuhr folgende Anlagenzustände zu unterscheiden:

- Abfahren der Anlage über die Turbine oder Umleitstation bei geschlossenem Reaktordruck- und Sicherheitsbehälter
- Nachwärmeabfuhr durch Saugen aus der Frischdampfleitung über die Nachkühlkette bei geschlossenem Reaktordruckbehälter
- Nachwärmeabfuhr durch Saugen aus der Frischdampfleitung über die Nachkühlkette bei offenem Reaktordruckbehälter und nicht gefülltem Flutraum
- Nachwärmeabfuhr durch Saugen aus dem Absetzbecken über die Nachkühlkette bei gefülltem Flutraum

Für die Störung der Nachwärmeabfuhr muß sowohl ein Kühlmittelverlust als auch ein Ungleichgewicht in der Wärmezeugung und Wärmeabfuhr (Transienten) einbezogen werden. Es wird davon ausgegangen, daß ein Gefährdungszustand eintritt, wenn der Füllstand im Reaktordruckbehälter nicht mehr gehalten werden kann und eine Kernfreilegung zu erwarten ist.

Eine unkontrollierte Reaktivitätszufuhr kann beim BE-Wechsel durch Beladefehler oder durch fälschliches Ausfahren von Steuerelementen erfolgen. Darüber hinaus sind beim Anfahren der Anlage Fehler bei der Fahrfolge der Steuerstäbe möglich. Es wurden nur solche Fälle untersucht, die zu einer Reaktivitätszufuhr mit einer Leistung von mehr als 2 % der Nennleistung führen. In solch einem Fall ist ein Nachkühlsystem nicht mehr in der Lage, die Wärme abzuführen.

Weiterhin ist zur Vorgehensweise bei der vorliegenden Untersuchung noch anzumerken, daß jeweils die Anlagenzustände und Fahrweisen der angeforderten Betriebs- und Sicherheitssysteme berücksichtigt werden, die im Betriebshandbuch (Stand 1991 einschließlich des Entwurfs des Störfalleitschemas) beschrieben sind. Zusätzlich wurden bestehende Schichtanweisungen, soweit möglich, berücksichtigt.

Von den geplanten Anlagenänderungen wurden das zusätzliche Nachwärmeabfuhr- und Nachkühlsystem (ZUNA) sowie die diversitäre Druckbegrenzung berücksichtigt. Die Nutzung der geplanten Abfahrkühlleitung konnte nicht detailliert analysiert werden, da zum Zeitpunkt dieser Untersuchung die technische Ausführung noch nicht feststand. Verschiedene Gefährdungszustände könnten bei Berücksichtigung dieser Leitung vermieden werden.

6.2 Systemtechnische Bedingungen und Zustände der zur Nachwärmeabfuhr eingesetzten Systeme

Im Gegensatz zum normalen Leistungsbetrieb der Anlage sind beim Abfahren der Anlage, beim BE-Wechsel sowie beim Wiederanfahren viele Schalthandlungen von Hand vorzunehmen, wobei unterschiedliche Anlagenzustände einzuhalten sind.

Die hierfür zu beachtenden Anweisungen und Bedingungen für die sicherheitstechnisch wichtigen Systeme der Anlage KRB II, Block B sind im Betriebshandbuch (BHB) festgelegt (Sicherheitsspezifikation) und zwar im BHB, Teil 2, Kap. 1.1 (Allgemeine Bedingungen zum Betrieb der Anlage), 1.2 (Anweisungen zum Anfahren), 1.3 (Leistungsbetrieb) und 1.4 (Stillstand der Anlage und BE-Wechsel). Dabei werden im letzten Fall die Bedingungen unterschieden gemäß den unterschiedlichen Zuständen des Reaktors:

- RDB geschlossen, Temperatur RDB > 150 °C
- RDB geschlossen, Temperatur RDB \leq 150 °C
- RDB geöffnet, RDB mit BE beladen, Flutraum nicht gefüllt
- RDB geöffnet, RDB mit BE beladen, Flutraum gefüllt
- RDB geöffnet, alle BE im Lagerbecken

Die in der Sicherheitsspezifikation geforderten Systemzustände werden gemäß den Anweisungen im BHB, Teil 4 eingestellt. Für diese Untersuchung von Bedeutung sind hierbei u. a.

- BHB, Teil 4, Kap. 2.7 Nukleare Nachkühlsysteme TH
- BHB, Teil 4, Kap. 2.8 Entlastungssystem für Entlastungsventile TK
- BHB, Teil 4, Kap. 3.1 Frischdampfsystem und Zwischenüberhitzung RA, RB
- BHB, Teil 4, Kap. 2.1 Kühlmittelentnahme, -rückführung und -reinigung TA/TC

Weiterhin von Bedeutung für die Untersuchung ist BHB, Teil 2, Kapitel 2.6 "Sicherheitstechnisch wichtige Begrenzungen (STWB) (autarke Verriegelungen), BHB, Teil 2, Kap. 3.4 "Abfahren Gesamtanlage" sowie Teil 3, Kapitel 1 "Störfalleitschema (SLS)". Darüber hinaus flossen in die Untersuchungen auch Informationen des Anlagenbetreibers, wie z. B. in Schichtanweisungen festgelegte Verfahrensweisen, sowie eigene Erfahrungen aus der Kenntnis der Anlage ein.

Im folgenden werden die laut BHB geforderten Systemzustände der für die Nachkühlung des Reaktors erforderlichen Systeme beim Leistungsbetrieb, Abfahren der Anlage und beim BE-Wechsel in Abhängigkeit des Reaktorzustandes im einzelnen dargestellt.

6.2.1 Leistungsbetrieb vor dem Abfahren

6.2.1.1 Zulässige Nichtverfügbarkeit

Gemäß BHB gelten beim Leistungsbetrieb für die nuklearen Nachkühlsysteme (TH) folgende zulässige Nichtverfügbarkeitszeiten:

- 1 Strang: 150 h zulässige Instandsetzungszeit
Innerhalb von 36 h ist die WKP der anderen Stränge und des Notstrom-Diesels durchzuführen.
- 2 Stränge: 10 h zulässige Instandsetzungszeit
Nach erfolglosem Versuch der Instandsetzung ist die Anlage abzufahren.

6.2.1.2 Zustand der verfügbaren Nachkühlsysteme

Die verfügbaren Systeme stehen in Betriebsbereitschaft in Grundstellung, d. h. die Stränge sind durchgeschaltet auf Saugen aus der Kondensationskammer (KOKA) und sind mit minimalen Schaltvorgängen zum Kondensationskammer-Kühlen bzw. zum Nachspeisen in den Reaktor bereit. Die Primärfüllpumpen laufen und halten das System auf Druck ($> 0,3$ MPa) und mit Wasser gefüllt. Alle drei TH-Stränge (TH10, TH20 und TH30) sind auf Automatik geschaltet. Bei einer Kondensationskammerwassertemperatur > 32 °C werden durch die betriebliche Automatik drei Stränge auf KOKA-Kühlen geschaltet. Bei einem Füllstand im RDB $< LT 2$ (12,35 m) wird durch die betriebliche Ansteuerung automatisch mit TH10 + 20 bzw. TH10 + 30 in den Reaktor eingespeist. Bei einer KOKA-Wassertemperatur > 36 °C oder einem Füllstand im RDB $< LT 3$ (11,0 m) erfolgt die Anregung aller drei TH-Stränge durch den Reaktorschutz. Zusätzlich können die Systeme von Hand gestartet werden (z. B. bei wiederkehrenden Prüfungen). Das System TH10 nimmt gegenüber TH20 und TH30 eine Sonderstellung ein, da die Hochdruck (HD)-Pumpe dieses Systems ohne Niederdruck (ND)-Pumpe betrieben werden kann (Reaktorschutzanregung bei $LT 2.1 = 11,80$ m).

6.2.2 Abfahren der Anlage, RDB geschlossen, Temperatur RDB > 150 °C

(Zulässige Nichtverfügbarkeit und Zustand der Nachkühlsysteme wie beim Leistungsbetrieb)

Beendet wird der Leistungsbetrieb mit dem Sammeleinfahren oder nach einer Störung mit der Reaktorschnellabschaltung. Bis zum Abfahren wird der Reaktor ein bis zwei Stunden bei 7,0 MPa, 286 °C betrieben und anschließend mit einem Gradienten von 10 bis 30 K/h abgefahren. Die Wärme (Nachzerfallswärme, Strukturwärme und der im Reaktorwasser gespeicherte Energieinhalt) wird dabei zunächst über die Turbine und nach Auslösung des Turbinenschnellschlusses über die Umleitstation abgeführt. Die Druckregelung erfolgt dabei entsprechend dem o. g. Abkühlgradienten automatisch durch die Reaktordruckregelung durch schrittweises Absenken des Drucksollwertes im Hand-Tip-Betrieb. Die maximal mögliche Drucksollabsenkung wird dabei durch eine Automatik auf zulässige Werte begrenzt. Bei Drücken unterhalb 1,0 MPa wird die Reaktordruckregelung instabil. Daher wird bei 1,0 MPa die Umleitstation über Schlüssel-

schalter auf Handbetrieb umgeschaltet. Das weitere Absenken des Druckes, bis hin zum Druck des möglichen Nachkühlbetriebs, erfolgt durch Verfahren der Umleitstation von Hand. Die Füllstandshaltung im RDB erfolgt während des gesamten Abfahrvorganges ebenfalls von Hand, da die RDB-Füllstandsregelung bei den in dieser Phase benötigten geringen Einspeisemengen nicht mehr stabil arbeitet. Die Füllstandshaltung erfolgt durch manuelles Betätigen der Anfahrstation des Speisewassersystems. Zum späteren Zeitpunkt, bei einer Nachzerfallsleistung < 1 % genügt die Einspeisung über das Steuerstabspülwassersystem (YT) und das Dichtungssperrwassersystem (TE) in Kombination mit einer manuellen Betätigung der Drosselarmatur TA03S201, über die Reaktorwasser in die Kondensationskammer abgeleitet werden kann (Überschußwasserabfahren).

Bei Anfahrvorgängen vollzieht sich in umgekehrter Reihenfolge ähnliches. Bei kleinen Reaktordrücken erfolgt die Regelung des RDB-Druckes und damit des Temperaturgradienten ebenfalls von Hand, hier jedoch mit Hilfe der Steuerstäbe bei geschlossener Umleitstation. Je nach gewählter Stabstellung und damit Aufheizleistung erhöht sich der Reaktordruck bis zum Erreichen des auf 2,5 MPa eingestellten Drucksollwertes mit dem gewünschten Anstiegsgradienten. Ab 2,5 MPa übernimmt die RDB-Druckregelung, und die Umleitstation beginnt zu öffnen. Nach dem Zuschalten von Turbine und Generator verläuft alles weitere wie im Leistungsbetrieb. Die Füllstandsregelung erfolgt unterhalb 2,5 MPa ebenfalls von Hand. Mit Übernahme durch den RDB-Druckregler und nach weiterer Leistungssteigerung wird auch die RDB-Füllstandsregelung zugeschaltet.

Wesentlich ist, daß während des gesamten Abfahr- bzw. Anfahrvorganges die zur Einhaltung der Schutzziele erforderlichen Sicherheitssysteme incl. ihrer Anregekriterien in gleicher Weise verfügbar sind wie bei Leistungsbetrieb.

6.2.3 Abfahren der Anlage, RDB geschlossen, Temperatur RDB \leq 150 °C

6.2.3.1 Zulässige Nichtverfügbarkeit

Gemäß BHB kann ein Strang der nuklearen Nachkühlssysteme TH nicht verfügbar sein, doch müssen die beiden anderen Nachkühlketten betriebsbereit sein.

Anmerkung:

Muß die Anlage wegen der Bedingung des Leistungsbetriebes "2 Stränge nicht verfügbar" abgefahren werden, kann das Abfahren in den kalten drucklosen Zustand trotz der Bedingung beim Abfahren für $RDB \leq 150 \text{ °C}$ (zulässige Nichtverfügbarkeit 1 Strang) weiter ausgeführt werden, da die Auflage, die das Abfahren gebietet, durch nachfolgende Betriebszustände nicht aufgehoben oder verändert werden kann.

Beim Abfahren der Anlage zum BE-Wechsel wird zum Teil schon ab dem Zeitpunkt $RDB\text{-Temperatur} \leq 150 \text{ °C}$ eine Nachkühlkette für die Revision freigeschaltet, d. h. die zulässige Nichtverfügbarkeit von einem TH-Strang wird ausgenützt.

6.2.3.2 Zustand der Nachkühlssysteme

Bei einem Reaktordruck $> 0,4 \text{ MPa}$ (ca. 150 °C) verhindert der Reaktorschutz die Fahrweise Abfahrkühlen. Um einen ausreichenden Abstand zu diesem Grenzwert einzuhalten, ist gemäß BHB erst bei einem Reaktordruck $< 0,2 \text{ MPa}$ mit einem Umstellen auf die Fahrweise Abfahrkühlen zu beginnen. Hierzu ist der Füllstand im Reaktor bis über die Frischdampfleitungen anzuheben (Fluten des RDB). Dies darf jedoch erst ausgeführt werden, wenn die Temperaturdifferenz zwischen Reaktorwasser und RDB-Deckel $< 130 \text{ K}$ beträgt. Zum Abfahren der Anlage zur Revision wird ein Abfahrprogramm erstellt, in dem vorgenannte Gesichtspunkte berücksichtigt sind. Entsprechend diesem Abfahrprogramm wird üblicherweise erst bei einem Reaktordruck $< 0,1 \text{ MPa}$ (ca. 100 °C) mit der Fahrweise Abfahrkühlen begonnen. Dies wird für die weiteren Betrachtungen zugrunde gelegt.

■ RDB-Temperatur $> 100 \text{ °C}$, Füllstand $14,7 \text{ m}$, Wärmeabfuhr nicht über Nachkühlkette

Die Nachkühlssysteme befinden sich im gleichen Zustand wie beim Leistungsbetrieb. Beim RDB-Druck $< 0,4 \text{ MPa}$ werden die äußeren TH-ISO-Armaturen mit den zu montierenden Druckerhöhungspumpen oder mit Fremdmedium (TD99) zugehalten, um ein ungewolltes Einspeisen mit der Primärfüllpumpe zu verhindern. Bei einem Ausfall der Zuhaltung (z. B. bei einem Notstromfall) würde ein Ausspeisen aus dem RDB durch den Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitung (FD-DDA), ausgelöst vom Reaktorschutzsystem bei LH 3 ($\geq 15,6 \text{ m}$), verhindert.

- **RDB-Temperatur < 100 °C**
Fluten RDB bis über FD-Leitung

Ein TH-Strang ist auf Einspeisen mit der ND-Pumpe aus der KOKA über die ND-Leitung in den RDB geschaltet, bis der Füllstand im RDB > 18,5 m und < 18,7 m erreicht ist (Dauer ca. 20 min). Mindestens ein TH-System ist in Grundstellung betriebsbereit (UGS KOKA-Kühlen/Nachspeisen), ein zweites wird zwischenzeitlich auf die Betriebsweise "Abfahrkühlen" vorbereitet.

In beiden Teil-Steuerstellen (TEST 2 und TEST 3) ist die autarke Verriegelung des Druckentlastungssystems (TK) eingeschaltet, d. h. bei einem RDB-Füllstand > 15,6 m öffnen zwei vorgewählte, jeweils unterschiedlichen Redundanzen (Redundanz 2 bzw. 3) zugeordnete Sicherheits- und Entlastungsventile (S+E-Ventile), sobald im RDB ein Druck von $\geq 0,5$ MPa erreicht wird.

- **Abfahrkühlen**
RDB-Temperatur < 100 °C, Druck 0,1 MPa, Füllstand > 18,5 m und < 18,7 m

Ein TH-Strang (einer der beiden gesicherten Nachkühlketten, Red. 2 oder 3) ist in Betriebsweise "Abfahrkühlen" gemäß BHB eingestellt, d. h. die Durchdringungsarmaturen des Frischdampfsystems (RA) des betreffenden Stranges sind geöffnet (Offenhaltung durch das Dichtungssperrwasser TE) und der Abfahrkühlschieber in der Frischdampf (FD)-Leitung ist geschlossen (in allen drei FD-Leitungen mit TH-Einbindung), die Niederdruckpumpe (Niederdruckstufe) saugt über die Abfahrkühlleitung aus der FD-Leitung an und speist über die Niederdruckleitung und Speisewasserleitung (Einbindung innerhalb des Sicherheitsbehälters) in den RDB. Die Kühlung erfolgt über die nuklearen Nachkühler; die Vorstufe der ND-Pumpe läuft im Mindestmengenbetrieb. Das Abfahrkühlen mit einem Abkühlgradienten von bis zu 30 K/h wird fortgeführt, bis ca. 50 °C im RDB erreicht sind. In der Regel wird ein kleinerer Abkühlgradient eingestellt (etwa 12 K/h). Wird der max. Abfahrkühlgradient um mehr als 6 K/h überschritten, muß die ND-Pumpe zeitweise abgeschaltet werden, gegebenenfalls kann auch auf einen anderen TH-Strang umgeschaltet werden. Wird der max. Abfahrkühlgradient nicht mehr erreicht, kann ein weiterer Strang zugeschaltet werden. Ansonsten muß der 2. verfügbare Strang betriebsbereit sein (Grundstellung).

- **Fluten RDB über Dampftrockner vor Öffnen RDB**

Füllstand 18,5 - 18,7 m, RDB-Temperatur < 50 °C, Kondensationskammer-Temperatur 28 - < 32 °C

Gemäß der zulässigen Nichtverfügbarkeit kann maximal 1 Nachkühlstrang ausgefallen oder freigeschaltet sein, 1 TH-System (20 oder 30) ist betriebsbereit für Abfahrkühlbetrieb bzw. im Abfahrkühlbetrieb. Zum Fluten mit der Primärfüllpumpe wird einer der anderen verfügbaren TH-Stränge, z. B. TH10, unscharf gemacht, d. h. eine Einspeisung über die HD- bzw. ND-Pumpe mit diesem System in den RDB wird verhindert durch unscharf gemachte HD- und ND-Pumpe sowie durch Schließen und Unscharfmachen des Ventils in der KOKA-Kühlleitung in ZU-Stellung.

Der Nachfahrkolben des Einspeiserückschlagventils in der HD-Leitung wird geschlossen und in der ND-Leitung geöffnet.

Mit der Primärfüllpumpe oder einer TE- oder YT-Pumpe wird der Füllstand durch Einspeisen von KOKA-Wasser auf 18,75 - 18,85 m angehoben. Die speziell für diese Maßnahme vorübergehend installierte örtliche Füllstandsanzeige mit einem Schlauch ist dabei mit der Weitbereichsanzeige zu vergleichen. Nach dem Fluten wird der Nachfahrkolben des Einspeiserückschlagventils in der ND-Leitung durch Öffnen der Vorsteuerventile (VSV) wieder geschlossen.

6.2.4 Abfahrkühlen über Saugen aus der FD-Leitung im Betriebszustand "RDB geöffnet, RDB mit BE beladen, Flutraum nicht gefüllt"

6.2.4.1 Zulässige Nichtverfügbarkeit

Gemäß BHB kann ein Strang der nuklearen Nachkühlssysteme TH nicht verfügbar sein.

Diese zulässige Nichtverfügbarkeit wird in der Regel beim Abfahren zum Brennelementwechsel ausgenutzt und einer der drei TH-Stränge bereits zur Revision freigeschaltet, d. h. für diese und die weiteren Betriebszustände sind in der Regel nur zwei Nachkühlketten verfügbar.

6.2.4.2 Zustand der Nachkühlsysteme

- **Abfahrkühlen über Saugen aus FD-Leitung eingefroren, Flutkompensator nicht gesetzt**

Unmittelbar vor Deckelentspannen wird eine Nachkühlkette (TH20 oder TH30), die sich in der Betriebsart "Abfahrkühlen über Saugen aus der FD-Leitung" in Betrieb befindet, gemäß der entsprechenden Freischaltung (FS) über Sicherungsmaßnahmeschein in dieser Betriebsart zum Schutz des RDB vor Überspeisung "eingefroren", d. h. eine automatische Einspeisung wird verhindert. Hierzu werden (z. B. bei TH20) nach BHB folgende Armaturen betätigt und anschließend elektrisch unscharf gemacht (d. h. der jeweilige Einschub im Schrank wird gezogen):

- Druckschieber ND-Pumpe Vorstufe geschlossen/unscharf TH20S105
- Austrag FD-Leitung TH21S101 geöffnet/unscharf
- Mindestmenge (Mime) Füllpumpe Eintritt KOKA TH20S204 geschlossen/unscharf
- Austrag KOKA zu ND-Pumpe Vorstufe TH20S101 geschlossen/unscharf
- ND-Mime Eintritt KOKA-Sprühleitung TH23S203 geschlossen/unscharf
- Eintritt KOKA-Kühlleitung TH23S108 geschlossen/unscharf
- HD-Mime vor Eintritt KOKA TH24S202 geschlossen/unscharf
- Mime ND-Pumpe Vorstufe Druckseite TH20S207 geöffnet/unscharf
- Mime ND-Pumpe Vorstufe Saugseite TH20S208 geöffnet/unscharf
- Saugschieber Abfahrkühlleitung TH21S102 geöffnet /unscharf
- VSV für Nachfahrkolben TH23S103 TH23S420/S421 geschlossen/unscharf

Nicht unscharf sind:

- Entleerung zwischen TH21S101/S102 TH21S402 geschlossen
- Entleerung zwischen TH21S101/S102 TH21S403 geschlossen

Nach dem Entspannen des RDB-Deckels werden alle TH-HD-Pumpen elektrisch freigeschaltet. Alle Speisewasserpumpen sind zur Verhinderung einer Fehleinspeisung ebenfalls elektrisch freigeschaltet. Mit diesem auf Abfahrkühlen fest eingestellten ("eingefrorenen") Nachkühlsystem wird die Nachwärme aus dem Reaktor abgeführt, eine Einspeisung mit der Gefahr der Überflutung des Reaktors wird damit verhindert.

Eine weitere Nachkühlkette muß in Grundstellung stehen, wobei die HD-Pumpe (unmittelbar vor dem Entspannen) und ND-Pumpe sowie der KOKA-Kühlschieber TH23S108 (geschlossen) elektrisch unscharf sind. Die Primärfüllpumpe dieses Systems muß zum Nachspeisen zur Verfügung stehen. Die 3. Nachkühlkette ist entweder komplett freigeschaltet bzw. befindet sich ebenfalls in einer der vorgenannten Betriebsarten.

Die autarke Verriegelung des TK Entlastungssystems ist in diesem Betriebszustand abgeschaltet (nach Deckelentspannen, Vorsteuerventile unscharf) und ein Reaktorfahrer muß, bis der Flutfüllstand erreicht ist, im gesicherten Bereich im Reaktorgebäude verfügbar sein, um bei Einwirkung von außen (EVA) - z. B. mit Eintreten eines Frischdampfleitungs-Durchdringungsabschlusses (RA-DDA) - die Nachwärmeabfuhr von der TEST aus über die TK-Ventile einrichten zu können (drei von sechs Ventilen müssen hierzu inklusive ihrer ansteuerbaren Haltemagnete, davon mindestens zwei aus den Redundanzen 2 oder 3, betriebsbereit sein). Im Bedarfsfall ist der Haltemagnet des betreffenden S+E-Ventils in der TEST einzuschalten und das Ventil vor Ort durch Druckluft (Anschluß an Druckluftflaschenwagen) zu öffnen. Der Nachkühlbetrieb muß gemäß BHB, Teil 4, Kap. 2.8 nach Eintreten des DDA innerhalb 1 h wiederhergestellt sein, wenn die RDB-Temperatur 30 °C zum Zeitpunkt des DDA betragen hat.

■ **Flutkompensator gesetzt, Fluten Absetzbecken/Flutraum**

Eine Nachkühlkette (TH20 oder TH30 bzw. beide) ist in der Betriebsart "Abfahrkühlen über Saugen aus der FD-Leitung" eingefroren und alle HD-Pumpen sind elektrisch unscharf (bis vor dem Anfahren der Deckel wieder gespannt wird).

Ein betriebsbereites Nachkühlsystem (z. B. TH10) wird durch Schließen der VSV für Nachfahrkolben TH13S103 (TH13S420/421) und Starten der ND-Pumpe TH13D101

auf Einspeisen aus der KOKA in den Reaktor geschaltet (Durchfluß > min. = 117,5 kg/s). Wenn der Füllstand im Absetzbecken/Flutraum (TH01L001) dem Lagerbeckenfüllstand (TM01L095) entspricht, wird die ND-Pumpe abgeschaltet und die VSV TH13S420/S421 geöffnet (Nachfahrkolben TH13S103 schließt). Bei voll geflutetem Flutraum beträgt das freie Volumen ca. 180 m³ bis zum Überlaufen des Flutraumes. Dies wäre bei einer fehlangeregten ND-Pumpe nach ca. 260 s erreicht. Durch das in das Absetzbecken eingespeiste Wasser senkt sich der Füllstand in der Kondensationskammer auf ca. -3,5 m ab und wird auf diesem Niveau gehalten.

Ab Erreichen des Flutraumfüllstandes wird der Reaktorschutzgrenzwert für die Kernflutung (LT3) unwirksam gemacht (Einfrieren der verfügbaren TH-Systeme in der Betriebsart "Saugen aus Flutraum" mit Freischaltung).

Die Bedingungen für das TK-System gelten wie oben beschrieben (TK-Vorsteuerventile unscharf).

6.2.5 Saugen aus Absetzbecken

6.2.5.1 Zulässige Nichtverfügbarkeit

Gemäß BHB kann ein Strang der nuklearen Nachkühlsysteme TH nicht verfügbar sein. In der Regel ist eine Nachkühlkette freigeschaltet und in Revision, die beiden anderen müssen betriebsbereit sein.

6.2.5.2 Zustand des Nachkühlsystems

Alle verfügbaren TH-Stränge werden vom Abfahrkühlen auf Saugen aus dem Absetzbecken umgeschaltet. Hierzu wird das Wirbelbrecherblech (z. B. TH11Z101 bei TH10) an der Ansaugöffnung TH11Z101 montiert, das Handventil TH12S101 in der Austragsleitung des Absetzbeckens entriegelt und geöffnet und die Armaturen in der Abfahrkühlleitung TH11S101/S102 geschlossen (dabei öffnen sich die Entleerventile TH11S402/S403 zwischen TH11S101/S102).

Alle HD-Pumpen sind elektrisch freigeschaltet.

Eine weitere Nachkühlkette befindet sich ebenfalls in Betrieb oder in Betriebsbereitschaft in Abfahrkühlen "Saugen aus dem Flutraum", wobei bei beiden Strängen diese Betriebsart eingefroren ist (Flutraumabsicherung, acht Armaturen elektrisch unscharf). Die 3. Nachkühlkette ist freigeschaltet oder steht in einer der oben genannten Betriebsarten. Bei Arbeiten an der inneren Durchdringungsarmatur der ND- oder HD-Einspeiseleitung (z. B. TH10-Rückschlagarmaturen TH13/14S104) müssen im RDB an der entsprechenden Einspeisestelle (TH-Flutleitung bzw. Speisewasserleitung) Abdichtplatten gesetzt werden.

Alle Hauptspeisewasserpumpen sind elektrisch freigeschaltet.

Alle Magnetvorsteuerventile der Sicherheits- und Entlastungsventile (S+E-Ventile) sind elektrisch freigeschaltet oder die zugehörigen Stopfen in den FD-Leitungen sind gesetzt.

6.2.6 Beendigung des Brennelementwechsels

Nach Beendigung des Brennelementwechsels werden der Betriebszustand "Saugen aus Absetzbecken" beendet und die oben beschriebenen Betriebszustände in umgekehrter Reihenfolge durchlaufen, bis der für den Leistungsbetrieb erforderliche Systemzustand erreicht ist. Bei Systemen, die nach Revisionsarbeiten wieder in Betrieb genommen werden, wird vor Inbetriebnahme durch Funktionsprüfungen deren Betriebsfähigkeit überprüft.

6.3 Ereignisablaufanalyse

6.3.1 Einteilung der auslösenden Ereignisse und der zu berücksichtigenden Anlagenzustände

6.3.1.1 Auslösende Ereignisse

Die hier behandelten störfallauslösenden Ereignisse werden durch folgendes Ereignisspektrum erfaßt:

- Anlagentransienten beim Fahren über die Hauptwärmesenke

- Ausfall der Nachwärmeabfuhr
- Kühlmittelverlust bzw. Leckagen außerhalb des Sicherheitsbehälters
- Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters
- Notstromfall
- Reaktivitätsstörungen und Beladefehler

Einwirkungen von außen auf die Anlage (sog. EVA-Ereignisse) gehören nicht zum Umfang dieser Untersuchung.

Aus den theoretisch möglichen einleitenden Ereignissen wurden als wesentlich erachtete Ereignisse bestimmt und einer detaillierten Analyse unterzogen. Die Ergebnisse und die dabei vorliegenden, den Ereignisablauf bestimmenden Systembedingungen wurden so gewählt, daß sie für die untersuchte Ereignisgruppe konservativ sind, d. h. sie decken in konservativer Weise andere, ebenfalls mögliche Ereignisse dieser Gruppe mit ab. Unter Beachtung dieses Gesichtspunktes wurden folgende auslösende Ereignisse ausgewählt und mit Hilfe einer Ereignisablaufanalyse untersucht:

- **Phase I: RDB geschlossen, Abfahren der Anlage über Turbine und Umleitventilen**
 - Füllstandstransienten infolge zu geringer RDB-Bespeisung oder infolge zu hoher Dampfabfuhr
 - Drucktransienten infolge zu geringer Dampfabfuhr

- **Phase II: Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlkette, RDB geschlossen (Betriebsart "a" der nuklearen Nachkühlssysteme TH)**
 - Ausfall von Komponenten in der Nachkühlkette
 - Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitung
 - Leck in der Nachkühlkette außerhalb SB

- **Phase III: Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlkette, RDB offen, Flutraum nicht gefüllt (Betriebsart "b" der nuklearen Nachkühlsysteme TH)**
 - Ausfall von Komponenten in der Nachkühlkette
 - Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitung

- **Phase IV: Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlkette, Flutraum gefüllt, Saugen aus Absetzbecken (Betriebsart "c" der nuklearen Nachkühlsysteme TH)**
 - Ausfall von Komponenten in der Nachkühlkette
 - Leckage am Flutkompensator
 - Versagen von Stopfen in den RA-Leitungen oder Abdichtplatten in den RL- oder TH-Leitungen bei Arbeiten an Erstabsperrearmaturen
 - Lastabsturz auf den RDB
 - Leck im RDB-Boden
 - Notstromfall

- **Reaktivitäts- oder Beladestörfälle**

6.3.1.2 Zu unterscheidende Betriebszustände der Nachkühlstränge TH für die Ereignisablaufanalyse

In Abhängigkeit von den Anlagenzuständen beim Abfahren, beim Brennelementwechsel und beim Anfahren sind unterschiedliche Betriebszustände der für die Abfuhr der Nachzerfallswärme erforderlichen Systeme zu unterscheiden. Von Bedeutung für die Sicherheitsanalyse sind folgende drei Betriebsarten der nuklearen Nachkühlsysteme TH:

- a) Abfahrkühlbetrieb, RDB geschlossen, Temperatur RDB > 150 °C (Reaktor-druck < 0,5 MPa)
 Dauer: einige Stunden bei Abfahren der Anlage (Annahme ca. 5 Stunden);
 insgesamt bis Deckelöffnen: bis ca. 2 Tage; Nachzerfallsleistung ca. 0,6 bis 1 % (ca. 10 h nach Abschaltung) (beim Abfahren zum Brennelementwechsel

liegt die Nachzerfallsleistung bei ca. 0,6 %, da aus etwa 70 % Leistung langsam abgefahren wird; beim schnelleren Abfahren wegen einer Störung kann die Nachzerfallsleistung bis zu 1 % betragen); um den entsprechenden Zeitraum beim Abfahren mit abzudecken, wurde dieser Zeitraum verdoppelt auf 4 Tage, obwohl die systemtechnische Randbedingungen beim Anfahren günstiger sind (geringere Nachzerfallsleistung, alle drei TH-Stränge verfügbar).

- b) RDB geöffnet, Flutraum nicht geflutet und Kompensator nicht gesetzt (Reaktortemperatur < 50 °C) Dauer: ca. 2 x 1 Tag (beim Ab- und Anfahren der Anlage)
Nachzerfallsleistung ca. 0,4 % - 0,6 % (ca. 1 Tag nach Abschaltung beim schnellstmöglichen Abfahren zum Brennelementwechsel)
- c) Saugen aus Flutraum/Absetzbecken
Dauer ca. 5 Wochen beim Brennelementwechsel
Nachzerfallsleistung 0,25 bis 0,4 % (5 Tage nach Abschaltung des Reaktors, Abfahren zum BE-Wechsel)

Diese drei Betriebsarten sind Basis der im folgenden durchgeführten Ereignisablaufanalysen Phase II bis IV. Weitere, zwischen und nach diesen Betriebsarten erforderliche Betriebszustände der Nachkühlsysteme sind durch die untersuchten Betriebsphasen zeitlich und systemtechnisch mit abgedeckt. Für die Funktion der Nachkühlsysteme von Bedeutung ist jedoch, daß alle 4 Jahre während des Brennelementwechsels (Betriebszustand "c") für 2-3 Wochen die Kondensationskammer zur Revision entleert wird.

Vor dem Anlagenzustand "a" gelten für die Nachkühlsysteme die Bedingungen des Leistungsbetriebes, weshalb dieser Zeitbereich in der vorliegenden Untersuchung für die Nachkühlsysteme noch zum Leistungsbetrieb gerechnet wird.

6.3.2 Phase I: RDB geschlossen, Abfahren der Anlage über Turbine und Umleitstation

Bei den in den Abschnitten 6.2.2 und 6.2.3 beschriebenen Prozeduren des An- und Abfahrvorganges sind gleiche Ereignisabläufe wie aus den Bedingungen des Leistungsbetriebes zu erwarten. Die Ereignisabläufe zu

- Füllstandstransienten infolge zu geringer RDB-Bespeisung oder infolge zu hoher Dampfabfuhr
- Drucktransienten infolge zu geringer Dampfabfuhr

werden für diesen Betriebszustand als wesentlich angesehen. Eine Darstellung von Ereignisablaufdiagrammen für diese Transienten erfolgte nicht, da diese in den Untersuchungen zum Leistungsbetrieb enthalten sind.

Für die Phasen des An- und Abfahrvorganges, in denen die RDB-Druck- und Füllstandsregelungen wieder bzw. noch auf Automatik geschaltet sind, wird angenommen, daß keine Erhöhung der Eintrittswahrscheinlichkeit für die o. g. Transienten im Vergleich zum Leistungsbetrieb eintritt. Zur Belegung dieser Annahme sind noch entsprechende Auswertungen erforderlich. Aufgrund der geringen Reaktorleistung bei An- und Abfahrvorgängen verlaufen die Transienten langsamer als im Leistungsbetrieb, so daß vergleichsweise mehr Zeit zur Verfügung steht, um die Störungsursache entweder zu beseitigen oder durch betriebliche Maßnahmen die Auswirkung der Störung so zu begrenzen, daß die Sicherheitssysteme für die RDB-Druckbegrenzung bzw. für die RDB-Bespeisung nicht wirksam werden müssen.

In der Phase des An- und Abfahrvorganges, in der die Druck- und Füllstandshaltung des Reaktors von Hand erfolgt, muß mit einer erhöhten Eintrittswahrscheinlichkeit für die oben angeführten Transienten gerechnet werden. Dies bestätigen die bisherigen Betriebserfahrungen mit SWR-Anlagen. Die Betriebserfahrung zeigt allerdings auch, daß die Zeitfenster für korrigierende Handmaßnahmen in Bereichen von größer als einer Stunde liegen.

6.3.3 Phase II: Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlkette, RDB geschlossen

6.3.3.1 Ausfall von Komponenten in der Nachkühlkette (Ereignis A1; Ereignisablaufdiagramm in Bild 6.1)

Für den Systembetrieb gemäß Phase II stellt sich der Ereignisablauf für einen Komponentenausfall, der einen Ausfall der in Betrieb befindlichen Nachkühlkette bewirkt, wie folgt dar:

In dieser Betriebsphase ist eine der beiden gesicherten Nachkühlketten TH20 oder TH30 auf die Betriebsweise "Abfahrkühlen" eingestellt. Der 2. verfügbare Nachkühlstrang ist entweder ebenfalls auf "Abfahrkühlen" eingestellt oder er befindet sich betriebsbereit in Grundstellung.

Die 3. Nachkühlkette muß gemäß Betriebshandbuch in dieser Betriebsphase nicht verfügbar sein. Sie kann ausgefallen sein, sie wird teilweise in dieser Betriebsphase aber auch schon zur Revision freigeschaltet. Für die weiteren Betrachtungen wird konservativerweise unterstellt, daß sich der 2. verfügbare Nachkühlstrang nicht im Abfahrkühlbetrieb befindet und der 3. Strang nicht verfügbar ist. Es wird jedoch realistischereweise davon ausgegangen, daß die Freischaltung zur Revision des 3. Stranges erst erfolgt, wenn ein TH-Strang erfolgreich auf Abfahrkühlbetrieb eingestellt wurde. Sind zum Zeitpunkt der Umschaltung auf den Nachkühlbetrieb mit TH weniger als zwei TH-Stränge verfügbar, wird die Nachwärme weiter über die Umleitstation abgeführt, bis die Bedingung "zwei TH-Stränge verfügbar" wieder hergestellt ist. Bei dieser Betrachtungsweise ist das Startversagen der Nachkühlkette gegenüber dem Betriebsversagen praktisch vernachlässigbar.

Tritt während der Betriebszeit der auf Abfahrkühlen eingestellten und in Betrieb befindlichen Nachkühlkette ein Komponentenausfall auf, wie z. B. Ausfall einer Pumpe (Ereignis A1, Bild 6.1), muß zur Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr, vom Schaltpult in der Warte aus, auf die 2. betriebsbereite Nachkühlkette umgeschaltet werden (Funktion B1).

Außerdem muß zur Erfüllung der Bedingung des Betriebshandbuches - in der Sicherheitsspezifikation wird die Verfügbarkeit von zwei Nachkühlketten gefordert (siehe Abschnitt 6.2) - umgehend mit der Reparatur oder Rückschaltung der ausgefallenen bzw. der schon freigeschalteten Nachkühlkette begonnen werden. Ausgehend von einem Systemzustand von ca. 80 °C im RDB stehen für diese Maßnahmen ca. 1,2 bis 3 h Zeit zur Verfügung (alle Angaben als konservative Abschätzungen ohne Strukturwärme oder Wärmeverlust über Oberflächen; 1. Wert für 1 % Nachzerfallsleistung ohne Berücksichtigung etwaiger Einspeisungen in den RDB mit YT, TE oder Primärfüllpumpen, 2. Wert für 0,6 % Nachzerfallsleistung und Einspeisung mit Füllpumpe berücksichtigt), bevor die Druckbegrenzung durch die autarke Verriegelung des TK-Systems bei 0,5 MPa sowie die 0,4-MPa-Verriegelung des TH-Systems anspricht.

Gelingt die Umschaltung in dieser Zeit nicht oder fällt eine Komponente in dieser Nachkühlkette ebenfalls aus, kann durch volle Ausnutzung des Überschusswasserabfahrens über die Kühlmittelentnahme und -rückführung (TA) und Einspeisen mit einer TH-Primärfüllpumpe ein Teil der Nachwärme in die KOKA abgeführt werden, so daß der Temperatur- und Druckerhöhung im RDB verlangsamt wird. Daneben kann auch versucht werden, einen Teil der Nachzerfallswärme über Ausspeisen aus der Frischdampfleitung über einen TH-Kühler und eine KOKA-Sprüh- oder Füllpumpen-Mindestmengenleitung in die KOKA abzuführen. Ob die Nachwärme mit dieser Fahrweise vollständig abgeführt werden kann, wurde in dieser Analyse nicht untersucht. Durch diese Fahrweisen kann jedoch Zeit gewonnen werden, sodaß eventuell die 3. Nachkühlkette in Betrieb genommen werden kann, bevor ein Druck von 0,4 MPa im RDB erreicht wird.

Dabei ist zu beachten, daß der dritte Strang schon vor dem Abfahren ausgefallen sein kann bzw. ein Startversagen beim Einschalten dieses Stranges auf Abfahrkühlbetrieb eintreten kann bzw. dieser Strang schon in Revision ist. Im Ereignisablauf ist diese Abfrage als Funktion B2 enthalten, da davon die Verfügbarkeit der Nachkühlsysteme im weiteren Ereignisablauf beeinflusst wird. Ist die 3. Nachkühlkette schon zur Revision freigeschaltet, besteht die Möglichkeit, bedingt durch die zur Verfügung stehende Zeit (ca. 1,5 bis 3 h), für eine erfolgreiche Rückschaltung des Systems (Funktion B4).

Parallel zu den die Nachkühlsysteme betreffenden Maßnahmen kann auch die Reaktivierung des bereits freigeschalteten Speisewassersystems (RL) vorgenommen werden, so daß bei Rückschaltung des Frischdampfsystems und der Umleitstation wieder der ursprüngliche Kühlkreislauf in Betrieb ist (Funktion J1).

Schlagen die vorgenannten Maßnahmen fehl, steigt der Druck im System an, bis ca. 1,2 bis 3 h nach Störfalleintritt die autarke Verriegelung der S+E-Ventile anspricht (zwei Ventile sind hierfür vorgesehen), den Druck im RDB auf 0,5 MPa begrenzt und die Druckentlastung einleitet (Funktion C). Da eine relativ lange Zeit zur Verfügung steht, können alternativ hierzu S+E-Ventile durch Druckluft vor Ort geöffnet werden oder die geplanten diversitären motorgetriebenen Bypassventile aufgefahren werden (Ansteuerung von der Warte aus). Durch Hochfluten mit der Primärfüllpumpe kann der Druck im Reaktor ohne Anstieg der Temperatur auf den entsprechenden Sättigungswert auch auf 0,5 MPa erhöht werden, so daß die Begrenzung der S+E-Ventile anspricht ohne entsprechenden Temperaturanstieg im Reaktor.

Zur Beherrschung des Störfalls ist neben der Druckbegrenzung noch eine Einspeisung in den RDB zur Füllstandshaltung erforderlich (Mindestmenge zur Ergänzung des durch die Nachzerfallsleistung erzeugten Dampfes, der in die KOKA geleitet wird, ohne Berücksichtigung von TA/TC ca. 9 kg/s bei 0,6 % Nachzerfallsleistung und einer Einspeisetemperatur 30 °C bzw. ca. 17 kg/s bei 1 % Nachzerfallsleistung und einer Einspeisetemperatur nur gering unter Siedetemperatur). Um einen Wasserkühlkreislauf durch Ausspeisung über die S+E-Ventile in die KOKA und Einspeisung in den RDB ohne Anstieg der Temperatur im RDB auf den Sättigungswert aufrecht zu erhalten, ist eine wesentlich größere Einspeisemenge als bei der Wärmeabfuhr durch Verdampfung erforderlich. Um die Temperatur im RDB z. B. auf ca. 90 °C zu halten, ist bei einer Nachzerfallsleistung von 1 % bzw. 0,6 % und einer Temperatur des eingespeisten Wassers von 30 °C (ohne Kühlung beim Einspeisen) bzw. 20 °C (mit Kühlung beim Einspeisen) eine Einspeisemenge von 150 bzw. 80 kg/s erforderlich.

Für die Durchführung der Maßnahme "Einspeisen" steht etwa eine Zeit von ca. 5 bis 8 h (Abfall des Wasserstandes auf Kernoberkante) zur Verfügung.

Die Füllstandshaltung im RDB kann durch die Einspeisung mit folgenden Systemen erfolgen (Funktionen D1 und D2):

- TH-System:

Das ursprünglich in Betrieb befindliche Teilsystem ist ausgefallen (auslösendes Ereignis); es kann eventuell in der verfügbaren Zeit repariert werden, im wesentlichen aber ist eine Einspeisung mit der laufenden Füllpumpe möglich (Funktion D1).

Das 2. betriebsbereite Teilsystem läßt sich entsprechend der durchlaufenen Ereigniskette, bei der die Einspeisung in den RDB gefordert wird, nicht auf Abfahrkühlen schalten. Dieses Teilsystem steht jedoch mit einer gewissen Wahrscheinlichkeit für die Einspeisung zur Verfügung, insbesondere, da neben der ND-Pumpe gegebenenfalls die HD-Pumpe (bei drucklosem Reaktor 200 kg/s; ausreichender Vordruck ohne ND-Vorstufe nur bei TH10 vorhanden) sowie die Primärfüllpumpe (Durchsatz ca. 50 kg/s bei drucklosem Reaktor) verfügbar sind. Eventuell ist die Reparatur einer ausgefallenen Komponente möglich (noch zu Funktion D1 gerechnet).

Weitere, teilweise den Notfallmaßnahmen zuzurechnende Maßnahmen, die im Ereignisablaufdiagramm unter der Funktion D2 zusammengefaßt sind, betreffen Einspeisungen mit folgenden Systemen (vergl. auch Störfall-Leitschema Maßnahmenmodul (F) Füllstandshaltung RDB):

- BE-Beckenkühlsystem (TM)
Eine Einspeisung aus der KOKA in den RDB ist mit diesem System über die Kondensationskammer-Entleerungspumpe TM04D201 über TG02/TH10 möglich (bis zu 55 kg/s).
- Speisewassersystem (RL) oder Kondensatsystem (RM)
Alle RL-ISO-Ventile sind zur Verhinderung des Ausdampfens der Speisewasserleitung geschlossen und die RL-Pumpen sind abgeschaltet. Kurz nach der Inbetriebnahme des Abfahrkühlbetriebs mit den Nachkühlketten wird nach dem derzeitigen Abfahrprogramm das Speisewassersystem (RL) außer Betrieb genommen und entleert. Revisionsarbeiten werden jedoch noch nicht vorgenommen. Etwa acht Stunden später wird auch das RM-System freigeschaltet und entleert, so daß dieses System noch eine begrenzte Zeit für die Einspeisung zur Verfügung steht. Sind diese Systeme schon entleert, dauert es einige Stunden (ca. 2-3 h), um sie wieder betriebsbereit zu machen. Beim Ausfall eines oder mehrerer TH-Stränge müßte dies umgehend in die Wege geleitet werden.
- Dichtungssperrwasser für Kühlmittelumwälzpumpen (TE)
Bei laufendem System werden im Normalbetrieb (bei 7,0 MPa/286 °C) mit dem TE-System ca. 0,48 kg/s pro Kühlmittelumwälzpumpe in den RDB eingespeist, so daß sich insgesamt ca. 4,3 kg/s ergeben. Bei drucklosem Reaktor erhöht sich die Einspeisemenge bei 100 % geöffnetem Regelventil auf ca. 13 kg/s. Dies wäre nicht ausreichend, das durch die Nachzerfallsleistung bei 1 % Leistung verdampfende Wasser (ca. 17 kg/s) zu ersetzen.
- Spülwasser des Reaktorschnellabschaltsystems (YT)
Bei normalem Spülbetrieb (Niederspannungsmotor) beträgt der Sollwert 3,5 kg/s. Bei niedrigem Druck im RDB steigt die Spülwassermenge entsprechend der Q-H-Kurve der SAS-Pumpe an und erreicht bei Förderhöhen unter 6,0 MPa ca. 11 kg/s. Zusammen mit dem Dichtungssperrwasser (TE) wäre

diese Menge auch bei 1 % Nachzerfallsleistung zur Einspeisung gerade ausreichend. Eventuell könnte auch eine ausreichende Einspeiserate durch Zuschaltung des Hochspannungsmotors erfolgen, (unter 14 MPa mit > 16,6 kg/s) oder durch Zuschaltung der 2. Pumpe, wobei dann bei drucklosem Reaktor und 100 % offenen Regelventilen ca. 22 kg/s erreicht werden (Notfallmaßnahmen).

- Einspeisung über das VE-System (Verbindung VE20/TH20)
Über TH20 ist eine Einspeisung aus dem VE-System möglich durch Öffnen der entsprechenden Handarmaturen (zwei Schieber, geschlossen verriegelt) vor Ort. Das entsprechende VE-System muß hierzu betriebsbereit sein (VE20). Bei drucklosem Reaktor kann über diesen Weg bis zu 200 kg/s Wasser in den Reaktor eingespeist werden (Notfallmaßnahme).
- Geplantes ZUNA-System und weitere Notfallmaßnahmen
Nach der Realisierung des geplanten ZUNA-Systems steht ein weiteres diversitäres Nachkühlsystem zur Verfügung (Einspeisung aus der KOKA in den RDB mit eigenem Kühlwassersystem zur Wärmeabfuhr oder Einspeisung in die KOKA bei Funktionsweise Kondensationskammerkühlen). Darüber hinaus ist noch eine Einspeisung mit dem Feuerlöschsystem über TH20 oder RL (jeweils bis ca. 30 kg/s) möglich.

Bei der Druckbegrenzung auf 0,5 MPa (Funktion C) wird über die S+E-Ventile oder gegebenenfalls die diversitären Bypassventile Dampf in die Kondensationskammer eingeleitet. Anschließend wird weiter kontinuierlich (bei 1 % Nachzerfallsleistung etwa 17 kg/s) Dampf in die Kondensationskammer abgegeben mit entsprechend der abnehmenden Nachzerfallsleistung fallender Tendenz. Durch den damit verbundenen Wärmeeintrag erwärmt sich das Kondensationskammerwasser und erreicht, wenn die Einspeisung in den RDB nur mit einer Füllpumpe über einen Nachkühler erfolgt, nach ca. 8 bis 16 h eine Temperatur von 90 °C, bei der gerade noch vollständige Kondensation über die S+E-Düsen gewährleistet ist. Innerhalb dieser Zeit ist zur Sicherstellung der Wärmeabfuhr die Kühlung der Kondensationskammer entweder mit einem TH-Strang oder über die KOKA-Ausspeisung und einen BE-Lagerbeckenkühler oder mit dem geplanten ZUNA-System einzurichten (Funktion R1). Die Möglichkeit der Nachwärmeabfuhr mit einer Primärfüllpumpe wurde nicht untersucht. Erforderlichenfalls kann auch, um die Zeit für die Maßnahmen zu verlängern, kaltes Wasser aus der Kühlmittelaufbereitung oder Deionat in die Kondensationskammer eingespeist werden.

Eventuell gelingt es auch, wieder eine Nachkühlkette in der Funktionsweise Abfahrkühlen in Betrieb zu nehmen.

Parallel zur Sicherstellung der KOKA-Kühlung ist auch infolge der langen zur Verfügung stehenden Zeit mit einer relativ hohen Wahrscheinlichkeit die Rückschaltung des RM- oder RL-Systems erfolgreich (Funktion J2) und damit wieder ein Kühlkreislauf über die Frischdampfleitung und Umleitstation einstellbar.

Gelingt die Wärmeabfuhr aus der Kondensationskammer (Funktion R1) bzw. die Wiederherstellung des äußeren Kühlkreislaufes über RL bzw. RM und RA (Funktion J2), ist der Störfall als beherrscht anzusehen.

Vor der autarken Verriegelung (Funktion C) spricht beim Reaktordruck von 0,4 MPa die 0,4-MPa-Verriegelung des TH-Systems an. Zum Schutz des TH-Systems vor einem Überdruckversagen werden dabei vom Reaktorschutz in jeder Abfahrkühlsaugleitung die beiden Absperrschieber geschlossen. Alternativ oder beim Versagen dieser Verriegelung können die Schieber in der Abfahrkühlleitung auch von Hand oder die entsprechenden FD-ISO-Ventile geschlossen werden (Funktion E). Da Versagen oder Erfolg der Funktion E erst eine Rolle spielt, wenn die Druckbegrenzung (Funktion C) versagt, wurde die 0,4-MPa-Verriegelung im schematischen Ablauf nach der Druckbegrenzung angeordnet, obwohl sie zeitlich vor dieser erfolgt (siehe Bild 6.1).

Versagt die Druckbegrenzung des RDB auf 0,5 MPa (Funktion C), gelingt aber die Absperrung des TH-Systems (Funktion E), steigt der Druck im RDB langsam weiter an, bis z. B. bei 1 % Nachzerfallsleistung nach ca. 4 h etwa 7,0 MPa/286 °C im RDB erreicht werden. Bevor dieser Zustand erreicht ist, kann der Druck von Hand begrenzt und abgesenkt werden durch Öffnen eines oder mehrerer S+E-Ventile bzw. der geplanten diversitären Bypassventile. Erfolgt dies nicht, werden betrieblich die diversitären Bypassventile bei 7,2 MPa geöffnet. Beim Ausfall dieser Maßnahme werden, vom Reaktorschutz angesteuert, die S+E-Ventile in Gruppen zwischen 7,3 MPa und 7,9 MPa geöffnet. Beim Versagen der Ansteuerung über den Reaktorschutz öffnen bei 8,3 MPa die federbelasteten Vorsteuerventile. Die geplanten diversitären Bypassventile öffnen bei 8,8 MPa, vom Reaktorschutz angesteuert (Funktion F).

Da in den Leitungen noch kaltes Wasser steht, strömt beim Öffnen der S+E-Ventile beim Ansprechdruck > 7,3 MPa ein Pfropfen kaltes Wasser durch die S+E-Ventile.

Gegen die dabei auftretenden Belastungen sind diese Ventile nicht ausgelegt, so daß der Abriß einer Leitung unterstellt wird (infolge der geringen Energiezufuhr öffnet wahrscheinlich kein weiteres S+E-Ventil). Der Druck im RDB fällt rasch ab (wie Untersuchungen zum Offenbleiben eines S+E-Ventils zeigen), so daß nach ca. 30 min der RDB-Druck dem in der KOKA entspricht.

Bei bzw. spätestens nach der Druckentlastung der Funktion F (langfristig muß die Druckentlastung von Hand eingeleitet werden) ist Wasser nachzuspeisen, um den Kern bedeckt zu halten (Funktion D1 oder D2). Dies kann durch Ansteuern des TH-Systems von der Warte, durch die betriebliche Automatik (ist normalerweise eingeschaltet) oder durch den Reaktorschutz erfolgen. Während der Druckentlastung steht hierzu nur die TH-HD-Einspeisung zur Verfügung, nach der Druckentlastung (ca. 10 m Füllstand, d. h. Kern noch bedeckt) kann auch mit ND-Systemen eingespeist werden.

Nach der Druckentlastung mit Abgabe von Dampf in die Kondensationskammer steigt die Temperatur dort auf 60° C an (wie auch nach einer Druckentlastung bei 0,5 MPa, wenn keine Kühlung erfolgt, diese Temperatur wird ebenfalls nach etwa 3,5 h ab Störfalleintritt in der Kondensationskammer erreicht), so daß, wenn weiterhin keine Kühlung erfolgt, innerhalb von ca. 3 h eine Kühlung der Kondensationskammer entweder mit einem TH-Strang oder über einen TM-Kühler bzw. mit dem geplanten ZUNA-System erforderlich ist (s. Funktion R1). Die Möglichkeit einer Nachwärmeabfuhr mit den Primärfüllpumpen wurde nicht untersucht. Die Rückschaltung von RL bzw. RM kann ebenfalls parallel zur Kondensationskammer-Kühlung versucht werden (s. Funktion J2). Gelingt die Einspeisung in den RDB und die Kondensationskammer-Kühlung bzw. Wiederherstellung des äußeren Kühlkreislaufes über RL bzw. RM und RA, so ist die langfristige Nachwärmeabfuhr gesichert.

Mißlingt die Druckbegrenzung (Funktion C) und die Absperrung des ausgefallenen TH-Stranges (Funktion E), so kommt es zum Überdruckversagen des TH-Stranges mit einer nichtabsperrbaren Leckage außerhalb des Sicherheitsbehälters (der Ausfall des Schließens der FD-ISO-Ventile ist bereits in Funktion E enthalten). Durch dieses Leck dampft das Kühlmittel in den Ringraum aus und ist für die Kernkühlung verloren, so daß der Störfall ohne Notfallmaßnahmen als nicht beherrscht anzusehen ist.

Wird die Funktion E mit Erfolg durchgeführt, versagt aber die Druckbegrenzung und -entlastung durch die S+E-Ventile und die geplanten diversitären Bypassventile (Funktion F), kommt es zum Überdruckversagen des Systems.

6.3.3.2 Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitung (Ereignis A4; Ereignisablaufdiagramm in Bild 6.2)

Bei der Unterbrechung der Nachwärmeabfuhr durch einen DDA der FD-ISO-Ventile (Ereignis A4) sind alle drei Nachkühlketten gleichermaßen betroffen, so daß die Umschaltung eines anderen Nachkühlstranges auf Abfahrkühlbetrieb keine Abhilfe schafft.

Hauptziel der einzuleitenden Maßnahmen (niedergelegt in Schichtanweisungen) ist, nach Feststellung der Ursache den DDA zurückzusetzen bzw. die FD-ISO-Ventile zu öffnen sowie, wenn abzusehen ist, daß dies nicht kurzfristig gelingt, die Nachwärmeabfuhr über die Kondensationskammer durch Öffnen von S+E-Ventilen oder der diversitären Bypassventile und Einspeisen mit TH herzustellen.

Die Zeit für die Durchführung der erforderlichen Maßnahmen kann gestreckt werden durch volle Ausnutzung des Überschußwasserabfahrens mit TA und entsprechender Einspeisung mit der Primärfüllpumpe, um den Reaktorfüllstand zu halten. In der dann zur Verfügung stehenden Zeit bis zur automatischen Auslösung der autarken Verriegelung bei 0,5 MPa (Öffnen von S+E-Ventilen) nach ca. 1,2 bis 3 h (je nach Nachzerfallsleistung 1,0 bzw. 0,6 %) kann mit einer gewissen Wahrscheinlichkeit der DDA zurückgesetzt bzw. die entsprechenden FD-ISO-Ventile geöffnet werden (Funktion R1).

Bleibt der Durchdringungsabschluß bestehen, steigt der Druck im RDB auf 0,5 MPa an, was zum Ansprechen der autarken Verriegelung führt (Funktion C). Wie beim Ereignis A1 sind noch weitere Druckbegrenzungs- und Entlastungsmaßnahmen möglich.

Bei erfolgreicher Druckbegrenzung und -entlastung (Funktion C) ist zur Störfallbeherrschung noch die Füllstandshaltung im RDB (Funktionen D1 bis D4) erforderlich.

Die Funktion D1 betrifft die Einspeisung in den RDB aus der Kondensationskammer mit den TH-ND-Pumpen der beiden verfügbaren TH-Stränge. Beim Erfolg dieser Maßnahme ist die langfristige Wärmeabfuhr über die Nachkühlkette gesichert (Abfuhr der Wärme über die TH-Kühler beim Einspeisen).

Versagen beide ND-Pumpen, so ist in der zur Verfügung stehenden Zeit von ca. 5 bis 8 h (Nachzerfallsleistung 1 % bzw. 0,6 %; Zeit bis Erreichen der Kernoberkante, wenn keine Nachspeisung erfolgt) die Wiederinbetriebnahme des schon zur Revision freigeschalteten 3. Stranges möglich (Funktion D2). Eine ausreichende Bespeisung kann auch mit den TE- und YT-Pumpen mit erhöhter Fördermenge erfolgen. Ist eine dieser Maßnahmen erfolgreich, ist die Einspeisung und Wärmeabfuhr gesichert.

Kann die Rückschaltung des 3. TH-Stranges nicht erfolgen, ist eine ausreichende Einspeisung mit einer der beiden Primärfüllpumpen möglich (Funktion D3). Je nach Ursache des Ausfalls der ND-Pumpen (Ausfall der ND-Pumpe selbst oder Ausfälle im TF- oder VE-System) ist auch die Kühlwasserversorgung des Nachkühlers ausgefallen. Entsprechend der vorliegenden Kombinationsmöglichkeiten (2 x 3 Teilsysteme: TH, TF, VE) sind in 44 % der Fälle durch die Ausfälle auch beide Nachkühler ohne Kühlwasserversorgung (d. h. Ausfall nur in TF oder VE), in ebenfalls 44 % der Fälle ist ein Nachkühler verfügbar und in 11 % der Fälle sind beide Nachkühler verfügbar (d. h. TF oder VE sind von den Ausfällen nicht betroffen). Damit ist in mehr als 50 % der Ausfallmöglichkeiten zumindest die Wärmeabfuhr über einen Nachkühler gegeben und durch die damit gewonnene Zeit (Erwärmung des Systems "RDB-KOKA" auf 90 °C in ca. 8 h (1 % Nachzerfallsleistung) bis 16 h (0,6 % Nachzerfallsleistung) eine Wiederherstellung der Nachkühlkette möglich (Funktion R2). Dabei wird die Wärmeabfuhr aus der KOKA über einen Lagerbeckenkühler auch als eine Möglichkeit der Wärmeabfuhr gesehen.

Sind die Funktionen R2 oder D3 nicht erfolgreich, d. h. mit den TH-Systemen ist keine Einspeisung in den RDB (D3) oder keine ausreichende Wärmeabfuhr möglich (R2), ist die Füllstandshaltung des RDB wie beim Ereignis A1 noch durch andere Systeme, wie z. B. YT, TE oder ZUNA (Funktion D4), möglich. Da der wesentliche Ereignisablauf über R2 läuft, steht für die hierfür erforderlichen Maßnahmen eine relativ lange Zeit zur Verfügung (ca. 8-16 h). Der so erreichte Systemzustand läßt sich mehrere Tage aufrechterhalten, so daß der Ereignisablauf beim Erfolg von Funktion D4 als beherrscht anzusehen ist.

Versagt die Druckbegrenzung auf $\leq 0,5$ MPA (Funktion C), erfolgt die Druckbegrenzung im Reaktor wie beim Ereignis A1. Der weitere Ereignisablauf stellt sich dann im wesentlichen wie beim Funktionieren der Druckbegrenzung bei 0,5 MPa (Funktion C) dar, jedoch werden die Einspeisemöglichkeiten in den RDB über TH schlechter, da bei der Druckentlastung der Funktion F eine Beeinträchtigung der Einspeisung erfolgen kann. Beim Ausfall der Funktion F wird unterstellt, daß ein Systemversagen eintritt.

6.3.3.3 Leck in der Nachkühlkette außerhalb SB

■ Ursache für das auslösende Ereignis

Tritt während des Nachkühlbetriebes ein Leck in der Nachkühlkette auf, kann dadurch die Nachwärmeabfuhr unterbrochen werden. Da bei einem Leck im TH-System gegenüber einem Leck im TF- oder VE-System ungünstigere Bedingungen auftreten, wurde stellvertretend für ein Leck in der Nachkühlkette ein Leck im TH-System untersucht.

Um eine gegenseitige Beeinträchtigung der Nachkühlketten durch Überflutung zu verhindern, sind die drei Nachkühlstränge im Reaktorgebäude außerhalb des Sicherheitsbehälters in gegenseitig abgedichteten Ringraumsegmenten, den sogenannten "Compartments", untergebracht. Eine Ausnahme bildet der TH-10-Strang, bei dem der Zwischenkühlkreis teilweise im nuklearen Betriebsgebäude untergebracht ist.

Ein Leck im TF-System kann maximal zum Ausfall einer Nachkühlkette führen, da auch bei vollständiger Entleerung nur das Compartment der betroffenen Redundanz überflutet werden kann und keine Auswirkungen auf die anderen Redundanzen auftreten.

Ein Leck im VE-System im Reaktorgebäude-Ringraum könnte, wenn es nicht abgesperrt würde, zu einer Überflutung mehrerer Compartments und somit zum Ausfall mehrerer Nachkühlketten führen. Ein derartig großes Leck würde jedoch ebenfalls wie ein Leck im TH-System sicher erkannt. Die Abschaltung der entsprechenden VE-Pumpe (einfache Maßnahme) in der zur Verfügung stehenden Zeit (ca. 20 min bei einem vollständigen Leitungsabriß) wird als sehr zuverlässig eingestuft. Da alle anderen

Ereignisabläufe des VE-Lecks ebenfalls wie beim TF-Leck maximal zum Ausfall der in Betrieb befindlichen Nachkühlkette führen (der in Ereignisablauf A1 behandelt wird), verbleibt das Leck im TH-System als ungünstigste Leckstelle in der Nachkühlkette.

Während des Betriebszustandes "a" der Nachkühlsysteme (Phase II) ist die größte Nachzerfallsleistung aus dem Reaktor abzuführen. Aus diesem Grund wurde das Ereignis "Leck in der Nachkühlkette außerhalb SB" für diesen Betriebszustand untersucht. Für den Betriebszustand "b" der Nachkühlsysteme (Phase III) wird wegen der kurzen Zeit, in der sich die Systeme in diesem Zustand befinden, kein spezieller Leckstörfall untersucht, während für Phase IV die für den Betriebszustand "c" als relevant angesehenen Leckstörfälle "Leck am Flutkompensator" und "Ausfall von Stopfen oder Platten" untersucht werden.

Wie in Abschnitt 6.2 beschrieben, wird der Reaktor beim Abfahren erst auf Abfahrkühlen mit dem Nachkühlsystem geschaltet, wenn der Reaktor einen Druck $< 0,1$ MPa und eine Temperatur von ca. 100 °C aufweist. Die aus diesen Betriebsbedingungen resultierenden Systembeanspruchungen sind äußerst gering, so daß ein hierdurch bedingtes Leitungsversagen sehr unwahrscheinlich ist. Ein Schaden an einer TH-Leitung könnte jedoch eintreten, wenn das System nicht vorschriftsmäßig betrieben wird. So könnte z. B. ein Leck in der Leitung durch Wasserschlag im System beim Zuschalten eintreten, wenn das System nicht ausreichend gefüllt ist.

Da sich der weitaus überwiegende Teil des TH-Systems außerhalb des Sicherheitsbehälters (SB) befindet, wird die Leckstelle außerhalb des SB angesetzt. Lecks im SB sind damit abgedeckt, da durch Überlaufrohre das ausströmende Wasser im SB wieder in die Kondensationskammer zurückläuft und damit für die Kernkühlung nicht verloren geht, während bei einem Leck im Ringraum keine automatische Rückförderung in die KOKA erfolgt.

■ Ereignisablaufanalyse (Ereignisablaufdiagramm Bild 6.3)

Bei einem Leck im TH-System außerhalb des Sicherheitsbehälters muß nach Erkennen der Leckage der defekte Strang abgeschaltet und isoliert werden. Erfolgt dies nicht, wird der Strang durch eine automatische Schutzabschaltung von selbst abge-

schaltet. Beide Maßnahmen sind im Ereignisdiagramm in Bild 6.3 unter Funktion S1 zusammengefaßt.

Hat die Maßnahme S1 Erfolg, kann mit dem zweiten zur Verfügung stehenden Strang der RDB geflutet und auf Abfahrkühlen geschaltet werden. Durch das Absinken des Füllstands bis auf die Unterkante der FD-Leitung wird die Ausspeisung selbsttätig beendet. Es kann aber keine der noch intakten Nachkühlketten auf Abfahrkühlen mit Saugen aus der FD-Leitung geschaltet werden. Auch ein Kreislauf über die S+E-Ventile ist nicht möglich ohne fortwährenden Wasser- oder Dampfverlust in den Reaktorgebäude-Ringraum. Es sind jedoch Maßnahmen möglich den Kern zu kühlen, auch wenn das Leck im Ringraum nicht abgesperrt werden kann. Diese Maßnahmen stellen jedoch Notfallmaßnahmen dar und werden deshalb im Ereignisablauf nicht berücksichtigt.

Der Ereignisablauf beim Gelingen der Funktion S1 ergibt sich analog dem Ereignisablaufdiagramm A1, allerdings wurde wegen des vernachlässigbaren Beitrags des Ereignisablaufes mit Mißlingen der Funktion C (Druckbegrenzung $< 0,5$ MPa und Druckentlastung) dieser Abzweig nicht weiter verfolgt. Als Abweichung zu Diagramm A1 beinhaltet die Funktion D1 des Diagramms L1 nur die Einspeisung der Füllpumpe des 2. Stranges. Der TH-Strang, bei dem das Leck eingetreten ist, wird komplett als langfristig ausgefallen angesehen, so daß während des Störfallablaufes davon nicht mehr Kredit genommen wird.

Mit der Funktion D2 wird davon Kredit genommen, daß auch beim Ausfall von Funktion B4 noch mit einer gewissen Wahrscheinlichkeit mit der Füllpumpe des 3. TH-Stranges eingespeist werden kann.

6.3.4 Phase III: Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlkette, RDB offen, Flutraum nicht gefüllt

6.3.4.1 Ausfall von Komponenten in der Nachkühlkette (Ereignis A2; Ereignisablaufdiagramm in Bild 6.4)

Eine Nachkühlkette (TH20 oder TH30) ist bei dieser Betriebsphase in der Betriebsart "Abfahrkühlen über Saugen aus der FD-Leitung" in Betrieb und in dieser Betriebsart

zum Schutz des RDB vor Überspeisung eingefroren, d. h. das System ist fest auf Abfahrkühlen eingestellt (Armaturen elektrisch unscharf, alle HD-Pumpen elektrisch freigeschaltet). Eine Einspeisung, z. B. durch den Reaktorschutz, ist mit diesem System nicht möglich ohne Eingriffe in die Energieversorgung (vgl. Abschnitt 6.2.4).

Die 2. verfügbare Nachkühlkette steht in Grundstellung, wobei die HD- und ND-Pumpe sowie der Kondensationskammer-Kühlschieber TH13S108 (z. B. TH10) elektrisch unscharf sind. Die Primärfüllpumpe steht für die Einspeisung zur Verfügung. Bei der dritten, für die Revision freigeschalteten Nachkühlkette werden in der Regel bereits Revisionsarbeiten vorgenommen, so daß sie für die Nachkühlung nicht mehr verfügbar ist.

Fällt die in Betrieb befindliche Nachkühlkette für die Wärmeabfuhr aus (Ereignis A2), wird auf den in Grundstellung stehenden Nachkühlstrang umgeschaltet (Funktion B1). Hierzu ist dieses System wie das ausgefallene System in die Betriebsart "Abfahr-kühlen über Saugen aus der FD-Leitung" einzustellen und in dieser Betriebsart einzufrieren, bevor die ND-Pumpe wieder elektrisch scharf gemacht wird. Der Zeitaufwand für die Umschaltung ist deshalb länger als bei den normalen Betriebszuständen (geschätzt ca. 1/2 h). Die für die Umschaltung zur Verfügung stehende Zeit ist jedoch mit 1,3 bis 2,8 h (konservative Abschätzung, 1. Wert für 0,6 % Nachzerfallsleistung, 2. Wert für 0,4 % Nachzerfallsleistung gerechnet, bei Berücksichtigung von Überschusswasserabfahren mit TA und entsprechender Füllpumpeneinspeisung verlängert sich die Zeit auf 4,5 h) trotzdem ausreichend. Je nach Ausfallart der Nachkühlketten ist auch eine Nachwärmeabfuhr mit den Primärfüllpumpen über die S+E-Ventile oder die diversitären Bypass-Ventile möglich.

Gelingt die Umschaltung nicht oder fällt diese Nachkühlkette ebenfalls aus, kann eventuell die Nachwärmeabfuhr durch Ausspeisen über einen TH-Kühler und die Füllpumpen-Mindestmengenleitung in die KOKA erfolgen (Funktion B2), wobei das in die KOKA ausgespeiste Wasser bei funktionierendem TF- und VE-System gekühlt wird (Abfrage 1).

Werden die vorgenannten Maßnahmen nicht ausgeführt, heizt sich der Wasserinhalt im RDB auf, bis nach ca. 1,3 bis 2,8 h 100 °C erreicht werden. Um die Aufheizung zu verhindern, befindet sich ein Reaktorfahrer im gesicherten Bereich im Reaktorgebäude, der bei Bedarf von der Teilsteuerstelle aus (Einschalten des Haltemagnetes) und

über einen dafür vorgesehenen Druckluftflaschenwagen ein TK-Ventil öffnet (3 v 6 S+E-Ventile müssen hierzu betriebsbereit sein) und die Wärmeabfuhr über die TK-Ventile in die KOKA herstellt (Funktion C). Von der Warte können darüber hinaus die drei diversitären Bypass-Ventile geöffnet werden. Diese Maßnahmen können auch durch Überschußwasserabfahren mit TA ergänzt werden, wobei die durch Überschußwasserabfahren alleine erreichbare Wasserabgabe in die KOKA nicht ausreicht, um Sieden zu verhindern, jedoch die Zeit für Maßnahmen gestreckt werden kann. Um den Nachkühlkreislauf herzustellen, ist für die Funktion C wie bei Funktion B2 noch Einspeisen in den RDB erforderlich (Funktion D1, B3 oder D2).

Die Nachspeisung in den RDB (Ereignis D1) kann grundsätzlich wie beim Betriebszustand "a" (Phase II) erfolgen. Die hauptsächlichen Einspeisemöglichkeiten sind hierbei wie bei Phase II die Füllpumpen der beiden verfügbaren TH-Stränge. Zusätzlich kann, da der RDB offen ist, der Wasserverlust durch weitere Notfallmaßnahmen kompensiert werden (z. B. Nachfüllen des RDB über Feuerwehrschauch von oben). Dies wurde jedoch im Rahmen dieser Untersuchung nicht betrachtet.

Bei Erfolg der Maßnahmen C und der darauffolgenden Funktion D1 heizt sich die Kondensationskammer infolge der eingetragenen Wärme auf und muß deshalb gekühlt werden oder es wird in der zur Verfügung stehenden Zeit wieder eine Nachkühlkette über Saugen aus der FD-Leitung in Betrieb genommen (Funktion R1). Hierzu sind grundsätzlich die gleichen Maßnahmen wie beim Ereignis A1 möglich, wobei die abzuführende Leistung jedoch infolge der in dieser Betriebsphase geringeren Nachzerfallswärme geringer ist und deshalb mehr Zeit für die Maßnahmen zur Verfügung steht (bei Berücksichtigung der Einspeisung mit einer Füllpumpe über einen funktionierenden Nachkühler ca. 16 bis 31 h).

Mit dem geplanten ZUNA-System ist nach der Realisierung eine weitere Möglichkeit vorhanden, aus der Kondensationskammer in den RDB einzuspeisen bzw. die Kondensationskammer zu kühlen. Beim Ausfall der Funktionen C und D1 ist dann eine weitere Einspeisung möglich; bei Funktionieren von B2 bzw. C, jedoch Ausfall von D1 und/oder R1 kann dann die Ausspeisung ergänzt und/oder die Kondensationskammer gekühlt werden. Bei allen Ereignisabläufen mit Funktionieren der Funktion C kann damit eine Kontamination des Reaktorgebäudes infolge von Verdampfen von Reaktorwasser verhindert werden.

Schlagen alle vorgenannten Maßnahmen zur Kühlung des Reaktors fehl, tritt nach ca. 1,3 bis 2 h Sieden des RDB-Wassers ein. Die Verdampfungsrate beträgt bei der angesetzten Leistung von 0,4 bis 0,6 % (ca. 2 Tage nach der Abschaltung) ca. 7 bis 10 kg/s. Dieser Flüssigkeitsverlust kann durch Nachspeisung in den RDB kompensiert werden (Funktion D2).

Erfolgt keine Nachspeisung, fällt der Füllstand im RDB unter die Kernoberkante (aktiver Bereich), so daß schließlich, wenn keine Notfallmaßnahmen eingeleitet werden, Kernschäden auftreten können.

Beim Erfolg der Maßnahme D2 bzw. auch beim Erfolg von B3 bei Ausfall von Funktion C tritt, da Verdampfung aus dem RDB in das Reaktorgebäude nicht verhindert wird, eine Kontamination des Reaktorgebäudes auf, was jedoch zu keinen schwerwiegenden Konsequenzen für die Umgebung führt (Pfade mit b* gekennzeichnet).

Siedet das Wasser im RDB und wird Wasser aus der Kondensationskammer eingespeist, ist langfristig deren Flüssigkeitsinhalt nachzufüllen. Die hierfür zur Verfügung stehende Zeit beträgt ca. 3 Tage.

6.3.4.2 Durchdringungsabschluß (DDA) der Frischdampfleitungen (Ereignis A5, Ereignisablaufdiagramm in Bild 6.5)

Wie unter Abschnitt 6.2.4 beschrieben, befindet sich beim Systemzustand der Phase III eine Nachkühlkette im "eingefrorenen" Zustand "Abfahrkühlen über Saugen aus der FD-Leitung", die weitere verfügbare Nachkühlkette befindet sich elektrisch unscharf in Grundstellung.

Tritt in dieser Betriebsphase ein DDA der Frischdampfleitungen auf (Ereignis A5), wird durch das Schließen der FD-ISO-Ventile die Nachwärmeabfuhr mit dem in der Betriebsart Abfahrkühlen eingefrorenen TH-Strang unterbrochen. Die sich dabei als Folge dieser Störung ergebenden Ereignisabläufe unterscheiden sich nicht wesentlich von jenen in Phase II dieser Untersuchung (Ereignis A4, Bild 6.2). Infolge des offenen Reaktordruckbehälters steht trotz weiter abgeklungener Nachzerfallsleistung für die kurzfristig einzuleitenden Maßnahmen nicht mehr Zeit zur Verfügung. Unterschiede im Ablauf sind im wesentlichen dadurch bedingt, daß durch den offenen RDB kein Druckaufbau im RDB möglich ist und somit die autarke Verriegelung TK unwirksam ist

und die RDB-Druckbegrenzung $\leq 8,8$ MPa entfällt. Ein weiterer Unterschied besteht darin, daß infolge des offenen RDB-Deckels Ereignisabläufe möglich sind, bei denen zwar der Störfall beherrscht wird, aber durch Ausdampfen von Wasser aus dem offenen RDB eine Kontamination des Reaktorgebäudes auftritt (im Ereignisablaufdiagramm gekennzeichnet durch b*). Im folgenden werden die einzelnen Funktionen des Ereignisablaufdiagramms im Vergleich zum Ereignis A4 erläutert:

Funktion R1: Wie bei Ereignis A4 (Bild 6.1)

Funktion C: Anstelle der autarken Verriegelung TH werden die S+E-Ventile beim Ausfall der Nachkühlung durch DDA der FD-Leitungen durch Handmaßnahmen geöffnet, um den Kühlkreislauf über die KOKA und Einspeisung mit dem TH-System herzustellen. Wie in Abschnitt 6.2.4 beschrieben, befindet sich für die Einrichtung der Funktion C ein Reaktorfahrer im gesicherten Bereich im Reaktorgebäude.

Funktion D1: Die Funktion D1 entspricht derjenigen beim Ereignis A4, wobei zu beachten ist, daß weniger Zeit zur Verfügung steht, da die Einspeisung vor Erreichen der Siedetemperatur im RDB erfolgen muß (1,3 bis 2,8 h). Die Einspeisung kann mit dem in Grundstellung stehenden TH-Strang (wobei die ND-Pumpe wieder elektrisch scharf gemacht werden muß) oder mit dem auf Abfahrkühlen eingefroren gewesenen Strang (wobei einige Armaturen erst schaltbar gemacht werden müssen) erfolgen. Eine Abschätzung zeigt, daß die zur Verfügung stehende Zeit für die erforderlichen Maßnahmen ausreicht. Werden die S+E-Ventile nicht geöffnet, wird nicht unterstellt, daß mit den ND-Pumpen eingespeist wird, da damit der RDB überspeist würde.

Funktion D2: Entspricht D3 beim Ereignis A4, jedoch steht weniger Zeit zur Verfügung (wie D1, ebenfalls ausreichend für die durchzuführenden Maßnahmen); da bei Phase III angenommen wird, daß an einem TH-Strang schon Revisionsarbeiten begonnen wurden, wird der 3. Strang als langfristig nicht verfügbar angesehen.

Funktion R2: Wie beim Ereignis A4 möglich, es steht jedoch mehr Zeit zur Verfügung (16 bis 31 h).

Funktion B3: Einspeisen bzw. Wärmeabfuhr durch ZUNA wurde im Ereignisablauf wie beim Ereignis A4 (Bild 6.4) als eigene Funktion eingesetzt, da mit dem ZUNA-System in dieser Betriebsphase wie beim Ereignis A4 bei offenen S+E-Ventilen (Erfolg Funktion C) eine Kontamination des Reaktorgebäudes noch verhindert werden kann.

Funktion D3: Wie beim Ereignis A4 entsprechend D4 möglich, aber geringere Einspeismenge erforderlich (7 bis 10 kg/s). Es sind zwei Fälle zu unterscheiden:

- Ausfall von Funktion C: zur Verfügung stehende Zeit 8 bis 12 h für Maßnahme D3
- Funktionieren von Funktion C: zur Verfügung stehende Zeit 16 bis 31 h für Maßnahme D3, da der wesentliche Ereignisablauf über R2 läuft.

6.3.5 Phase IV: Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlkette, Flutraum gefüllt, Saugen aus Absetzbecken

6.3.5.1 Ausfall von Komponenten in der Nachkühlkette (Ereignis A3; Ereignisablaufdiagramm in Bild 6.6)

In dieser Betriebsphase ist eine Nachkühlkette in der Betriebsart "Saugen aus dem Flutraum" in Betrieb und in dieser Betriebsart eingefroren (Flutraumsicherung). Ein weiteres verfügbares TH-System befindet sich in Betriebsbereitschaft, ebenfalls eingefroren in obiger Betriebsart.

Fällt die in Betrieb befindliche Nachkühlkette aus, kann ohne größere Schalthandlungen von der Warte aus das in Bereitschaft stehende System eingeschaltet werden (Funktion B1).

Da an der 3. Nachkühlkette Revisionsarbeiten ausgeführt werden, steht dieses System für die Nachwärmeabfuhr oder RDB-Bespeisung nicht zur Verfügung.

Erfolgt die Umschaltung auf das Bereitschaftssystem nicht bzw. fällt diese Nachkühlkette ebenfalls aus (z. B. durch Startversagen bzw. betrieblichen Ausfall der zur Wärmeabfuhr erforderlichen Pumpen), heizt sich das System RDB und Flutraum/Absetzbecken auf. Dabei wird unterstellt, daß die Schleuse zum Brennelement-Lagerbecken geschlossen ist. Infolge der weiter abgeklungenen Nachzerfallsleistung (Rechenansatz 0,25 bis 0,4 % für ca. 5 Tage seit Abschaltung, keine Wärmeverluste über Oberflächen und Strukturen berücksichtigt, ohne TA/TC) und des großen Wasserinventars (RDB ca. 600 m³, Flutraum ca. 1500 m³, Absetzbecken ca. 950 m³) dauert es mehr als 16 Stunden, bis Sieden erreicht wird. Kleinere Reparaturen ausgefallener Komponenten in den beiden betriebsbereiten Nachkühlsträngen sind zwar in dieser Zeit möglich, doch kann nicht davon ausgegangen werden, daß das dritte, in Revision befindliche System in dieser Zeit betriebsbereit gemacht werden kann.

Bleibt die Wiederherstellung der Nachwärmeabfuhr über TH ohne Erfolg, kann die Nachzerfallswärme des Reaktorkerns auch vom BE-Beckenkühlkreislauf TM durch Öffnen der Schleuse zwischen Brennelementbecken und Flutraum übernommen werden (Funktion B2).

Im Falle des Ausfalls der Wärmeabfuhr über das TM-System hängt der weitere Ereignisablauf davon ab, ob die Kondensationskammer in Revision oder verfügbar ist (Funktion B3).

Ist die Kondensationskammer für Revisionsarbeiten freigeschaltet, besteht infolge der langen, für Maßnahmen zur Verfügung stehenden Zeit (> 16 h) die Möglichkeit, daß die KOKA wieder soweit betriebsbereit gemacht werden kann, um wieder Wasser aufnehmen zu können (Funktion B4). Insbesondere können durch bereitgehaltene Blindflansche gegebenenfalls offene Ausspeisearmaturen in den TH-Saugleitungen provisorisch verschlossen werden. Wenn bei entleerter Kondensationskammer die KOKA-Entleerungsarmatur TM04S201 geöffnet werden soll, wird vorher gemäß Freischaltung die Auslaßöffnung in der KOKA durch eine Bodenabdichtung abgedichtet, so daß das Aufsetzen des Blindflanschs hier nicht die Bedeutung wie bei der TH-Armatur hat.

Der weitere Ereignisablauf hängt weiterhin davon ab, welcher Komponentenausfall (Ereignis A3 und B1) zum Ausfall der beiden Nachkühlketten geführt hat. Ist z. B. in einem Strang die ND-TH-Pumpe ausgefallen, stehen das TF- und das VE-System

weiter für die Wärmeabfuhr zur Verfügung (Nachwärmekühler funktionsfähig). Liegt die Ursache des Strangausfalles in den Ausfällen des TF- oder VE-Systems, ist die Nachwärmeabfuhr unterbrochen (Nachwärmeabfuhr ausgefallen). Mit der Funktion S1 wird deshalb die Wahrscheinlichkeit abgefragt, mit der der Ausfall im TF- oder VE-System liegt. Aus den vorliegenden Kombinationsmöglichkeiten ergibt sich, daß bei 11% (44%) der Ausfallmöglichkeiten das TF- und VE-System bei beiden Strängen (bei einem Strang) zur Verfügung steht.

Ist die Kondensationskammer verfügbar bzw. kann sie in der Zeit bis zum Sieden des Wassers im Flutraum wieder verfügbar gemacht werden, kann die Nachwärme durch Ablassen von Wasser aus dem Flutraum über den TH-Kühler und die KOKA-Sprühleitung bzw. die Füllpumpenmindestmengenleitung abgeführt werden (Funktion B5), wobei das ausgespeiste Wasser wieder ergänzt werden muß (Funktion D1).

Die Einspeisung mit zwei Primärfüllpumpen ist für die Abfuhr der Nachzerfallsleistung bei diesem Betriebszustand gerade ausreichend (wenn der Füllstand im Flutraum um ca. 3,5 m abgesenkt wird), um im RDB eine Temperatur $\leq 80^\circ \text{C}$ zu halten (Nachzerfallsleistung $\leq 0,4\%$, konservative Abschätzung ohne Wärmeverluste). Dabei wird vorausgesetzt, daß die Systeme TF und VE in beiden Strängen verfügbar sind.

Ist der Nachwärmekühler nur eines Stranges verfügbar, kann, um den Durchsatz der Füllpumpe zu erhöhen, der Füllstand im Flutraum weiter abgesenkt werden. Dadurch kann der Durchsatz über den Kühler erhöht werden, so daß auch eine Primärfüllpumpe für die Wärmeabfuhr ausreicht, um Sieden im RDB zu verhindern.

Beim Ausfall der Funktion B5 ist die Nachwärmeabfuhr über die S+E-Ventile oder die diversitären Bypass-Ventile einzurichten, wobei gegebenenfalls erst Stopfen in der FD-Leitung ausgedrückt werden müssen (Funktion S2, durchführbar mit den Systemen TH 20 und TH 30). Eventuell kann auch Überschußwasserabfahren über das TA-System erfolgreich sein (Funktion C). Einspeisen in den RDB (Funktion D1) ist bei Maßnahme C (wie bei Maßnahme B5) langfristig ebenfalls erforderlich und für die Abfuhr der Nachzerfallsleistung ausreichend.

Liegt in beiden Strängen ein Komponentenausfall im TF- oder VE-System vor (Entscheidung "nein" bei Funktion S1), kann mit den TH-Systemen keine Wärme aus dem System "RDB-Flutraum/Absetzbecken-KOKA" abgeführt werden. Nach ca. 17 h

(0,4% Nachzerfallsleistung) bis ca. 27 h (0,25% Nachzerfallsleistung) muß spätestens begonnen werden, die KOKA zu kühlen, um einen Ausfall der Einspeisung wegen zu hoher KOKA-Wassertemperatur zu verhindern. Da die TH-Stränge hierfür nicht zur Verfügung stehen, ist dies nur noch über einen der beiden Lagerbeckenkühler (Funktion H1) oder über ZUNA (Funktion H2) möglich.

Bei Ausfall der Einspeisung D1 können die Maßnahmen B5 und C nicht weiter ausgeführt werden und müssen aufgegeben werden, um einen zu hohen Flüssigkeitsverlust im System Flutraum / RDB zu verhindern. Da die Wärme aus dem Reaktor nicht abgeführt wird, erwärmt sich das Wasser, bis Sieden eintritt.

Infolge des hohen Wasserinventars von Flutraum und Absatzbecken dauert es sehr lange, bis nach Erreichen des Siedezustandes der gesamte Wasserinhalt bis zur Kernoberkante verdampft ist (mehrere Tage). Nachspeisen von Flüssigkeit zur Ergänzung des Verdampfungsverlustes bzw. Wiederherstellung des Nachkühlbetriebes (Funktion K) ist in diesem Zeitraum durchführbar. Der Ereignisablauf ist damit beherrscht, jedoch tritt, da Verdampfung aus dem Flutraum in das Reaktorgebäude nicht verhindert wird, Kontamination des Reaktorgebäudes auf.

6.3.5.2 Leckage des Flutkompensators

- **Ursache für das auslösende Ereignis
(Ereignisse L2 und L3; Ereignisabläufe in Bild 6.7 und 6.8)**

Der Flutkompensator stellt im eingebauten Zustand die Abdichtung des beim Brennelementwechsel gefluteten Flutraumes (mit dem seitlich angeordneten Absatzbecken) zum geöffneten Reaktordruckbehälter (RDB) sicher. Er wird nach dem Entfernen des RDB-Deckels auf den RDB-Flansch aufgesetzt und mit 18 der 72 RDB-Deckelschrauben verschraubt. Jeweils eine Doppeldichtung (zwei Dichtringe) mit Leckageüberwachung dichtet den Flutkompensator gegenüber dem RDB-Flansch und den Flutraumabsatz ab.

Tritt während des Brennelementwechsels am Flutkompensator ein Leck auf, geht aus dem System Flutraum/Absatzbecken Wasser verloren, wobei sich das Leckwasser im Sicherheitsbehältersumpf sammelt. Wird das ausströmende Wasser nicht bzw. nicht

ausreichend ergänzt (Wasserverlust größer als die maximale Zusp eisung mit dem Spülsystem TD 99 mit 2 x 28 kg/s), fällt der Füllstand des Flutraumes, des offen damit verbundenen Absatzbeckens und ggf. des BE-Lagerbeckens (bei offenem Schwenkschutz) ab. Der absinkende Füllstand führt beim Abfall unterhalb der Ansaugöffnungen der TH-Flutraum-Saugleitungen zur Schutzabschaltung des in Betrieb befindlichen TH-Stranges (über Durchsatz TH-Strang < min.) und somit zur Unterbrechung der Wärmeabfuhr aus dem RDB über die Nachkühlkette.

Ein Versagen des Flutkompensators, der zum Wasserverlust aus dem Flutraum führt, könnte durch folgende Ereignisse eintreten:

- Werkstoffermüdung des Wellrohrs
- Versagen der Ringabdichtungen
- Beschädigung durch schwere Lasten oder Lastabstürze
- Störfall-Lasten in Verbindung mit Auslegungsfehlern

Eine Werkstoffermüdung des Wellrohres ist am ehesten zu erwarten im Bereich der Schweißnaht am Übergang des 2,5 mm dicken Wellrohrbleches zum 10 mm dicken Mantelrohr. Ein durch Materialermüdung entstandener Riß in diesem Bereich könnte zu einem Leck des Kompensators führen.

Durch Beschädigung bei der Montage, Montagefehler oder Materialversagen könnte ein Leck am Flutkompensator im Bereich der Ringdichtungen am Flutraumabsatz oder am RDB-Flansch auftreten. Durch die Leckageüberwachung des Raumes zwischen den beiden Dichtringen können jedoch sich anbahnende Leckagen erkannt und Gegenmaßnahmen ergriffen werden. Der Spalt zwischen Kompensator und Flutraumabsatz bzw. RDB-Flansch beträgt 30 mm. Dieser Querschnitt würde aber nur frei, wenn beide Dichtringe vollständig versagen würden.

Leckagen durch Beschädigung, z. B. durch Abstürze auf das Oberteil des Flutkompensators oder durch seitliches Dagegenschlagen im Wellrohrteil, können praktisch zu keiner Leckage führen. Die waagerechte ringförmige Platte des Oberteils besteht aus einem 20 mm dicken Stahlblech, so daß z. B. ein abstürzendes Brennelement keine Beschädigung verursachen kann. Das Wellrohrteil ist innen durch eine zylindrische 6 mm dicke Blechschürze gegen mechanische Beschädigung geschützt. Leckagen,

verursacht durch mechanische Einwirkungen, sind deshalb weitgehend ausgeschlossen.

Der Flutkompensator ist gegen Belastungen aus dem Normalbetrieb, überlagert mit den Störfällen Auslegungserdbeben, Sicherheitserdbeben, Flugzeugabsturz und äußere Explosion ausgelegt, wobei für den Normalbetrieb das Eigengewicht, der Wasserdruck und eine zusätzliche Flächenlast oder Einzellast zugrunde gelegt wird. Diese Belastungen führen daher zu keinem Versagen des Flutkompensators. Erst angenommene Lasten, die diese Auslegungslasten überschreiten, oder unentdeckte Auslegungs- oder Fertigungsmängel führen zu einem Versagen des Kompensators. Das Zusammentreffen dieser ungünstigen Umstände während des Zeitraumes, in dem der Flutraum gesetzt ist, ist äußerst unwahrscheinlich, so daß Leckagen hieraus weitgehend ausgeschlossen sind.

Zusammenfassend ist festzustellen, daß aus den vorgenannten Versagensarten als wahrscheinlichste Ausfallursache für ein Flutkompensatorleck eine Werkstoffermüdung des Wellrohres an der Verbindungsstelle zum Mantelrohr (Schweißnaht) oder ein durch Montagefehler bedingtes Versagen der Dichtringe verbleiben. Es wird daher von einem mittleren Leck (100 cm², entsprechend ca. 100 kg/s anfänglicher Ausströmrates, Ereignis L2) und von einem großen Leck (1000 cm², entsprechend ca. 1000 kg/s, Ereignis L3) am Kompensator ausgegangen.

■ Ereignisablaufanalyse

Bei einem Versagen des Flutkompensators ergeben sich auch bei unterschiedlichen Leckgrößen weitgehend identische Ereignisabläufe, sobald das Leck nicht mehr mit dem Spülwassersystem TD 99 überspeisbar ist. Die einzigen Unterschiede resultieren aus dem unterschiedlichen Zeitverlauf für den Anstieg des Wassers im Sicherheitsbehältersumpf.

Beim unterstellten großen Leck wird nach wenigen Minuten das Niveau der Hauptschleuse erreicht (-3,50 m), so daß das Schließen der Schleuse von Hand vor Ort als nicht sehr zuverlässig angesehen wird (Funktion S2 im Ereignisablaufdiagramm), während dies bei einem mittleren Leck noch durchführbar ist. Auch wenn die beiden im Sicherheitsbehältersumpf installierten Tauchpumpen zur Rückförderung des Wassers in die KOKA sofort gestartet würden, würde dies am Zeitverlauf beim großen

Leck wegen der im Verhältnis zur Leckausströmung nur geringen Fördermenge praktisch nichts ändern. Im Ereignisablaufdiagramm wird deshalb hierauf nicht gesondert eingegangen.

Tritt das große Leck ein, wenn die Kondensationskammer für Revisionsarbeiten entleert ist (Funktion B), ist aufgrund der kurzen Zeit (ca. 1/2 h), in der im Sicherheitsbehälter das Niveau der Überlaufrohre zur Kondensationskammer (+2,62 m) durch den Anstieg des Wassers erreicht wird (bis zum Schließen von ggf. offenen Armaturen in der TH-Saugleitung zur KOKA ist infolge der ca. 1 m über dem KOKA-Boden liegenden Austrittsöffnung noch etwas mehr Zeit vorhanden), das erfolgreiche Verschließen der KOKA (Funktion B2) unwahrscheinlicher als beim kleinen Leck, bei dem wesentlich mehr Zeit zur Verfügung steht. Die übrigen Funktionen bzw. Maßnahmen der Ereignisabläufe sind weitgehend unabhängig von der Größe der Leckausströmung.

Die wesentlichen Maßnahmen, die bei einem Wasserverlust aus dem Flutraum durchgeführt werden müssen, sind in Schichtanweisungen beschrieben.

Das Eintreten des Wasserverlustes aus dem Flutraum ist durch verschiedene Anzeigen, Meldungen und Schutzschaltungen erkennbar, wie z. B. Erkennen durch das Personal, das sich zum Wechseln der Brennelemente vor Ort befindet, über den Monitor in der Warte, Füllstandsanzeigen und -meldungen sowie Schutzabschaltung des TH-Systems. Das Bemerkens der Leckage kann deshalb gegenüber den aktiven Maßnahmen vernachlässigt werden.

Als erste Sofortmaßnahme nach Erkennen des Wasserverlustes aus dem Flutraum ist von der Warte aus die Hauptschleuse XC zu schließen (Funktion S1), um das Ausströmen von Wasser aus dem SB zu verhindern und für die weitere Nachkühlung zur Verfügung zu halten. Gemäß BHB ist es zulässig, beim Anlagenstillstand während des Zustandes "RDB geöffnet und Flutraum gefüllt" beide Türen der Hauptschleuse geöffnet zu halten. Es ist jedoch sicherzustellen, daß bei Leckagen im SB die Hauptschleuse rechtzeitig geschlossen wird. Hierzu wird das Schließen der Schleuse wöchentlich getestet (bei entleerter KOKA täglich) und überwacht, daß keine den Schließvorgang behindernden Gegenstände in der Schleuse verbleiben (Monitor auf der Warte). Während des Aus- und Einbaus von RDB-Einbauten mit dem Reaktorgebäudekran (105 Mg) ist eine Tür der Hauptschleuse geschlossen zu halten. Für die Dichtfunktion ist das Schließen einer Schleusentür ausreichend.

Im Falle des kleinen (großen) Lecks erreicht das im SB-Sumpf sich ansammelnde Wasser nach ca 1 h (5 bis 10 min) das Niveau der Hauptschleuse. Schließen von Hand bei Versagen des Schließens von der Warte aus wird deshalb nur bei kleinen Lecks angenommen.

Beim Erfolg der Funktion S1 oder S2 hängt der weitere Ereignisablauf im wesentlichen davon ab, ob die Kondensationskammer in Revision oder verfügbar ist (Funktion B1).

Ist die Kondensationskammer verfügbar bzw. kann sie in der zur Verfügung stehenden Zeit verfügbar gemacht werden (Funktion B2; im wesentlichen sind hierzu bei ggf. ausgebauten KOKA-Erstabsperrarmaturen die bereitliegenden Deckel zum Abdichten der Armaturen aufzusetzen und die DDA-Armaturen der KOKA-Entleerung zu schließen), kann über S+E-Ventile durch Ausspeisen in die KOKA (Funktion C1) und Einspeisen mit einer ND-Pumpe eines Nachkühlsystems in den RDB (Funktion D1) die Nachwärme abgeführt werden. Bevor dies möglich ist, muß jedoch ggf. der wegen Revisionsarbeiten an den Frischdampfarmaturen in die FD-Leitungen eingesetzte Stopfen durch Notausdrücken mit dem TH-System (TH 20 oder TH 30) ausgedrückt werden (Funktion S3). Die Anweisungen hierzu und zum Öffnen der S+E-Ventile sind in einer Schichtanweisung festgelegt. Zum Stopfenausdrücken sind umfangreiche Vorbereitungen und Schalthandlungen erforderlich, und es können erforderliche Systeme wegen Revisionsarbeiten unverfügbar sein, während das Öffnen der S+E-Ventile (Funktion C1) eine relativ einfache Maßnahme ist. Anstelle des Öffnens von S+E-Ventilen kann auch Überschußwasserabfahren mit TA eine ausreichende Maßnahme zum Einspeisen in die KOKA sein (Funktion C2).

Für die Einspeisung aus der KOKA in den RDB stehen zwei TH-Stränge zur Verfügung (Funktion D1 und D2). Beim Ausfall von D1 (Einspeisen mit einer von zwei TH-ND-Pumpen) ist das Einspeisen mit einer von zwei Füllpumpen (Funktion D2) möglich, wobei jedoch die Wärme aus der KOKA z. T. über weitere Maßnahmen abgeführt werden muß (Funktion H1 oder D3), da der Nachwärmekühler durch Ausfälle im TF- oder VE-System nicht mehr funktionsfähig sein kann.

Die Funktion H1 beinhaltet bei Erfolg der Funktion D2 die Abfuhr der Nachzerfallsleistung durch Kühlen der KOKA über die KOKA-Entleerungspumpe und einen Lager-

beckenkühler oder über einen funktionierenden Nachkühler. Die Funktion D3 stellt eine weitere Kühlmöglichkeit dar, wenn das geplante ZUNA-System realisiert ist.

Beim Versagen vorgenannter Maßnahmen (D1 bis D3) ist Sieden im Reaktor mit dadurch bedingter Kontamination des Reaktorgebäudes nicht zu verhindern, doch kann durch Nachspeisen in den RDB gemäß Störfall-Leitschema mit weiteren Systemen (YE, TE, VE/TH etc.) der Kern bedeckt gehalten werden (Funktion D4) bzw. als Notfallmaßnahme von oben in den offenen Reaktor eingespeist werden (Funktion D5).

Ist die Kondensationskammer für Revisionsarbeiten entleert (Funktion B1) und kann sie nicht betriebsbereit gemacht werden (Funktion B2), ist die Abfuhr der Nachzerfallswärme über die S+E-Ventile nicht möglich. Sind die Abfahrkühlschieber eines TH-Stranges verfügbar, kann nach dem Ausdrücken des Stopfens in der entsprechenden FD-Leitung der Abfahrkühlbetrieb über Saugen aus der FD-Leitung mit diesem TH-Strang hergestellt werden (Funktion B3). Die hierfür benötigten Komponenten können jedoch teilweise in Revision sein. Diese Maßnahme ist grundsätzlich auch bei Verfügbarkeit der Kondensationskammer eine Alternative zum Öffnen von S+E-Ventilen.

Bei nichtverfügbarer Kondensationskammer und Ausfall von Funktion B3 sind nur mehr die oben schon beschriebenen Maßnahmen D4 und D5 möglich (mit Kontamination des Reaktorgebäudes auch bei Erfolg dieser Maßnahmen).

Kann die Hauptschleuse XC auf -3,50 m im Reaktorgebäude nicht geschlossen werden (Ausfall Funktion S1 und S2), wird der Reaktorgebäude-Ringraum im Bereich der Hauptschleuse überflutet, bis sich ein Gleichgewichtsfüllstand mit dem Sicherheitsbehälter einstellt. Der Füllstand wird jedoch unterhalb der Kote $\pm 0,00$ m bleiben, so daß eine Überflutung der TH-Compartments nicht zu befürchten ist. Es ergeben sich daher, bis auf den Entfall der Funktion B2 (KOKA wieder in Betrieb nehmen), die gleichen Ereignisabläufe wie beim Erfolg der Funktion S1 oder S2, jedoch mit dem Unterschied, daß beim beherrschten Ereignis das Reaktorgebäude überflutet ist.

Ist die Kondensationskammer für Revisionsarbeiten entleert, füllt sie sich bei offener Hauptschleuse nicht von selbst über die Überlaufrohre, da das Niveau der Überlaufrohr-Unterkante bei +2,62 m nicht erreicht wird. Im Ereignisablauf wird deshalb die Funktion B2 als ausgefallen angesehen. Langfristig kann die KOKA jedoch über die

Tauchpumpen im SB-Sumpf mit Deionat (UD), Spülwasser (TD 99) oder mit Donauwasser über VE 20 wieder gefüllt werden, so daß dann die Kondensationskammer wieder in Betrieb genommen werden kann.

Zur Abrundung der Betrachtungen zum Flutkompensatorleck sollen noch einige Anmerkungen zu den Auswirkungen dieses Lecks auf das Brennelement-Lagerbecken gemacht werden. Wie zu Beginn dieses Kapitels erwähnt, fällt beim Flutkompensatorleck auch der Füllstand im Lagerbecken ab, wenn zum Zeitpunkt des Störfalleintritts das Schwenkschütz zwischen Lagerbecken und Flutraum geöffnet ist. Dies führt zu Füllstandsmeldungen der Lagerbeckenabsicherung und, wenn das Schütz nicht rechtzeitig geschlossen wird, zur Schutzabschaltung der Beckenkühpumpen. Vom Personal, das den BE-Wechsel vor Ort vornimmt, würde der Füllstandsabfall sofort bemerkt und das Schwenkschütz geschlossen werden. Bei größeren Lecks würde das Schütz möglicherweise auch ohne Betätigung alleine durch die Strömung schließen. Aber auch bei offenem Schwenkschütz bliebe bei entleertem Flutraum das Lagerbecken ausreichend gefüllt, da die Öffnung zum Flutraum geodätisch so hoch angeordnet ist, daß im Lagerbecken ein die Brennelemente noch ausreichend überdeckender Füllstand erhalten bleibt. Das bis zum Schließen des Schütz aus dem Lagerbecken in den Flutraum ausgelaufene Wasser kann mit den Systemen TD 99 oder UD oder aus der Kondensationskammer wieder ergänzt und das ggf. durch Schutzabschaltung abgeschaltete Beckenkühlsystem (TM) wieder in Betrieb genommen werden. Die Auswirkung des Flutkompensatorlecks auf das BE-Lagerbecken wird daher als nicht relevant eingeschätzt.

6.3.5.3 Ausfall von Stopfen oder Platten bei Arbeiten an Erstabsperrarmaturen (Ereignis L4; Ereignisablaufdiagramm in Bild 6.9)

■ Ursache für das auslösende Ereignis

Um während des Brennelementwechsels bei geflutetem Flutraum Revisionsarbeiten an den Erstabsperrarmaturen des RDB in den Systemen RA, TA, RL, TK und TH ausführen zu können, werden die Leitungen vom RDB zu diesen Armaturen durch Setzen von Stopfen (RA- und TA-Stutzen) bzw. Platten (RL- und TH-Stutzen) vom RDB aus abgedichtet. Das Setzen der Stopfen bzw. Platten ist für Arbeiten an folgenden Armaturen erforderlich:

- In den vier Frischdampfleitungen für die Armaturen RA11/21/31/41S101 (DN 600) und RA01S101 (DN 300, Abzweig von RA11) (engster Querschnitt im Frischdampfstutzen für Durchflußbegrenzung 365 mm) sowie für die anschließenden TK-Leitungen mit den 11 S+E-Ventilen und den diversitären Bypass-Ventilen,
- in den vier Speisewasserleitungen für die Armaturen RL15/25/35/45S101 (DN 450) sowie für die in die Speisewasserleitungen (RL15-35) einmündenden drei TH-ND-Einspeiseleitungen mit den Armaturen TH13/23/33S104 (DN 450),
- in den zwei TH-HD-Einspeiseleitungen für die Armaturen TH14S104 in einer Leitung (DN 250) sowie für TH24/34S104 (DN 250), die über eine gemeinsame Leitung (DN 350) in den RDB einspeisen, und
- in der TA-Ausspeiseleitung für die Armaturen in den abzweigenden Leitungen TA11/21S101 (DN 150), TA11/21S203 (DN 15) und TA04S101 (DN 50).

Vor Beginn der Revisionsarbeiten an diesen Armaturen werden mit der Stopfensetzmaschine vom RDB aus die Stopfen bzw. Platten in die entsprechenden Stutzen eingesetzt. Nach Beendigung der Arbeiten werden sie mit der gleichen Vorrichtung wieder entfernt; im Notfall können sie jedoch auch durch Aufbringen eines Überdrucks in der Leitung ausgedrückt werden.

Gehalten werden die Abdeckungen durch spezielle Verschlüsse, die die Stopfen oder Platten fest an die Stutzen anpressen. Außerdem werden die Abdeckungen zusätzlich durch den Wasserdruck gegen die RDB-Wand gepreßt.

Als Versagensmöglichkeit ist vorstellbar, daß durch den Absturz einer schweren Last (z. B. Stopfensetzmaschine) eine Platte oder ein Stopfen aus der Verankerung gerissen und dadurch der volle Querschnitt des Anschlußstutzens frei wird. Die Kraft, die durch Dagegenstoßen mit der BE-Wechselmaschine auf die Abdeckung ausgeübt wird oder mit der über das Seil auf die Stopfen eingewirkt werden kann, wird als nicht ausreichend angesehen, um ein Versagen zu bewirken.

Der Ausfall einer Abdeckung führt nur dann zu einer Leckage, wenn gleichzeitig gerade bei dieser Leitung an der offenen Erstabspernung gearbeitet wird. Dies ist

dann der Fall, wenn die Armatur gerade ein- bzw. ausgebaut oder der Ventilsitz bearbeitet wird. Pro Armatur wird diese Zeitspanne zu ca. einem Tag abgeschätzt, wobei zu beachten ist, daß pro BE-Wechsel ca. sechs bis zehn Erstabsperungen geöffnet werden. Kleinere Leckagen an diesen Abdeckungen, z. B. durch Versagen von Dichtungen, werden als nicht relevant eingeschätzt und im folgenden nicht weiter berücksichtigt.

■ Ereignisablaufanalyse

Ein durch Stopfen- oder Plattenversagen verursachtes Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters führt zu Ereignisabläufen, die weitgehend mit jenen eines Flutkompensatorlecks (siehe Ereignis L2 und L3 in Bild 6.7 und 6.8) vergleichbar sind. An die einzuleitenden Gegenmaßnahmen stellt das Plattenversagen an einem Speisewasserstutzen die vergleichbar höchsten Anforderungen, da bezüglich Leckgröße und geodätischer Lage zum RDB die ungünstigsten Bedingungen vorliegen. Für die folgende Betrachtung wird deshalb das Versagen einer Abdeckplatte an einem Speisewasserstutzen als das relevante Ereignis dieser Ereignisgruppe zugrunde gelegt.

Bei einem Plattenversagen an einem Speisewasserstutzen stellt sich anfangs eine Leckausströmung ein, die in vergleichbarer Größenordnung liegt wie beim großen Flutkompensatorleck, so daß die Bedingungen für das Schließen der Hauptschleuse und die Inbetriebnahme der entleerten Kondensationskammer etwa gleich sind. Im Unterschied zum Flutkompensatorleck sinkt der Füllstand im RDB beim Plattenversagen bis auf das Niveau der offenen Erstabsperung bzw. die Stutzhöhe im RDB (Füllstand ca. 12 m) ab, so daß nach dem Aufsetzen des bereitliegenden Blindflansches zum Abdichten der Armaturen (Funktion B3) der Füllstand im RDB erst wieder angehoben werden muß, bevor Abfahrkühlen über die RA-Leitung möglich ist (Funktion B4). Infolge der weiteren Füllstandsabsenkung als beim Flutkompensatorleck ergeben sich kürzere Aufheizzeiten. Für die Bewertung der Gegenmaßnahmen ist dies jedoch nicht von entscheidender Bedeutung, da für die kurzfristigen Maßnahmen die Größe der Leckausströmung das entscheidende Kriterium ist.

Das Aufsetzen des Blindflansches auf die geöffnete Armatur (Funktion B3) ist eine für den weiteren Ereignisverlauf entscheidende Maßnahme, da die meisten Funktionen davon abhängen, daß die Leitung wieder verschlossen wird. Beim Versagen von Funktion B3 bleiben nur mehr die Funktionen D3 und D5, um den Störfall noch zu

beherrschen. Ist die Funktion B3 erfolgreich, ergeben sich in Folge die gleichen Ereignisabläufe wie beim Flutkompensatorleck (siehe Ereignis L2), da der Wasserinhalt der Kondensationskammer nicht ausreicht, um das Volumen Absetzbecken/Flutraum wieder zu füllen.

6.3.5.4 Lastabsturz auf den Reaktordruckbehälter

Zu einem Lastabsturz auf den Reaktordruckbehälter (RDB) kann es beim Versagen von Hebezeugen oder durch Handhabungsfehler beim Transportieren von folgenden Komponenten kommen:

- RDB-Deckel
- Dampftrockner
- Dampfabscheider
- Betonriegel
- Stopfensetzmaschine

Der Absturz der Stopfensetzmaschine und von hier nicht bezeichneten kleinen Teilen kann im ungünstigsten Fall zu lokal begrenzten Schäden an Brennelementen führen; die Kühlfähigkeit des Kerns wird durch den Absturz nicht unzulässig beeinträchtigt. Aus diesen Gründen werden diese Ereignisse hier nicht näher behandelt.

Bei den anderen angeführten Komponenten war zu untersuchen, ob durch einen Absturz die RDB-Stanzarge und damit für die Nachwärmeabfuhr benötigte Rohrleitungen unzulässig beschädigt werden. Hierzu wurden für die schwerste Komponente, nämlich den RDB-Deckel (115 Mg), in /GRS 91/ die möglichen Auswirkungen eines Absturzes ermittelt. Es wurde dabei errechnet, daß zwar die Stanzarge möglicherweise plastisch verformt wird, aber die angeschlossenen Rohrleitungen die Verschiebung im Zentimeterbereich problemlos aufnehmen können, ohne beschädigt zu werden.

Hieraus kann abgeleitet werden, daß auch der Absturz der leichteren Komponenten zu keinen Schäden an den Rohrleitungen und damit zu keiner Beeinträchtigung der Kühlbarkeit des Reaktorkerns führt.

6.3.5.5 Leck im Reaktordruckbehälterboden

Neben den schon in den vorangestellten Abschnitten behandelten Leckagen in den RDB-Anschlußleitungen und Kühlsystemen kann es auch zu Leckagen an den Durchführungen durch den RDB-Boden kommen. Hier wurden folgende auslösenden Ereignisse betrachtet:

Leckagen in den Durchführungen für die

- Zwangsumwälzpumpen
- Steuerstabantriebe
- Meßlanzen

Das hier zu betrachtende unerwünschte Ereignis ist eine Leckage, die nicht oder nicht ausreichend schnell nachgespeist werden kann.

Die Abdichtung der drei Durchführungsarten erfolgt einerseits über die Dichtungselemente, die von außen am RDB befestigt sind, und andererseits durch einen Dichtsitz innerhalb des RDB.

Diesen inneren Dichtsitz bildet bei den Durchführungen für die Meßlanzen die Lanze. Bei den anderen Durchführungen ist der innere Dichtsitz erst nach Absinken des Laufrades der Umwälzpumpe oder Fahren des Steuerstabs in die tiefste Stellung gewährleistet, was vor Ausbau der außenliegenden Dichtung über Anweisung sichergestellt ist. Vor Ausbau der innerhalb des RDB befindlichen Komponenten wird die außenliegende Abdichtung von einem Dichttopf oder, bei der Steuerstabdurchführung, von einem Dichtflansch übernommen.

Da die Prinzipien, mit denen die Abdichtung der Durchführungen erfolgt, vergleichbar sind, sollen hier beispielhaft die Versagensmöglichkeiten der Dichtung für die größte Durchführung behandelt werden.

■ **Mögliche Leckagen bei Revisionsmaßnahmen**

- Vorbemerkung

Die revisionsbedingten Montagemaßnahmen an den Zwangsumwälzpumpen können in zwei Abschnitte eingeteilt werden:

- Montage- bzw. Demontageschritte zur Inspektion von Dichtungen und sonstigen Verschleißteilen
- Kompletter Ausbau der Zwangsumwälzpumpen

Die möglichen Reaktorkühlmittel-Leckagen, die bei diesen Maßnahmen aufgrund von Störfällen oder Montagefehlern unterstellt werden können, werden im folgenden dargestellt.

- Ausbau von Dichtungen und Verschleißteilen

Alle Demontageschritte, die zum Ausbau der Dichtungspatrone sowie der weiteren Verschleißteile (z. B. Kohlelager) notwendig sind, werden unterhalb des Reaktordruckbehälters von außen durchgeführt.

Die Abdichtung des Reaktordruckbehälters wird vor dem Ausbau der Dichtungspatrone von der Reparaturdichtung übernommen. Diese Reparaturdichtung ist ein konischer Dichtsatz zwischen Welle und Leitapparat, der durch Absenken der Welle geschlossen wird. Die Welle wird sowohl vom Eigengewicht wie von der darüberstehenden Wassersäule in den Dichtsitz hineingedrückt. Außerdem ist die Welle ständig bei allen Arbeitsschritten in dieser Dichtposition fixiert. Dies geschieht wechselweise und überlappend in Abhängigkeit von den jeweiligen Arbeitsschritten durch eine Mittenverspannung oder eine seitlich angreifende Wellenhalterung.

Wenn man einen Montagefehler oder eine Störung im Arbeitsablauf unterstellt, durch die die Welle aus dem Dichtsitz herausgehoben werden könnte, würde zwischen der Welle und dem Tragrohr ein Ringspalt als Leckquerschnitt entstehen, der ungefähr einer Rohrleitung der Nennweite DN 50 entspricht.

Die Inspektion und der Austausch der Wellendichtungen erfolgt routinemäßig nach zwei Betriebszyklen. Diese Revisionsmaßnahme wird also in jedem Brennelement-

wechsel jeweils an vier Zwangsumwälzpumpen durchgeführt. Die Inspektion der sonstigen Verschleißteile wird in der Regel in Verbindung mit der Dichtungsinspektion vorgenommen.

- Kompletter Ausbau der Zwangsumwälzpumpen

Die komplette Pumpendemontage beinhaltet neben den Montageschritten, die für die vorstehend beschriebenen Maßnahmen notwendig sind, den Ausbau des sogenannten Hydraulikteils. Das Hydraulikteil besteht aus dem Pumpenläufer (Welle und Laufrad), Leitapparat und Tragrohr.

Die Demontage des Hydraulikteils ist routinemäßig aus pumpenspezifischen Instandhaltungsgründen nicht erforderlich, da der Ausbau der üblichen Verschleißteile nach unten aus dem RDB-Pumpenstutzen erfolgen kann. In der bisherigen Betriebszeit der Anlage KRB II, Block B und C (2 x 7 Jahre seit der ersten Kritikalität) wurden lediglich zwei Pumpendemontagen in Block B durchgeführt. Die Ursache dieser Demontagen waren notwendige Inspektionen im unteren RDB-Bereich aufgrund abgerissener Armaturenschrauben.

Die Abdichtung des RDB-Pumpenstutzens erfolgt für diese Ausbausituation durch einen Dicht- und Ablaßtopf. Der Dichttopf wird mit vier Schrauben (M 30) an dem Pumpenstutzen bzw. Dichtungsgehäuse befestigt, der Ablaßtopf wird mittels acht Schrauben (M 16) mit dem Dichttopf verbunden. Am Dicht- und Ablaßtopf ist jeweils eine Entwässerungsarmatur DN 15 angeflanscht.

Der Dicht- und Ablaßtopf wurde aus dem austenitischen Werkstoff 1.4541 hergestellt. Sie wurden für den Auslegungsdruck 0,6 MPa und die Auslegungstemperatur 100 °C dimensioniert. Die betrieblichen Belastungsdaten betragen dagegen 0,3 MPa und 20 - 30 °C. Aufgrund einer Überdimensionierung der drucktragenden Bauteile weisen der Dicht- und Ablaßtopf im relativ schwächsten Teil (Verschraubung Dichttopf - Ablaßtopf) eine zusätzliche Auslegungssicherheit um den Faktor 3 bzw. gegenüber den betrieblichen Belastungen um den Faktor 6 auf. Eine ausreichende Versagenssicherheit ist aufgrund einer anderen Spannungsbegrenzung selbst für störfallbedingte Belastungen (z. B. Druckwellen u. ä.) gegeben, die dem neunfachen des Auslegungsdruckes bzw. dem achtzehnfachen des Betriebsdruckes entsprechen.

Für mögliche Leckagen während der Montage des Dicht- und Abblaßtopfes gelten die Aussagen bezüglich des Ausbaus der Dichtungen, da in diesem Stadium noch die Reparaturdichtung in Funktion ist. Erst nach vollständigem Einbau des Dicht- und Abblaßtopfes wird das Pumpenhydraulikteil nach oben aus dem RDB-Pumpenstutzen herausgezogen. Zu unterstellende Leckagen aufgrund von defekten Dichtungen oder nicht ordnungsgemäßer Montage würden sich als Tropfleckagen auswirken oder wären der Leckgröße von schadhafte Kleinleitungen zuzuordnen.

Für die weiteren Betrachtungen wird konservativ ein Versagen des relativ schwächsten Querschnittes unterstellt, nämlich ein Abriß des Abblaßtopfes. Dabei wird ein kreisförmiger Leckquerschnitt mit dem Durchmesser 146 mm frei, durch den Reaktorkühlmittel ausströmen kann.

- Auswirkungen der Leckagen am RDB-Boden

Aus den vorgehenden Ausführungen leiten wir für die Einordnung der Ereignisabläufe ab, daß ein technisches Versagen der inneren und gleichzeitig auch der äußeren Abdichtung sowie durch grobe Mißachtung der bestehenden Betriebsvorschriften praktisch nicht zu erwarten ist.

Ein Nachkühlsystem ist in der Lage, die betrachteten Leckagen zu überspeisen. Der ungünstigste Fall für diesen Ereignisablauf liegt vor, wenn einmal in vier Brennelementwechseln die Kondensationskammer entleert ist und eine Leckageergänzung über die Nachkühlsysteme erst nach Wiederfüllen der Kondensationskammer und Umschalten des Nachkühlstranges auf RDB-Bespeisung möglich ist. Neben dem Umschalten eines Nachkühlstranges auf RDB-Bespeisung muß, damit das über die Leckage austretende Wasser über die Überlaufrohre in die Kondensationskammer gelangen kann, die Hauptschleuse rechtzeitig geschlossen werden.

6.3.5.6 Notstromfall

Der Ausfall der Energieversorgung kann bei allen Anlagenzuständen auftreten. Grundsätzliche Unterschiede zum Leistungsbetrieb ergeben sich erst bei abgeschalteter Anlage und RDB-Temperaturen $< 150^{\circ}\text{C}$. In diesem Zustand können Komponenten der Energieversorgung außer Betrieb genommen werden. Untersucht wurde der

Notstromfall in der Phase IV, weil, bedingt durch den langen Zeitraum sowie durch Revisionsarbeiten, Fehlschaltungen, die einen Notstromfall auslösen können, in dieser Phase am wahrscheinlichsten sind. Zufällige Notstromfälle sind durch die Betrachtungen zum Leistungsbetrieb abgedeckt, da dieser die schärfsten Anforderungen an die Systemfunktionen stellt.

■ **Auslösendes Ereignis**

Als auslösendes Ereignis wurde der Ausfall der gesamten Notstromversorgung, Redundanz 1 bis 3 eines Blockes, länger als ca. 8 bis 10 Stunden angenommen. Als einleitendes Ereignis wurde der Ausfall der netzseitigen Versorgung angenommen.

■ **Zustände der Energieversorgungsanlage**

Bei der Blockrevision darf entsprechend den Festlegungen im Betriebshandbuch ein Strang der Redundanzen 1 bis 3 und einer der Redundanzen 4 und 5 für Wartungsarbeiten freigeschaltet werden. Außerdem dürfen zwei der drei Netzanschlüsse (zwei Haupt- und ein Notstrom-Netzanschluß) freigeschaltet werden.

In der Regel sind bei einer Blockrevision ein Strang für ca. 10 Tage, die übrigen Stränge zeitlich versetzt ca. 6 Tage freigeschaltet. Schalt- und Verteilungsanlagen können in einem Anforderungsfall in der Regel kurzfristig (wenige Stunden bis ein Tag), die Dieselaggregate in 2 Tagen, maximal in sieben Tagen (Dieseltausch) wieder in Betrieb genommen werden, sofern ein Ersatzaggregat verfügbar ist.

Bezüglich der Zustände der Netzeinspeisungen sind folgende Fälle zu unterscheiden:

■ **Notstromfall im in Revision befindlichen Block**

Bei einem Notstromfall in einem Block und einem unterstellten Ausfall der nicht freigeschalteten Notstromdieselaggregate kann der gesamte Notstrombedarf (Zuschaltung durch Handmaßnahmen innerhalb 1 - 2 h) über die 10-kV-Kupplungen vom Nachbarblock bezogen werden. Die Zuverlässigkeit dieser Kupplungen einschließlich der Handbetätigung wird als sehr hoch eingestuft.

■ **Notstromfall in beiden Blöcken**

- 110-kV-Reserve-Netzanschluß verfügbar

Schaltanlagen BN und BR verfügbar:

Es erfolgt eine automatische Umschaltung der 10-kV-Notstromschienen auf diesen Netzanschluß. Die Notstromdieselaggregate stehen in Bereitschaft.

Schaltanlage BN oder BR freigeschaltet:

Es erfolgt eine automatische Umschaltung von mindestens einem der nicht freigeschalteten Stränge der Redundanzen 1 bis 3. Abhängig von der Kombination der Freischaltung ist eine Umschaltung des Stranges 4 bzw. 5 möglich.

- 110-kV-Reserve-Netzanschluß nicht verfügbar

Ein Startversagen eines Notstromdieselaggregates führt zum Ausfall des zugehörigen Notstromdieselstranges.

Schaltanlagen BN und BR verfügbar:

Durch Handmaßnahmen (1 - 2 h) können die beiden Notstromdieselaggregate des Blockes A über die Schaltanlagen BN und BR auf einzelne Notstromstränge geschaltet werden. Eine eingeschränkte Versorgung ist möglich, die jedoch für die 380-V/660-V-Verbraucher bei Stillstand der Anlage ausreicht. Außerdem kann durch den 20-kV-Kabelanschluß oder durch gegenseitige Versorgung der 10-kV-Notstromversorgung der Anlage eine ausreichende Versorgung sichergestellt werden (Notfallmaßnahmen).

Schaltanlage BN oder BR freigeschaltet:

Während der Blockrevision darf auch eine Revision der 10-kV-Schaltanlage BN oder BR durchgeführt werden. Ein gleichzeitiges Freischalten beider Schaltanlagen ist nicht vorgesehen (WKP-Prüfanweisung, Kat. D). Die beschriebenen Schaltungen können je nach Kombination der Freischaltungen nur noch begrenzt durchgeführt werden. In der Regel (keine Umbauarbeiten) ist eine Wiedereinschaltung der in der Revision befindlichen 10-kV-Schaltanlage innerhalb mehrerer Stunden möglich.

Aufgrund des großen Zeitraums, der bis zum Eintreten des durch den Stromausfall bedingten Gefährdungszustandes zur Verfügung steht, und der diversen Zuschaltmöglichkeiten wird der Notstromfall bei Anlagenstillstand hier nicht weiter untersucht.

6.3.6 Reaktivitäts- oder Beladestörfälle

6.3.6.1 Beladefehler

Der Brennelementwechsel eines SWR gliedert sich im wesentlichen in die Abschnitte

- Wechsel von Meßlanzen und Steuerstäben, Inspektion von Brennelementen, Brennelementkästen, Steuerstäben und Steuerstabantrieben und
- Brennelementwechsel.

Während des ersten Abschnittes wird das Schnellabschaltsystem unscharf gemacht und die Steuerstäbe werden durch Abschaltung der Stromversorgung für die Steuerstabantriebe gegen unbeabsichtigtes Ausfahren gesichert. Zur Entnahme einer Meßlanze oder eines Steuerstabes können benachbarte Brennelemente ausgebaut werden. Zur Bewegung einzelner Steuerstäbe muß der jeweilige Steuerstabantrieb vorübergehend scharf gemacht werden. Das Ausfahren von mehr als einem Steuerstab sowie das Beladen des Kerns mit Brennelementen, wenn nicht alle Steuerstäbe eingefahren sind, wird neben administrativen Maßnahmen durch die Beladeverriegelung verhindert.

Für den eigentlichen BE-Wechsel müssen die Neutronenflußinstrumentierung und das Schnellabschaltsystem betriebsbereit sein. Der Kernladung wird eine sog. dynamische Beladezoneneinteilung zugrunde gelegt. Als Beladезone gilt jede endgültig beladene Anordnung von 2 x 3 Steuerstabzellen. Die Abfolge der Beladeschritte ist nicht fest vorgegeben, sondern sie wird zeitlich so optimiert, daß die Belademaschine möglichst wenige Fahrten zwischen Reaktorkern und Brennelementlagerbecken vornehmen muß.

Sobald eine Steuerstabzelle der Zielkernbeladung entsprechend beladen ist, wird eine Funktions- und Unterkritikalitätsprüfung (FUP) durchgeführt, bei der der Steuerstab dieser Zelle vollständig aus- und wieder eingefahren wird. Die Prüfung dient dem

Nachweis der Freigängigkeit und der Unterkritikalität des Reaktors bei ausgefahrenem Steuerstab. Daraus wird geschlossen, daß der Reaktor bei Komplettierung des umgebenden Kernbereiches während des Einsetzens eines Brennelementes nicht kritisch wird.

Nach Fertigstellung einer Beladezone von 2 x 3 Steuerstabzellen wird ein Abschaltstest (AST) durchgeführt. Dazu wird der reaktivste Steuerstab der Zone und ein diagonal benachbarter Steuerstab vollständig bzw. bis zum Erreichen der Kritikalität ausgefahren. Wird der Reaktor vor Erreichen einer für ein Reaktivitätsäquivalent von 1% berechneten Ausfahrlänge des zweiten Steuerstabes (z. B. 100 cm) kritisch, dann ist der Beladevorgang zu unterbrechen und die Abschaltreaktivität explizit zu bestimmen. Andernfalls gilt der Reaktor für die Fortsetzung der Kernbeladung als ausreichend unterkritisch.

Die Optimierung der Beladeschritte wird von einem Rechenprogramm vorgenommen. Zur rechnerischen Sicherstellung einer ausreichenden Abschaltsicherheit wird vom Programm bei jedem Beladeschritt für die betroffene Steuerstabzelle ein mittlerer k_{∞} -Wert gebildet und mit dem Zielwert verglichen. Dieser darf, je nach der für den Zielkern berechneten Abschaltsicherheit, nur um einen bestimmten, vom Anwender vorzugebenden Betrag überschritten werden, bei dem der Reaktor noch ausreichend unterkritisch ist. Ferner dürfen Brennelemente nur in ihre endgültige Position im Reaktorkern eingesetzt werden. Eine Zwischenlagerung von Brennelementen ist nur im Lagerbecken zulässig.

■ **Bewertung**

Aufgrund der Komplexität des gesamten Beladevorganges ist für den Anwender eine Überprüfung der Richtigkeit der vom Programm durchgeführten Kritikalitätssicherheitsabschätzungen für jeden Beladeschritt i. a. nicht möglich. Es kann daher nicht grundsätzlich ausgeschlossen werden, daß bei Fehlern im Rechenprogramm und insbesondere bei Fehlern in den Eingabedaten im Verlauf der Kernbeladung Zwischenzustände auftreten, bei denen eine ausreichende Abschaltsicherheit nicht gegeben ist.

Dabei ist zu berücksichtigen, daß der Multiplikationsfaktor K_{∞} eines SWR-Brennelements nach dem Ausbrand des dem Brennstoff beigemischten Gadoliniums im kalten Betriebszustand auch mit eingefahrenem Steuerstab Werte $> 1,0$ annehmen

kann. In Bild 6.11 wird exemplarisch der Verlauf des infiniten Multiplikationsfaktors für typische BE-Auslegungen mit einer mittleren Anreicherung von 2,8 Gew.-% bzw. 3,0 Gew.-% U-235 und einer Gadolinium-Vergiftung von 3 Gew.-% Gd_2O_3 in 6 von 62 Brennstäben im kalten kontrollierten Zustand dargestellt. Es ist ersichtlich, daß zu Beginn des zweiten Einsatzzyklus i. a. maximale k_{∞} -Werte $> 1,0$ vorliegen.

Bei einer Häufung von Beladefehlern bzw. bei Fehlern in der Kritikalitätssicherheitsabschätzung sind somit Zwischenzustände denkbar, bei denen trotz vollständig eingefahrener Steuerstäbe allein das Einsetzen eines Brennelementes in den Reaktorkern zu einem kritischen Zustand führt. Je nach Anzahl der dazu notwendigen Beladefehler ist bei einer ungünstigen Lage der komplettierten und nicht komplettierten Steuerstabzellen und Beladezonen nicht sichergestellt, daß die bereits durchgeführten FUP und AST eine rechtzeitige Erkennung der Fehlbelegung ermöglichen.

Zu einer ersten quantitativen Abschätzung möglicher Konsequenzen wurde in einer exemplarischen Untersuchung der Einfluß von Beladefehlern auf den effektiven Multiplikationsfaktor eines SWR untersucht. Dazu wurde angenommen, daß der k_{∞} -Wert von bis zu 4 direkt benachbarten Brennelementen einer Steuerstabzelle fehlerbedingt erhöht wird, und die daraus resultierende Reduktion des Betrages der Abschaltreaktivität berechnet. Die Steuerstäbe wurden dabei als eingefahren angenommen.

Als zu untersuchende Steuerstabzelle wurde zum einen die des wirksamsten Steuerstabs, die in diesem Fall im Kernzentrum lag, herangezogen, da hier die größten Auswirkungen auf die Abschaltreaktivität zu erwarten sind. Zum anderen wurde eine sogenannte CCC-Zelle (control-cell-core) ausgewählt. In CCC-Zellen sind während des Leistungsbetriebes Steuerstäbe über längere Zeiträume eingefahren. Zur Verbesserung der Neutronenökonomie sind sie ausschließlich mit hochabgebrannten Brennelementen beladen /SPE 78, FEN 79/. Hier sind bei Einsatz hochreaktiver Brennelemente die größten Änderungen der in die Abschaltsicherheitsberechnungen eingehenden k_{∞} -Werte möglich. Die CCC-Beladevariante wird jedoch derzeit in der Referenzanlage nicht angewendet, die Ergebnisse sind daher nur sinngemäß übertragbar.

Die derzeitige Beladestrategie führt in KRB II zu mittleren Zykluslängen (incl. Steckbetrieb) von ca. 10 GWd/tU. Einzelne Brennelemente können dabei einen maximalen Abbrandzuwachs von bis zu ca. 14 GWd/tU erfahren. Es wurden für die lokale Reaktivitätsänderung einzelner Brennelemente Werte von $\Delta k_{inf} = 10 \%$ bzw. 20% angesetzt,

um die Vertauschung eines Brennelementes der dritten bzw. vierten Standzeit mit einem Brennelement der zweiten Standzeit zu simulieren, (siehe Bild 6.11). Die Δk_{inf} -Werte von 20 % sind bei realen Beladungen nur in CCC-Zellen möglich.

Zusätzlich zur Fehlbeladung wurde noch das Ausfahren des betreffenden Steuerstabes betrachtet ("stuck-rod"-Fälle).

Die Rechnungen wurden mit dem Programm SIMULATE /STU 86/ durchgeführt, wobei drei Raumdimensionen berücksichtigt wurden und der Kern in axialer Richtung in 24 Zonen unterteilt war. Die dazu notwendigen Brennelementwirkungsquerschnitte wurden mit dem Programm CASMO /STU 88/ erstellt.

Die Erhöhung der k_{inf} -Werte eines Brennelementes erfolgt im Programm SIMULATE rechentechnisch durch Multiplikation der Spaltquerschnitte des gesamten Brennelementes mit einem konstanten Faktor. Eine nachträgliche Analyse dieses Vorgehensweise zeigt, daß bei der im kalten Betriebszustand vorliegenden axialen Leistungsdichteverteilung das oberste Brennelementviertel, das reduzierte Abstände ausweist, überproportional stark bewertet wird. Dies führt dazu, daß die in der Kernberechnung wirkenden Δk_{inf} -Werte um ca. 20 - 30 Relativ-Prozente zu groß sind.

Es wurde der 7. Betriebszyklus der Anlage KKI 1 untersucht. Die dreidimensionale Abbrandverteilung wurde vom Betreiber zur Verfügung gestellt. Da es sich bei den hier betrachteten Beladefehlern um lokale Störungen handelt, die auch in ihren Auswirkungen auf vergleichsweise enge Kernbereiche begrenzt sind, sind die Ergebnisse trotz der kleineren Abmessungen von KKI 1 mit 592 Brennelementen ohne weitere Einschränkungen auf den KRB II-Kern mit 784 Brennelementen übertragbar.

Die Kernbeladung zum 7. Betriebszyklus des KKI 1 ist Bild 6.10 zu entnehmen. Die zur Untersuchung herangezogene CCC-Zelle ist gesondert gekennzeichnet.

Die Ergebnisse der Analysen sind in Bild 6.12 dargestellt. Aufgetragen ist die Reduktion des Betrags der Abschaltreaktivität ($\Delta\rho_{\text{eff}}$) in Abhängigkeit von der Anzahl der fehlerpositionierten Brennelemente innerhalb einer Steuerstabzelle. Zusätzlich eingetragen ist die für den Beginn des 7. Zyklus berechnete Gesamtabchaltreaktivität. Die Ergebnisse lassen sich folgendermaßen zusammenfassen:

- Eine gleichzeitige Fehlbelegung von vier benachbarten Brennelementen mit $\Delta k_{\text{inf}} = 10 \%$ führt, unabhängig von der Position im Kern, zu einer Reduktion des Betrages der Gesamtabschaltreaktivität von $\leq 1 \%$.
- Eine Fehlbelegung von vier Brennelementen mit $\Delta k_{\text{inf}} = 20 \%$ führt bei eingefahrenen Steuerstäben in aller Regel zu keinem kritischen Zustand. Dies gilt um so mehr, wenn man berücksichtigt, daß in hochwirksamen Kernregionen - wie in der hier betrachteten zentralen Steuerstabzelle - Fehlbelegungen um $\Delta k_{\text{inf}} = 20 \%$ praktisch nicht realisierbar sind.
- In Verbindung mit einem ausfahrenden Steuerstab kann unter Umständen bereits ein einzelner Beladefehler von $\Delta k_{\text{inf}} = 10 \%$ zur Kritikalität führen. Die für diesen Fall ausgewiesene, noch verbleibende Abschaltreaktivität von ca. $0,3 \%$ liegt im Rahmen des Variationsbereiches verschiedener Kernbeladungen. Bei einem zweifachen Fehler ist mit prompt kritischen Zuständen zu rechnen.

Da denkbare Fehler im Programm zur Erstellung des Schrittfolgeplans für die Kernbeladung bzw. Dateneingabefehler systematischer Natur sind, ist beim Auftreten eines derartigen Fehlers grundsätzlich mit mehrfachen Fehlpositionierungen bzw. unzulässigen Beladezuständen zu rechnen. Inwieweit dabei mehr als vier Fehler gleichzeitig möglich sind, bevor diese durch einen FUP oder AST erkannt werden, läßt sich im Rahmen der hier durchgeführten Sicherheitsanalyse nicht quantifizieren. In einem solchen Kern, der z. B. aufgrund eines systematischen Datenfehlers auch bei eingefahrenen Steuerstäben nicht ausreichend unterkritisch ist, würde das Zuladen eines Brennelementes in eine freie Kernposition bei Annäherung an bzw. Erreichen von Kritikalität zu einem starken Neutronenflußanstieg führen. Durch Warnmeldungen und spätestens durch Ansprechen der Schnellabschaltanregung würde die fehlerhafte Situation bemerkt werden. Inwieweit dabei prompte Kritikalität erreicht werden kann, müßte durch genauere, quantitative Analysen ermittelt werden. Es wird daher vorab empfohlen, bei der Erstellung des Schrittfolgeplanes für die Kernbeladung der Möglichkeit eines systematischen Datenfehlers durch diversitäre Kontrollen der Unterkritikalität jedes Beladeschrittes Rechnung zu tragen, z. B. durch zusätzliche Überprüfung der Abbrände benachbarter Brennelemente.

In Verbindung mit durchzuführenden FUP oder AST können auch einzelne Beladefehler zu unvorhergesehenen kritischen Zuständen führen. Beim unkontrollierten Ausfahren der Steuerstäbe ist prompte Kritikalität möglich. Die Auswirkungen entsprechender Transienten sind im Rahmen der Analysen zum Anfahrstörfall zu untersuchen.

Weitergehende Fehler im Rahmen der Kernbeladung, wie z. B. der Ausbau von zwei benachbarten Steuerstäben und das anschließende Einsetzen von Brennelementen in diese Steuerstabzellen /DIA 89/, wurden hier nicht näher untersucht, da dazu sowohl eine erhebliche Verletzung administrativer Vorschriften als auch das Versagen der Beladeverriegelung vorausgesetzt werden muß.

6.3.6.2 Reaktivitätsstörfälle

Unter den Reaktivitätsstörfällen sind in diesem Zusammenhang das fehlerhafte Ausfahren von Steuerstäben bei Nulllast (Anfahrstörfall) sowie das Herausfallen von Steuerstäben (Rod-drop-Störfall) von Bedeutung. Entsprechende Untersuchungen wurden im Rahmen der Betriebsbegutachtung durchgeführt.

Die dort durchgeführten Analysen für den Anfahrstörfall gehen von sehr konservativen Annahmen für die Steuerstabwirksamkeit aus. Es wird angenommen, daß der zentrale Steuerstab gezogen ist und die vier direkt benachbarten Steuerstäbe gemeinsam ausfahren. Voraussetzung hierfür ist das gleichzeitige Eintreten mehrerer Fehler bzw. Fehlhandlungen des Reaktorfahrers. Die Transiente wird bei Erreichen von 120 % des aktuell eingestellten Meßbereiches der Übergangsbereichsdetektoren (UD-System) durch Reaktorschnellabschaltung beendet. Die Energiefreisetzung wurde - der damaligen Rechentechnik entsprechend - mit einem punktkinetisch arbeitenden Rechenprogramm berechnet, wobei der Wärmefluß ins Kühlmittel wegen der Kürze des Vorganges nicht berücksichtigt wurde. Die so ermittelten Werte für die Brennstoffenthalpie lagen unter der aus SPERT- und NSRR-Versuchen abgeleiteten Schadensgrenze für die Brennstäbe.

In ähnlicher Weise wurden für den Rod-drop-Störfall Werte ermittelt, die zu keinen Brennstabschäden führen.

■ **Bewertung**

Eine vollständige Neubewertung der Reaktivitätsstörfälle wurde im Rahmen der vorliegenden Untersuchung nicht vorgenommen.

Die Untersuchungen zeigen aber, daß insbesondere in Verbindung mit möglichen Beladefehlern prompt kritische Zustände auch während der Kernrevision, d. h. bei offenem RDB, nicht grundsätzlich ausgeschlossen sind.

Bei einem Anfahrstörfall mit prompter Kritikalität erfolgt vor dem Wirksamwerden der Schnellabschaltung eine Reduktion der prompt ansteigenden Leistung im Brennstab durch die Brennstofftemperaturrückwirkung (Dopplereffekt). Inwieweit bei einem unterstellten Versagen der Schnellabschaltung der weitere Leistungsanstieg zu einer Zerstörung der betroffenen Brennelemente führen kann, ist ohne eine nähere Analyse unter Berücksichtigung der Aufheizung des Kühlmittels und der Dynamik der Dampfbildung nicht möglich. Zur weiteren Absicherung wäre es sinnvoll, insbesondere für die Phase des Kernbeladens, die Reaktorschnellabschaltung beim Ausfahren eines Steuerstabes aus dem bei unterstellten Beladefehlern möglicherweise nahezu kritischen Kern zusätzlich zur Anregung durch die Signale der Übergangsbereichsdetektoren durch eine weitere Anregung, z. B. über die Anfahrbereichsdetektoren, sicherzustellen.

Des Weiteren sollte im Detail untersucht werden, inwieweit die bisher durchgeführten Versuche zur Ermittlung der bei schnellen Reaktivitätstransienten zulässigen Enthalpiezufuhr für Brennstäbe für alle bei SWR-Anlagen im Einsatz befindlichen Brennstabtypen und Abbrände repräsentativ sind.

6.4 Zusammenfassung

Zu Ereignissen außerhalb des Leistungsbetriebes wurden nur orientierende Untersuchungen durchgeführt.

Berücksichtigt wurden Ereignisse bei

- Abfahren der Anlage zu außerplanmäßigen Stillständen und
- Revision der Anlage anlässlich Brennelementwechsel.

Notfallmaßnahmen wurden dabei nicht betrachtet. Bei der Untersuchung wurde zwischen vier Phasen unterschieden, die durch unterschiedliche Anlagenzustände gekennzeichnet sind.

Zusammengefaßt ergibt sich:

- Phase I: Abfahren der Anlage über Turbine und Umleitventile, RDB geschlossen

Grundsätzlich sind in dieser Betriebsphase die gleichen Ereignisabläufe wie im Leistungsbetrieb möglich. Als bedeutsam eingestuft werden die Ereignisabläufe

- Füllstandstransienten infolge zu geringer RDB-Bespeisung oder zu hoher Dampfabfuhr
- Drucktransienten infolge zu geringer Dampfabfuhr.

In dieser Betriebsphase muß mit einer gegenüber dem Leistungsbetrieb erhöhten bedingten Wahrscheinlichkeit für den Eintritt dieser Ereignisse gerechnet werden. Der Verlauf der Transienten ist gegenüber dem Leistungsbetrieb jedoch langsamer.

- Phase II: Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlkette , RDB geschlossen

Untersucht wurden für diese Betriebsphase die Ereignisse

- Ausfall von Komponenten in der Nachkühlkette
- Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitung
- Leck in der Nachkühlkette außerhalb SB.

Gemeinsam ist diesen Ereignisabläufen, daß infolge des noch geschlossenen Reaktors bei einer Störung der Wärmeabfuhr ein Druckaufbau im Reaktor stattfindet und eine Nachwärmeabfuhr über Druckentlastungsventile durch Einleiten von Dampf in die Kondensationskammer und eine RDB-Bespeisung zur Kompensierung des verdampften Wassers möglich ist.

- Phase III: Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlkette, RDB offen, Flutraum nicht gefüllt

In dieser Betriebsphase wurden folgende Ereignisse untersucht:

- Ausfall von Komponenten in der Nachkühlkette
- Ausfall des Durchdringungsabschlusses der Frischdampfleitung

Gemeinsam sind diesen Ereignisabläufen die besonderen Betriebszustände der Nachkühlsysteme aufgrund des Überspeisungsschutzes des RDB. Wegen des offenen RDB-Deckels ist ein Druckaufbau im RDB nicht mehr möglich, jedoch kann durch Erwärmung des Wassers im Reaktor bis zur Siedetemperatur eine Verdampfung von Wasser aus dem offenen RDB in das Reaktorgebäude hinein erfolgen.

- Phase IV: Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlkette, Flutraum gefüllt, Saugen aus Absetzbecken

Folgende Ereignisse wurden für diese Betriebsphase untersucht:

- Ausfall von Komponenten in der Nachkühlkette
- Leckage des Flutkompensators
- Ausfall von Stopfen oder Platten bei Arbeiten an Erstabsperrearmaturen
- Lastabsturz auf den Reaktordruckbehälter
- Leck im Reaktordruckbehälterboden
- Notstromfall
- Reaktivitätsereignisse und Beladefehler

Für das erste Ereignis "Ausfall von Komponenten in der Nachkühlkette" steht infolge des extrem trägen Systemverhaltens ausreichend Zeit für Gegenmaßnahmen zur Verfügung. Bei den beiden nächsten Leckstörfällen "Leckage des Flutkompensators" bzw. "Ausfall von Stopfen oder Platten" ergeben sich sehr ähnliche Ereignisabläufe. Typisch für diese Ereignisse ist, daß bei Versagen des Schließens der Hauptschleuse der untere Teil des Reaktorgebäudes überflutet wird. Die Möglichkeiten und der Erfolg

der erforderlichen Sofortmaßnahmen bei den Leckstörfällen hängt von der hierfür zur Verfügung stehenden Zeit und damit von der Leckgröße ab.

Für das Ereignis "Ausfall von Stopfen oder Platten" wurde das Versagen einer Abdeckplatte an einem Speisewasserstutzen untersucht. Die sich ergebenden Ereignisabläufe sind weitgehend mit denen des großen Flutkompensatorlecks vergleichbar. Hauptsächliche Unterschiede sind dadurch bedingt, daß der Füllstand im Reaktor weiter absinkt als beim Flutkompensatorleck und die offene Erstabspernung erst geschlossen sowie der RDB wieder geflutet werden muß, bevor die Nachzerfallwärme wieder mit dem Nachkühlsystem abgeführt werden kann.

Als relevantes Ereignis für einen "Lastabsturz auf den Reaktordruckbehälter" wurde für die schwerste mögliche Komponente, den RDB-Deckel (115 Mg), die Auswirkung eines Absturzes untersucht. Die hierfür durchgeführten Abschätzungen ergaben, daß zwar die Standzarge möglicherweise plastisch verformt wird, jedoch keine Beeinträchtigung der RDB-Anschlußleitungen erfolgt. Der Absturz des RDB-Deckels auf den RDB wird deshalb als nicht relevant angesehen.

Das Ereignis "Leck im RDB-Boden" kann durch Leckagen an den Durchführungen der Zwangsumwälzpumpen, Steuerstabantriebe und Meßblanzen auftreten. Da die Ausführungen der Abdichtungen an diesen Durchführungen vergleichbar sind, wurde als repräsentatives Ereignis eine Leckage an der größten Durchführung, der einer Zwangsumwälzpumpe, untersucht.

Für Untersuchungen des Notstromfalles wurden als auslösendes Ereignis der Ausfall der netzseitigen Versorgung für unterschiedliche Zustände der Energieversorgungsanlagen untersucht (Freischaltung). Bis zum Eintreten des durch den Stromausfall bedingten Gefährdungszustandes steht ein großer Zeitraum zur Verfügung.

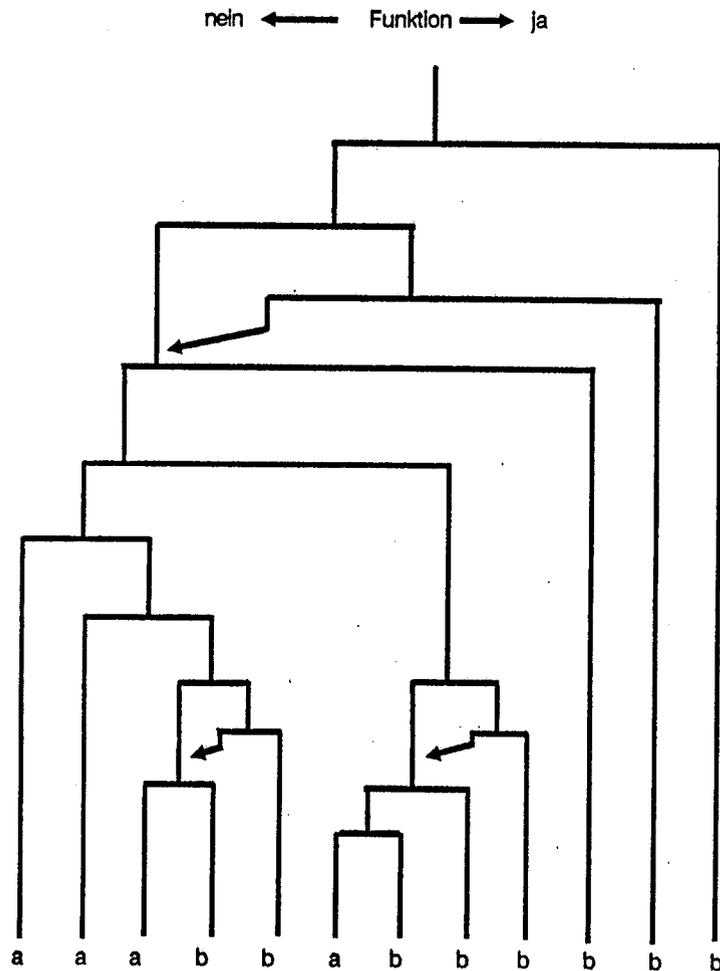
Reaktivitäts- und Beladestörfälle wurden hinsichtlich der Möglichkeit unvorhergesehener kritischer Zustände beim Kernbeladen untersucht.

Rechnungen zur Ermittlung der Konsequenzen von Beladefehlern ergaben unter konservativen Annahmen, daß eine Häufung von Beladefehlern in Verbindung mit einem ausfahrenden Steuerstab zu unvorhergesehenen prompt kritischen Zuständen ("Anfahrstörfall") führen kann. Zur Absicherung der Schnellabschaltung könnte für

diesen Fall zusätzlich zur Schnellabschaltanregung durch die Signale der Übergangsbereichsdetektoren eine reaktivitätsbegrenzende Maßnahme, z. B. über die Anfahrbereichsdetektoren, erfolgen.

Bei Anwendung von Programmen zur Erstellung des Schrittfolgeplans für die Kernbeladung kann ein systematischer Datenfehler zu einer Reihe von Beladefehlern führen, bei denen die Unterkritikalität auch bei voll eingefahrenen Steuerstäben erheblich reduziert werden kann. Der Reaktivitätsstörfall bei Zuladung eines Brennelementes in einem solchen Zustand müßte noch analysiert werden. Die Möglichkeit eines solchen Fehlers könnte durch diversitäre Kontrollen der Unterkritikalität nach jedem Beladeschritt vermindert werden, z. B. mittels Überprüfung der Abbrandwerte benachbarter Brennelemente.

Eine detaillierte Beurteilung der Ereignisabläufe konnte im Rahmen dieser Untersuchungen nicht durchgeführt werden. Mit dieser orientierenden Untersuchung ("Screening-Analyse") konnte nur ein Teil der potentiell möglichen Ereignisse erfaßt werden. Dabei zeigte sich, daß aufgrund stillstandsspezifischer Gegebenheiten die Analysen sehr komplex und umfangreich werden können. Daher sind weitere, vertiefte und systematische Untersuchungen notwendig, um Ereignisse außerhalb des Leistungsbetriebes umfassend bewerten zu können.



- A1 Komponentenausfall in der Nachkühlkette
- B1 Umschalten auf 2. Nachkühlkette (Zeit 1,2 bis 3 h)
- B3 3. Nachkühlkette ausgefallen / in Revision
- B4 Umschalten auf 3. Strang für Abfahrkühlen (Zeit 1,2 bis 3 h)
- J1 Reaktivierung RL / RA (Zeit 1,2 bis 3 h)
- C Druckbegrenzung <6 bar durch Druckentlastung über autarke Verriegelung TK oder Öffnen S/E Ventile oder div. Bypassventile von Hand (Zeit 1,2 bis 3h)
- E Absperrung TH durch 5 bar - Verriegelung des TH - Systems oder Schliessen der TH - Saugschieber von Hand oder der RA - Iso - Ventile (Zeit 1,2 bis 3 h)
- F Begrenzung RDB - Druck < 88 bar und Druckentlastung (S/E- Ventile , div. Bypassventile.)
- D1 Einspeisung mit 1 von 2 Primärfüllpumpen (Zeit 5 bis 8 h)
- R1 Wiederherstellung der Nachwärmeabfuhr (Zeit 8 bis 16 h) (incl. Koka - Kühlen über Lagerbeckenkühler)
- D2 Einspeisen in RDB mit weiteren Systemen YE,TE,VE,ZUNA.... mit 10 bis 17 kg / s, Zeit 8 bis 16 h
- J2 Wärmeabfuhr über RL / RA (Zeit 8 bis 16 h)

Kernkühlung ausgefallen (a), beherrscht (b)

Bild 6.1 A1, Ausfall der Nachkühlkette durch Komponentenausfall, Phase II



A4 DDA der FD-Leitungen

- R1 Rückstellen DDA bzw Öffnen der FD- Iso- Ventile innerhalb 1,2 bis 3h

- C Druckbegrenzung auf < 6 bar und Druckentlastung (Zeit 1,2 bis 3 h)
(autarke Verriegelung TK, Öffnen S / E- und Bypassventile)

- F Druckbegrenzung RDB < 88 bar und Druckentlastung

- D1 Einspeisen in RDB mit 1 von 2 TH- ND- Pumpen der beiden verfügbaren Stränge innerhalb 5 bis 8 h

- D2 Einspeisen in RDB mit zurückgeschalteten 3. Strang innerhalb 5 bis 8 h

- D3 Einspeisen in RDB mit 1 von 2 TH- Füllpumpen innerhalb 5 bis 8 h

- R2 Wiederherstellung der Nachwärmeabfuhr innerhalb 8 bis 16 h
(incl. Koka- Kühler mit Lagerbeckenkühler)

- D4 Einspeisen durch weitere Systeme wie YE, TE, VE, ZUNA mit 10 bis 17 kg/s (innerhalb 8 bis 16 h)

Kernkühlung ausgefallen (a), beherrscht (b)

Bild 6.2 A4, DDA der Frischdampfleitung, Phase II

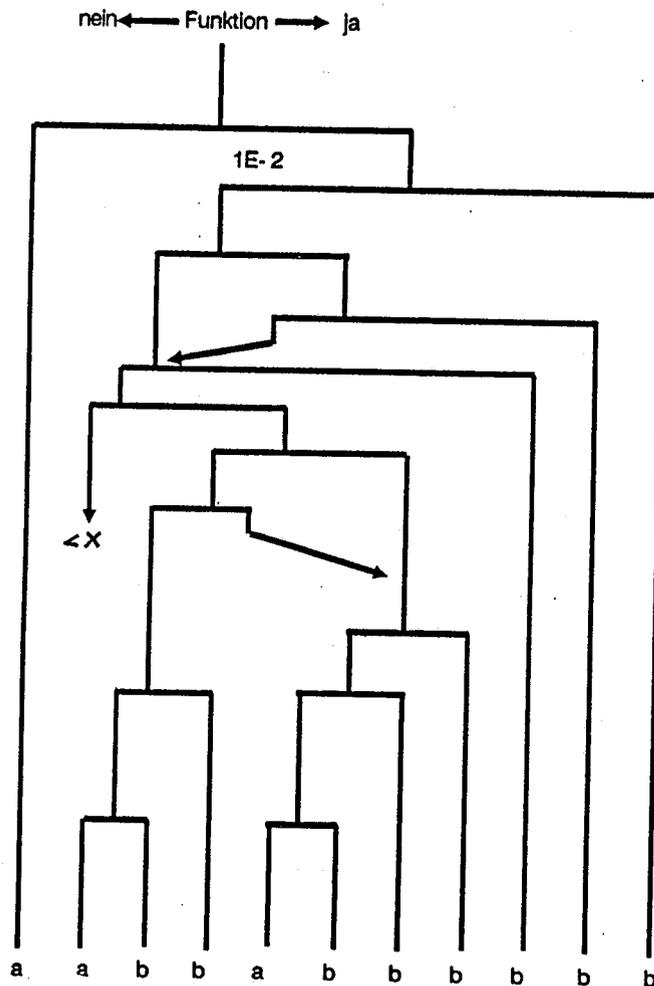


Bild 6.3

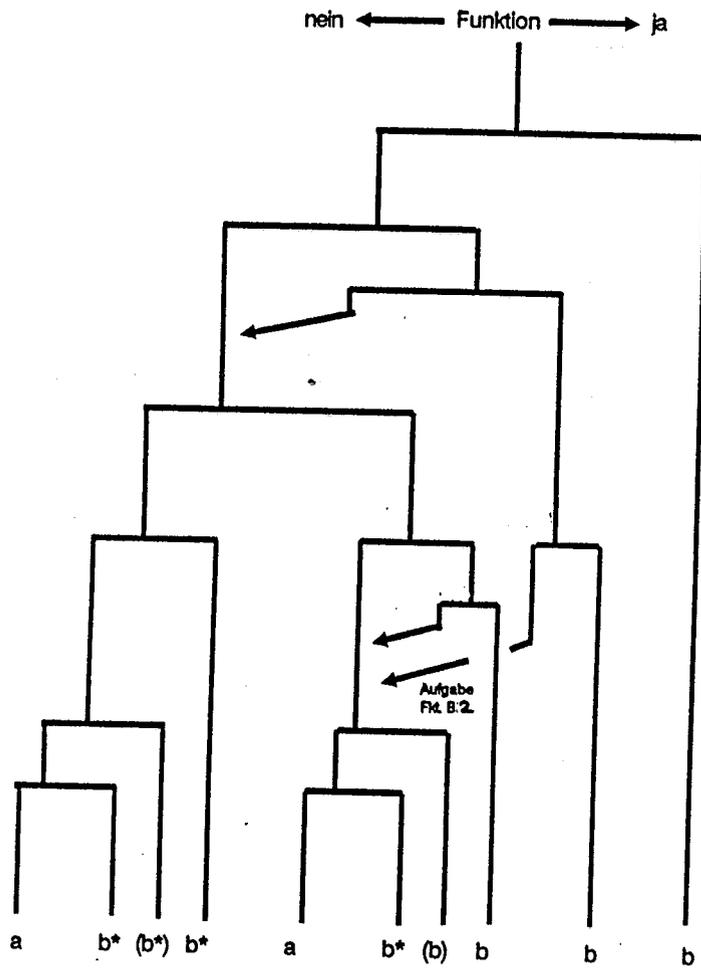
L1, Leck im TH-System außerhalb SB, Phase II

L1 Leck im TH-System außerhalb Sicherheitsbehälter

- S1 Abschaltung und Isolierung des defekten Stranges
- B2 Fluten und Abfahrkühlen mit 2. TH- Strang (Zeit 1,2 bis 3h)
- B3 3. Nachkühlkette ausgefallen / in Revision
- B4 Fluten und Abfahrkühlen mit 3. TH- Strang (Zeit 1,2 bis 3 h)
- J1 Reaktivierung RL/RA (Zeit 1,2 bis 3 h)
- C Druckbegrenzung < 6 bar bzw Öffnen S/E- oder div. Bypassventile, Zeit 1,2 bis 3 h
- D1 Füllstand im RDB halten mit 2.TH- Strang (Füllpumpe), Zeit 5 bis 8 h
- D2 Füllstand im RDB halten mit 3. TH- Strang (Füllpumpe) .
(Ausfall B4, aber Füllpumpe in Betrieb) , Zeit 5 bis 8 h
- R1 Wiederherstellung der Nachwärmeabfuhr (Zeit 8 bis 16 h)
(incl. Koka- Kühlen über Lagerbeckenkühler)
- D3 Einspeisen in RDB mit weiteren Systemen: YE,TE,VE,ZUNA..... (Zeit 8 bis 16 h)
- J2 Wärmeabfuhr über Nachkühlkette bzw. über RL / RA (Zeit 8 bis 16 h)

Kernkühlung ausgefallen (a), beherrscht (b)

X: Pfad vernachlässigbar (noch weitere Maßnahmen möglich) deshalb nicht weiter verfolgt



A2 Komponentenausfall in der Nachkühlkette

B1 Umschalten auf 2. Nachkühlkette (Zeit 1,3 bis 2,8 h)

S1 mindestens 1 Nachkühler betriebsbereit

B2 Nachwärmeabfuhr durch Ausspeisen über TH- Kühler in Koka (Zeit 1,3 bis 2,8 h)

C Nachwärmeabfuhr über TK- Ventile und/ oder Überschußwasserabfuhr (Zeit 1,3 bis 2,8 h)

D1 Ergänzung der Ausspeisung bzw. wieder Füllen mit 1 von 2 Füllpumpen (Zeit 1,3 bis 2,8 h)

R1 Wiederherstellung der Nachwärmeabfuhr (Zeit 16 bis 31 h) (incl. Koka- Kühlen über Lagerbeckenkühler)

(B3) Einspeisen bzw. Wärmeabfuhr mit ZUNA

D2 Einspeisen in RDB mit weiteren Systemen YE, TE, VE, ZUNA..... mit 7 bis 10 kg/s
Ausfall C: Zeit 8 bis 12 h, Funktion C: Zeit 16 bis 31 h

Kernkühlung ausgefallen (a), beherrscht (b)
b*: beherrscht, aber Kontamination Reaktorgebäude

Bild 6.4

A2, Ausfall der Nachkühlkette durch Komponentenausfall, Phase III



A5 DDA der FD-Leitungen

R1 Rückstellen DDA bzw. Öffnen FD- Iso- Ventile (Zeit 1,3 bis 2,8 h)

C Öffnen S/E- Ventil zur Wärmeabfuhr (Zeit 1,3 bis 2,8 h)

D1 Einspeisen in RDB mit 1 von 2 TH- ND- Pumpen der beiden verfügbaren Stränge (Zeit 1,3 bis 2,8 h)

D2 Einspeisen in RDB mit 1 von 2 TH- Füllpumpen (Zeit 1,3 bis 2,8 h)

R2 Wiederherstellen der Nachwärmeabfuhr innerhalb 16 bis 31 h
(incl. Koka- Kühlen über Lagerbeckenkühler)

(B3) Einspeisen bzw. Wärmeabfuhr mit ZUNA

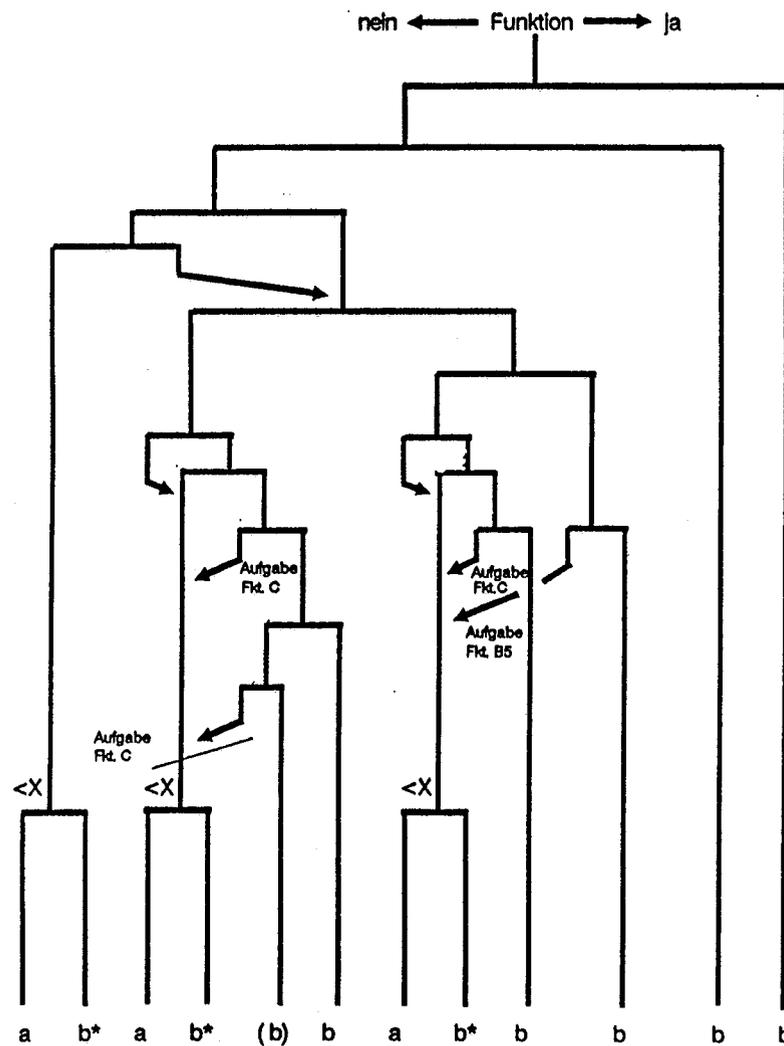
D3 Einspeisen in RDB durch weitere Systeme wie YE, TE, VE
mit 7 bis 10 kg/ s
Ausfall C: Zeit 8 bis 12 h; Funktion C: Zeit 16 bis 31 h

Kernkühlung ausgefallen (a), beherrscht (b)

b*: beherrscht, aber Kontamination Reaktorgebäude

Bild 6.5

A5, DDA der Frischdampfleitung, Phase III



A3 Komponentenausfall in der Nachkühlkette

B1 Umschalten auf 2. Nachkühlkette

B2 Nachkühlen über BE- Beckenkühlkreis TM

B3 Koka in Revision / verfügbar

B4 Koka wieder betriebsbereit machen

S1 mindestens 1 TH- Kühler betriebsbereit

B5 Nachwärmeabfuhr durch Ausspeisen über TH- Kühler
in Koka (Zeit > 16 h)

S2 Stopfen ausdrücken

C Nachwärmeabfuhr über S/E- Ventile und / oder Überschußwasser-
abfahren

D1 Einspeisen in RDB mit 2 Füllpumpen (m= 60kg / s), Zeit 16 bis 26 h
(bei abgesenktem Füllstand in Flutraum)

H1 Koka- Kühlen über Lagerbeckenkühler, Zeit 17 bis 27 h

H2 Koka- Kühlen mit ZUNA

K Einspeisen in RDB mit 4,3 bis 6,8 kg / s
bzw. Wiederherstellung Nachkühlbetrieb, Zeit: 4 Tage

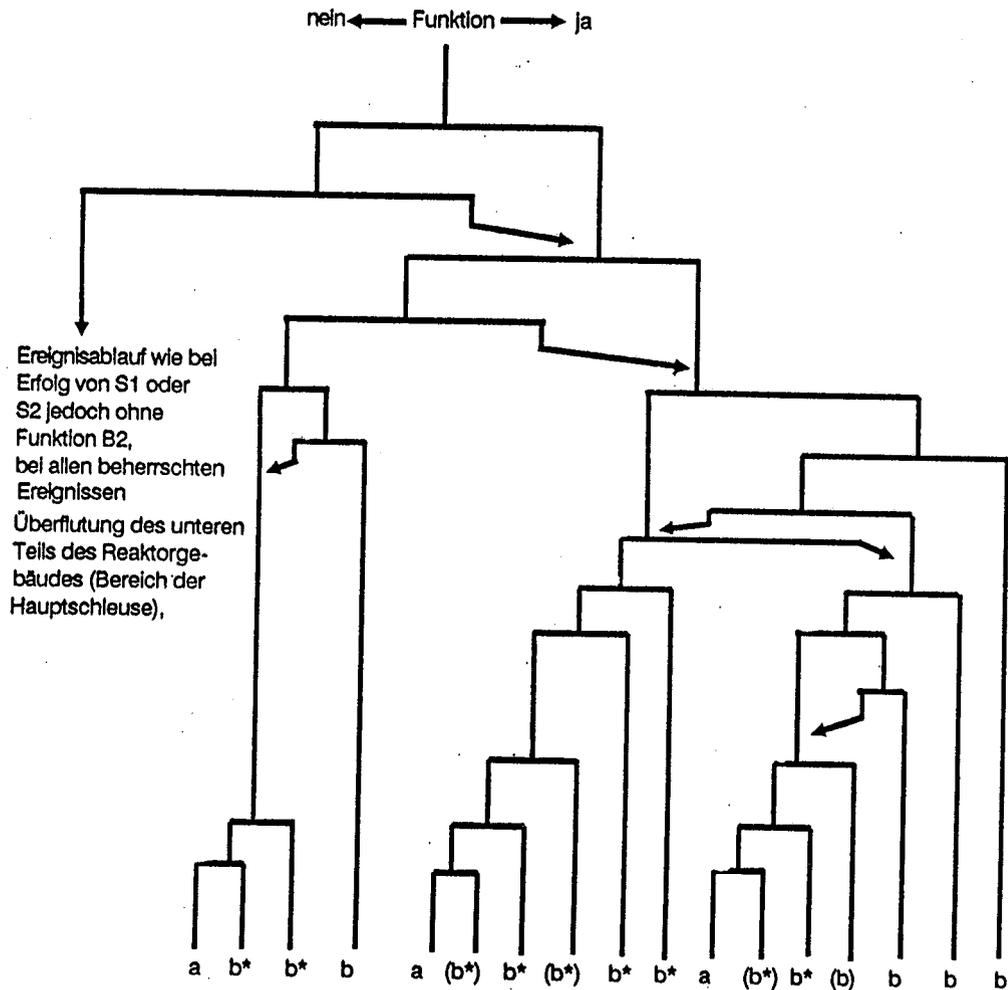
Kernkühlung ausgefallen (a), beherrscht (b)

b*: beherrscht aber Kontamination Reaktorgebäude

X: verschwindende Versagenswahrscheinlichkeit infolge langer zur Verfügung stehender Zeit für die Maßnahme

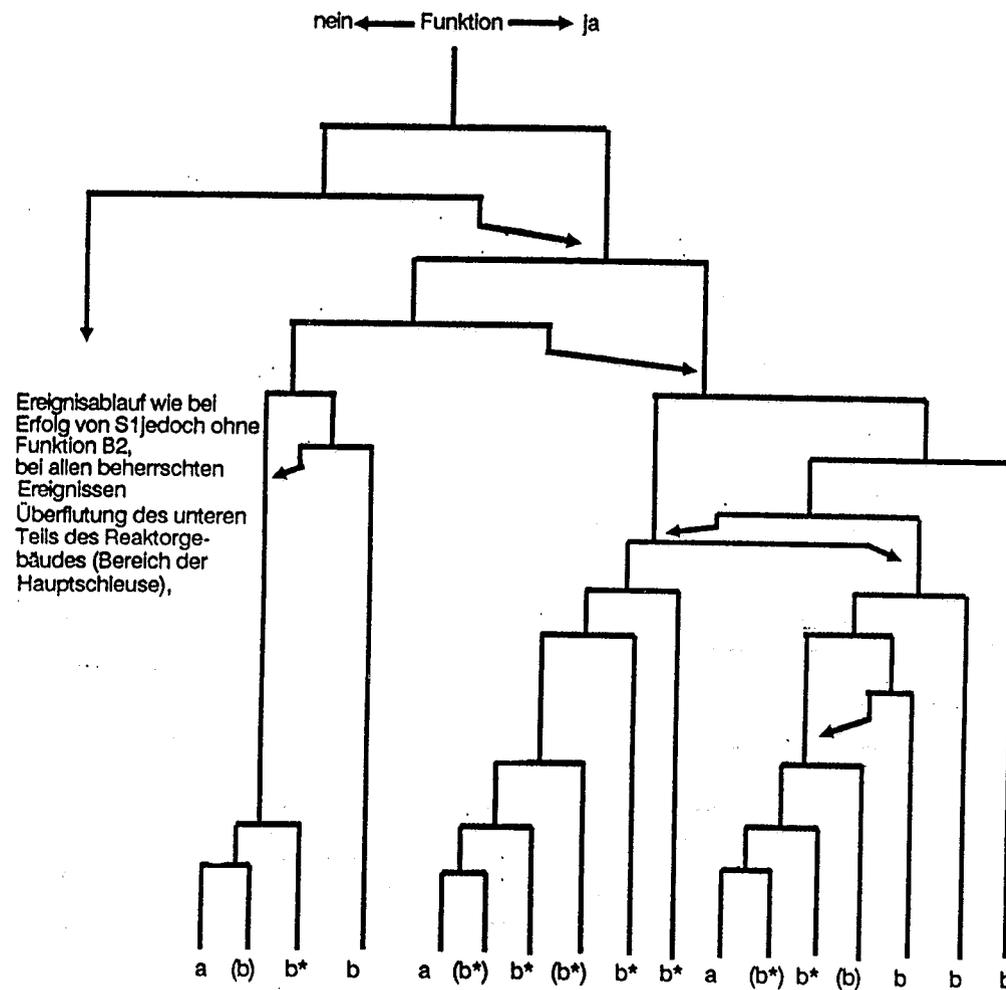
Bild 6.6

A3, Ausfall der Nachkühlkette durch Komponentenausfall, Phase IV



- L2 Leck am Flutkompensator (100 kg / s)
- S1 Schließen der Schleuse von der Warte aus
 - S2 Schließen der Schleuse von Hand vor Ort
 - B1 Koka in Revision / verfügbar
 - B2 Koka in Betrieb nehmen
 - S3 Stopfen in RA- Leitung ausdrücken
 - B3 Abfahrkühlen mit TH d. Saugen aus FD- Leitung (Komponenten zum Teil in Revision)
 - C1 S/E- Ventile öffnen
 - C2 Überschußwasserabfahren über TA und / oder Ausspeisen über TH- Kühler in Koka (Wärmeabfuhr)
 - D1 Einspeisen mit 1 v. 2 TH- ND- Pumpen
 - D2 Einspeisen mit 1 v. 2 Primärfüllpumpen
 - H1 Koka- Kühlen über Lagerbeckenkühler bzw. beim Einspeisen mit Füllpumpe über TH- Kühler
 - (D3) Einspeisen bzw. Koka- Kühlen mit ZUNA (event. in Revision)
 - D4 Einspeisen gemäß Störfall- Leitschema (YE, TE, VE...)
 - (D5) Einspeisen von oben (Notfall)
- Kernkühlen beherrscht (b), ausgefallen (a)
b*: beherrscht aber Kontamination Reaktorgebäude

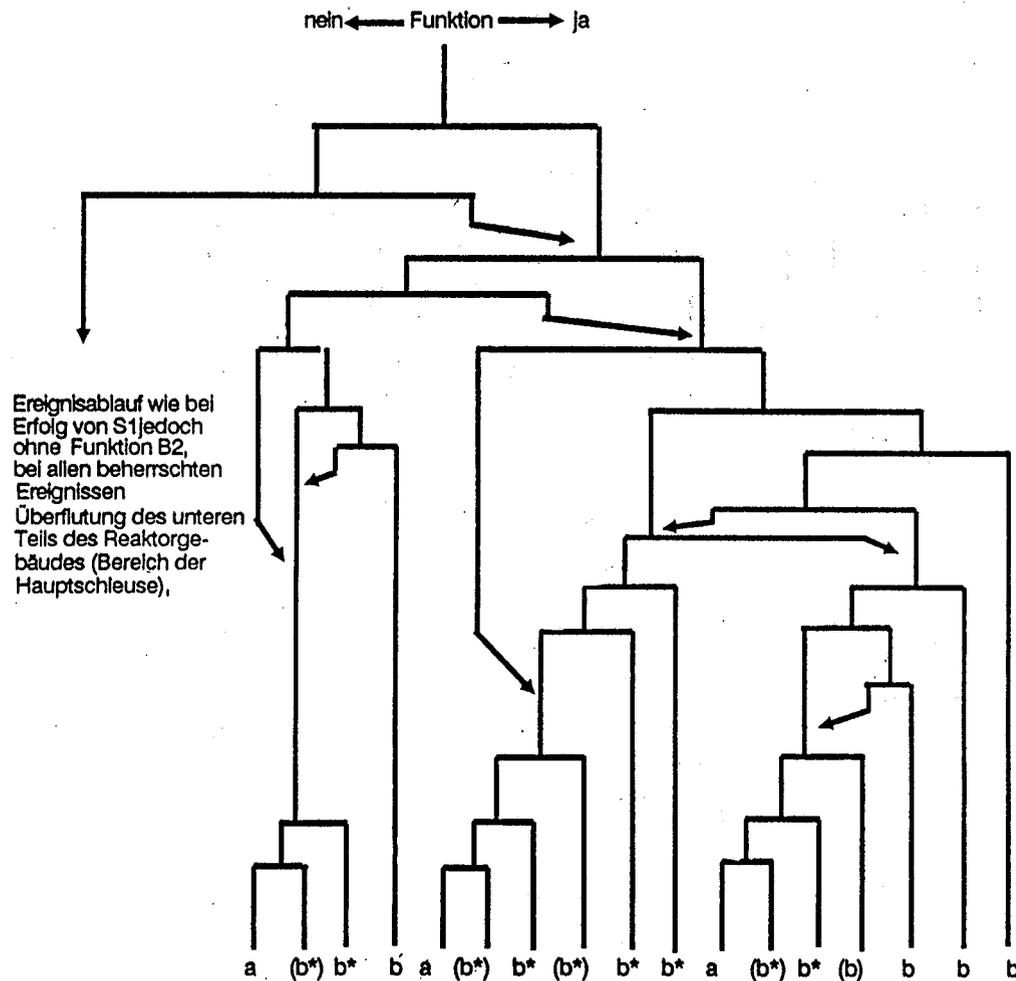
Bild 6.7 L2, Kleines Leck (100 kg/s) am Flutkompensator, Phase IV



L3 Leck am Flutkompensator (1000 kg / s)

- S1 Schließen der Schleuse von der Warte aus
 - S2 Schließen der Schleuse von Hand vor Ort
 - B1 Koka in Revision / verfügbar
 - B2 Koka in Betrieb nehmen
 - S3 Stopfen in RA- Leitung ausdrücken
 - B3 Abfahrkühlen mit TH d. Saugen aus FD- Leitung (Komponenten zum Teil in Revision)
 - C1 S/E- Ventile öffnen
 - C2 Überschufwasserabfahren über TA und / oder Ausspeisen über TH- Kühler in Koka (Wärmeabfuhr)
 - D1 Einspeisen mit 1 v. 2 TH- ND- Pumpen
 - D2 Einspeisen mit 1 v. 2 Primärfüllpumpen
 - H1 Koka- Kühlen über Lagerbeckenkühler bzw. beim Einspeisen mit Füllpumpe über TH- Kühler
 - (D3) Einspeisen bzw. Koka- Kühlen mit ZUNA (event. in Revision)
 - D4 Einspeisen gemäß Störfall- Leitschema (YE, TE, VE...)
 - (D5) Einspeisen von oben (Notfall)
- Kernkühlen beherrscht (b), ausgefallen (a)
b*: beherrscht aber Kontamination Reaktorgebäude

Bild 6.8 L3, Großes Leck (1000 kg/s) am Flutkompensator, Phase IV



L4 Ausfall Stopfen (RA) bzw. Platte (RL, TH)

S1 Schließen der Schleuse von der Warte aus

S2 Schließen der Schleuse von Hand vor Ort

B1 Koka in Revision / verfügbar

B2 Koka in Betrieb nehmen

B3 Nach Füllstandsabsenkung Deckel auf Armatur setzen

S3 Stopfen in RA- Leitung ausdrücken

B4 System Fluten und Abfahrkühlen mit TH d. Saugen aus FD- Leitung (Komponenten zum Teil in Revision)

C1 S/E- Ventile öffnen

C2 Überschußwasserabfahren über TA und / oder Ausspeisen über TH- Kühler in Koka (Wärmeabfuhr)

D1 Einspeisen mit 1 v. 2 TH- ND- Pumpen

D2 Einspeisen mit 1 v. 2 Primärfüllpumpen

H1 Koka- Kühlen über Lagerbeckenkühler bzw. beim Einspeisen mit Füllpumpe über TH- Kühler

(D3) Einspeisen bzw. Koka- Kühlen mit ZUNA (event. in Revision)

D4 Einspeisen gemäß Störfall- Leitschema (YE, TE, VE...)

(D5) Einspeisen von oben (Notfall)

Kernkühlen beherrscht (b), ausgefallen (a)

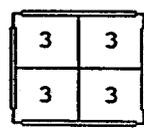
b*: beherrscht aber Kontamination Reaktorgebäude

Bild 6.9

L4, Ausfall von Stopfen (RA, TA) bzw. Platten (RL, TH) bei offener innerer ISO-Armatur, Phase IV

52									3	3	3	3	3	3	3	3
50								3	3	3	3	3	3	3	3	3
48							3	3	2	1	2	1	1	2	3	
46						3	3	2	1	2	1	2	1	1	1	
44					3	3	2	1	2	1	2	1	3	3	2	
42			3	3	2	1	2	1	2	1	2	3	3	1		
40	3	3	2	1	3	3	2	1	2	2	2	2	1	2		
38	3	3	2	1	3	3	1	2	1	2	1	2	1	2	2	
36	3	3	2	1	2	1	2	2	2	1	2	1	2			
34	3	4	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	2			
32	3	3	1	1	2	1	2	1	3	3	2	1	2			
30	3	3	2	1	1	3	1	2	3	3	2	2	2			
28	3	3	2	1	2	1	3	1	2	1	2	1	2			
Anlagen- koordinaten	1	3	5	7	9	11	13	15	17	19	21	23	25			

- 1 ≙ BE 1. Zyklus im Kern
- 2 ≙ BE 2. Zyklus im Kern
- 3 ≙ BE 3. Zyklus im Kern
- 4 ≙ BE 4. Zyklus im Kern



CCC-Zelle

KKI 1, Kernbeladung 7. Zyklus, rotationssymmetrisch

Bild 6.10 KKI 1, Kernbeladung 7. Zyklus, rotationssymmetrisch

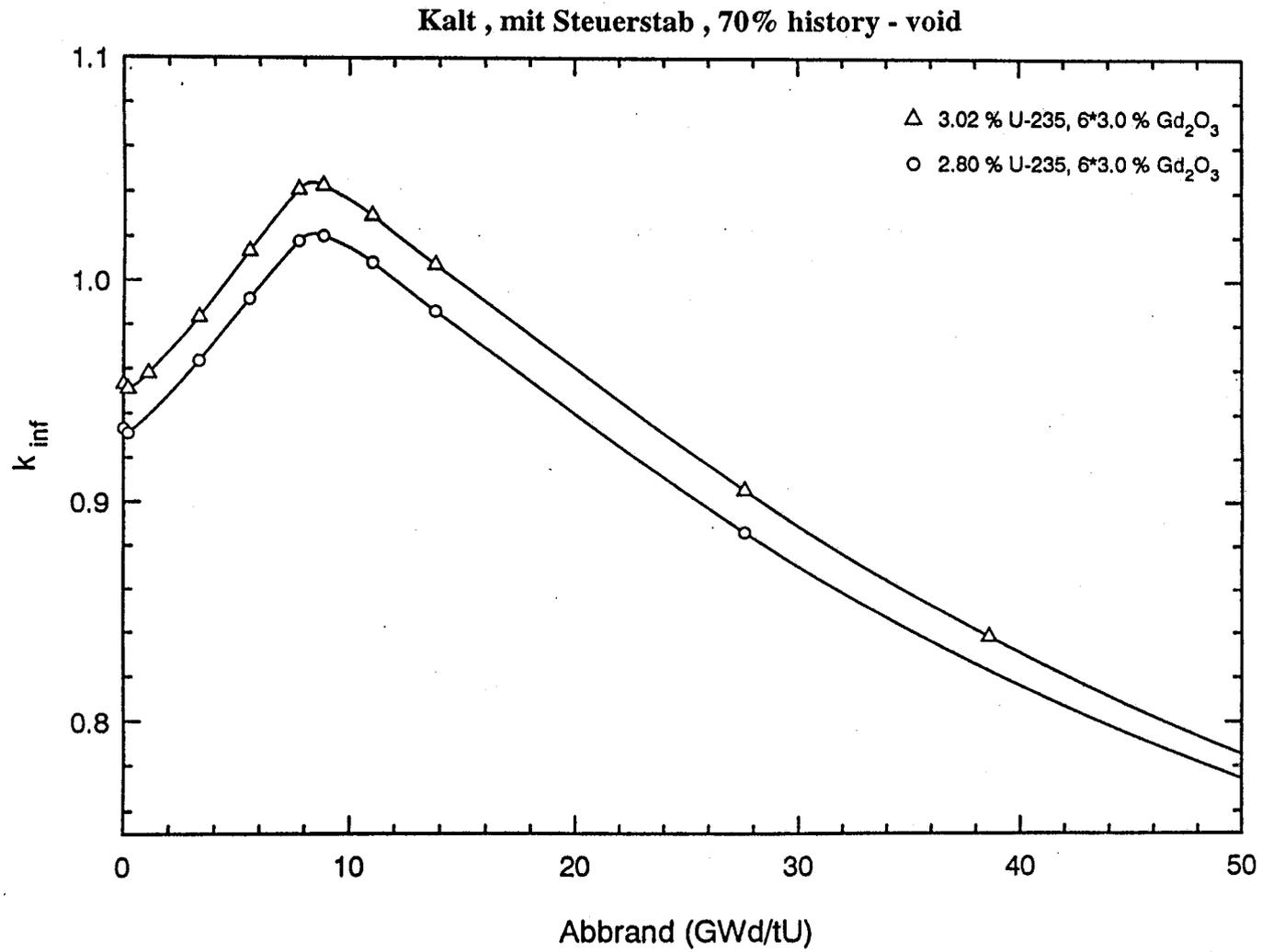


Bild 6.11 Multiplikationsfaktor eines SWR-Brennelementes

KKI 1 , BOC 7 , Nulllast , kalt , + SS

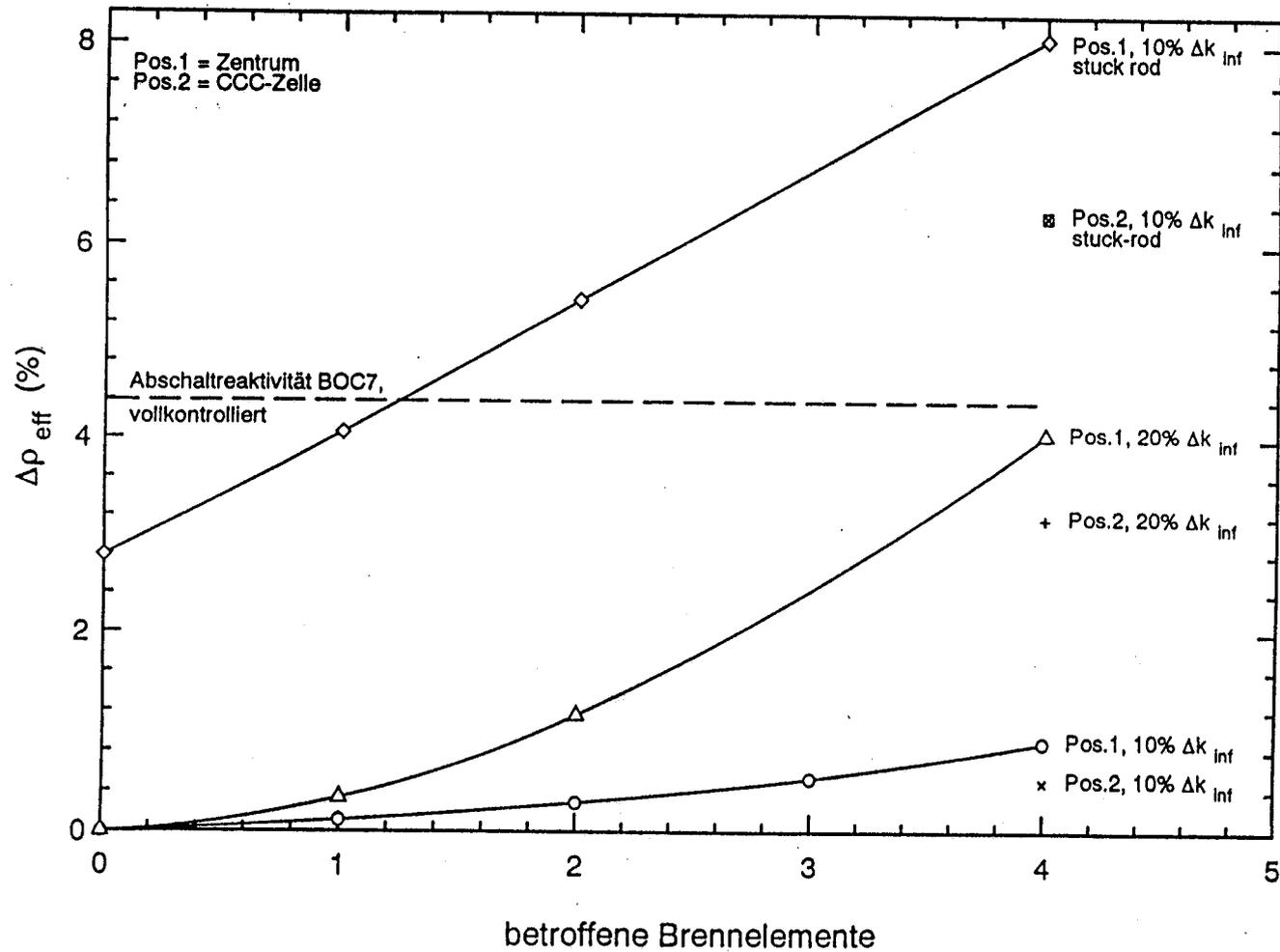


Bild 6.12 Abschaltreaktivität bei Beladefehlern

Literatur

- /DIA 89/ D. J. Diamond et al.:
Reactivity Accidents, A Reassessment of the Design - Basis Events,
Safety and Risk Evaluation Division Department of Nuclear Energy,
Brookhaven National Laboratory Upton, New York 11973, (Nov. 1989)
- /FEN 79/ L. E. Fennern et al.:
Improved Cell Core Design Concept,
Trans. Am. Nucl. Soc. Vol. 33 (1979) 642
- /GRS 91/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH
SWR-Sicherheitsanalyse (RS 794) KRB 2
Mögliche Auswirkungen eines Absturzes des RDB-Deckels auf die RDB-
Standzarge (Technische Notiz)
Köln, 23.05.1991
- /SPE 78/ S. R. Specker et al.:
The BWR Control Cell Core improved Design,
Trans. Am. Nucl. Soc. Vol. 30 (1978) 336
- /STU 86/ Studsvik Energiteknik AB:
CASMO-3G, A Fuel Assembly Burnup Programm,
Bericht NFA-86/7 (Nov. 1986)
- /STU 88/ Studsvik Energiteknik AB:
SIMULATE-3 User's Manual,
Bericht SOA-88/01 (Feb. 1988)

7 Zusammenfassung und Schlußfolgerungen

Im Auftrag des BMFT hat die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) nach Abschluß der Deutschen Risikostudie (DRS-B) erstmals eine probabilistische Sicherheitsanalyse für Siedewasserreaktoren (SWR) durchgeführt.

Die Sicherheitsanalyse verfolgt insbesondere das Ziel, die Ausgewogenheit der Sicherheitstechnik zu bewerten, sicherheitstechnische Verbesserungsmöglichkeiten anzuregen und zu bewerten sowie das Potential von anlageninternen Notfallmaßnahmen aufzuzeigen.

In der Sicherheitsanalyse wurden ausgewählte, sicherheitstechnisch relevante Ereignisse untersucht, die zu einer Kernschädigung führen können. Die sehr detailliert durchgeführten Untersuchungen konzentrierten sich dabei auf die Anlagentechnik. Bei derartigen Analysen wird die Häufigkeit von Ereignissen (z. B. Lecks, Ausfall von Komponenten) und die Wahrscheinlichkeit des Versagens der dann zur Beherrschung erforderlichen Sicherheitseinrichtungen ermittelt. Das Versagen solcher Sicherheitseinrichtungen führt zunächst zu einer Gefährdung der Kühlung des Reaktorkerns. Nach Eintritt eines Gefährdungszustands können noch anlageninterne Notfallmaßnahmen durchgeführt werden, um einen Schadenszustand (z. B. Kernschädigung) zu verhindern. Im Rahmen dieser Analyse erfolgte die Sicherheitsbeurteilung bis zur Ebene der Gefährdungszustände.

Die Untersuchungen berücksichtigen systemtechnische Verbesserungen und Änderungen des Betriebshandbuchs, die vom Betreiber der Anlage bereits realisiert worden sind oder in nächster Zeit durchgeführt werden. Das geplante zusätzliche Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA-System) und die modifizierte Abfahrkühlleitung wurden getrennt bewertet.

Das Potential von anlageninternen Notfallmaßnahmen zur Beherrschung von Gefährdungszuständen wurde aufgezeigt. Unter Nutzung von Untersuchungen für andere Anlagen erfolgte eine erste Einschätzung zu den Erfolgsaussichten, jedoch keine quantitative Bewertung. Es wurden keine Häufigkeiten von Schadenszuständen (z. B. Kernschmelzen) ermittelt.

Zu Störfällen außerhalb des Leistungsbetriebs erfolgten orientierende Untersuchungen, um eine Ausgangsbasis für vertiefte Analysen zu schaffen.

7.1 Zusammenfassung der Ergebnisse

Die quantitativen Ergebnisse der Untersuchungen sind in verschiedenen Tabellen und Bildern zusammengestellt. Im einzelnen enthalten sie Angaben zu erwarteten Häufigkeiten von auslösenden Ereignissen und Gefährdungszuständen sowie zu bedingten Wahrscheinlichkeiten der Ausfälle von Systemfunktionen. Die Zahlenwerte sind Punktwerte, die unter Verwendung der Erwartungswerte der auslösenden Ereignisse und der Zuverlässigkeitsdaten der Komponenten ermittelt wurden. Die Verwendung von Punktwerten ist bei der im Vordergrund stehenden Beurteilung der Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung sinnvoll, weil es in erster Linie auf Relationen zwischen den ermittelten Zahlen ankommt. Der Vergleich mit Punktwerten aus anderen Studien ist nur unter Vorbehalt möglich, da keine Unsicherheitsanalyse durchgeführt wurde und deswegen keine abgesicherte Aussage zur Lage der Punktwerte relativ zu den meistens verwendeten Verteilungskenngrößen Median- und Erwartungswert (Mean) gemacht werden kann.

Die Durchführung einer aufwendigen Unsicherheitsanalyse erschien nicht gerechtfertigt, weil bisher nur ausgewählte Ereignisse untersucht und einige Phänomene, die Einfluß auf das Ergebnis und dessen Unsicherheit haben können, noch nicht abschließend bewertet wurden. Deshalb ist eine umfassende Unsicherheitsanalyse für die Phase II der Untersuchungen vorgesehen, in der die relevanten phänomenologischen Unsicherheiten eingegrenzt werden sollen.

■ Auslösende Ereignisse

Störungen und Schäden an Komponenten und Anlagenteilen, die Anforderungen von Sicherheitssystemen auslösen, werden als "auslösende Ereignisse" bezeichnet. Die untersuchten auslösenden Ereignisse mit ihren erwarteten Eintrittshäufigkeiten sind in Tabelle 7.1 dargestellt. In der Tabelle sind anlageninterne auslösende Ereignisse zu den folgenden Ereignisgruppen zusammengefaßt: Betriebstransienten, Transienten durch Lecks im Nachkühlsystem, Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnell-

abschaltung (ATWS), Lecks innerhalb des Sicherheitsbehälters sowie Lecks außerhalb des Sicherheitsbehälters.

Brand und anlageninterne Überflutung bilden die Ereignisgruppe "übergreifende anlageninterne Ereignisse", und Erdbeben und Sonstige (Flugzeugabsturz, Hochwasser, Explosionsdruckwelle, Einwirkungen vom Nachbarblock) die "anlagenexternen Ereignisse".

Zur Ermittlung der erwarteten Eintrittshäufigkeit auslösender Ereignisse wurden verwendet:

- Anlagenspezifische Informationen für Ereignisse, für die eine ausreichende Datenbasis aus der Betriebserfahrung in der Anlage vorlag (z. B. Betriebs-transienten).
Beim Notstromfall, der in der Referenzanlage nicht aufgetreten ist und bei dem die Betriebserfahrung aus anderen Anlagen nicht ohne weiteres übertragen werden kann, wurde die Nullfehlerstatistik verwendet.
- Anlagenspezifische und zusätzliche Informationen aus anderen Kernkraftwerken für Ereignisse, für die die anlagenspezifische Betriebserfahrung allein unzureichend war (z. B. kleine Lecks (bis 10 cm²).
- Die Methodik der DRS-B für kleine (ab 10 cm²), mittlere und große Lecks in Leitungen.
- Anlagenspezifische und zusätzliche Informationen aus anderen Kernkraftwerken für Ereignisse, für die die anlagenspezifische Betriebserfahrung allein unzureichend war, und Modellvorstellungen (z. B. ATWS, Überflutung, Brand).

■ **Gefährdungszustände**

- Anlageninterne Ereignisse

Zur Beherrschung eines auslösenden Ereignisses werden bestimmte Funktionen der Betriebs- und Sicherheitssysteme benötigt. Diese beinhalten auch Handlungen des Betriebspersonals gemäß Betriebshandbuch (BHB). Sind die Mindestanforderungen

an die Systemfunktionen nicht erfüllt, so kommt es zu Gefährdungszuständen. Werden dann keine anlageninternen Notfallmaßnahmen durchgeführt, so führen die Gefährdungszustände zu Schadenzuständen, z. B. Kernschmelzen.

Die Gefährdungszustände sind gekennzeichnet durch charakteristische Anlagenzustände und durch die Zeiten bis zu ihrem Eintritt. Die Anlagenzustände werden folgendermaßen klassifiziert:

- b₁ Die Temperatur des Kondensationskammerwassers überschreitet 150 °C infolge Ausfalls der Nachwärmeabfuhr.
Oberhalb dieser Temperatur ist ein Betrieb der Niederdruckstränge des Nachkühlsystems nicht mehr möglich. Die RDB-Bespeisung ist bis zu diesem Zeitpunkt nicht gefährdet. Durch Aufheizen und teilweises Ausdampfen des Kondensationskammerwassers steigen Druck und Temperatur innerhalb des Sicherheitsbehälter (SB), wodurch dessen Integrität nach ca. 10 h gefährdet wird.
- b₂ Der RDB-Füllstand überschreitet bei ausgefallenem Durchdringungsabschluß und nicht abgeschalteter RDB-Bespeisung die Höhe der Frischdampfleitungen, verbunden mit Folgeversagen der Frischdampfleitung oder der anschließenden Systeme.
Die Ausspeisung des Kühlmittels über das Leck nach dem angenommenen Folgeversagen der Frischdampfleitung führt zu einem schnellen Absinken des Füllstandes in der Kondensationskammer und nach frühestens 2 h zu einer Gefährdung der Kernkühlung.
- b₂* Der Normalfüllstand in der Kondensationskammer wird um mehr als 6,5 m unterschritten infolge eines Lecks in einer Frischdampfleitung außerhalb des SB und Ausfalls des DDA und dadurch bedingtem Ausdampfen des Kühlmittels.
Bei diesem Anlagenzustand wäre die Kernkühlung frühestens nach 2 Tagen gefährdet.
- b₃ Der RDB-Füllstand erreicht die Kernunterkante infolge Ausfalls der RDB-Bespeisung.

- b₄ Der RDB-Druck überschreitet den 1,3-fachen Auslegungsdruck (ca. 12 MPa) infolge Ausfalls der Druckbegrenzung des Reaktorkühlkreises.

Zur zusätzlichen Kennzeichnung des Anlagenzustandes wird zwischen niedrigem Druck (ND) im RDB, d. h. nach einer Druckentlastung, und hohem Druck (HD) bei Eintritt der Gefährdung unterschieden. Die Gefährdungszustände sind so ausgewählt, daß es für deren Beurteilung keine Rolle spielt, von welchem auslösenden Ereignis der Zustand verursacht wird.

Für die untersuchten anlageninternen Ereignisse zeigt die Tabelle 7.2 die erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems und die Tabelle 7.3 die erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände mit Berücksichtigung des ZUNA-Systems sowie der modifizierten Abfahrkühlleitung.

Die Tabellen 7.4 und 7.5 enthalten weitere Auswertungen der Tabellen 7.2 und 7.3 für Betriebstransienten. Die Bilder 7.1 und 7.2 zeigen für die anlageninternen auslösenden Ereignisse die Beiträge der Ereignisgruppen zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände sowie die prozentualen Anteile der Gefährdungszustände.

Die Häufigkeiten einer Gefährdung mit den Anlagenzuständen b₂ bzw. b₂* bei Transienten und Kühlmittelverluststörfällen innerhalb des Sicherheitsbehälters sind in den Ergebnissen nicht enthalten, da das Verhalten der Frischdampfleitungen und der anschließenden Systeme nach einem Überspeisen des RDB mit Ausfall des Durchdringungsabschlusses (und Wassereintrag in diese Leitungen) nicht bewertet wurde. Für eine belastbare Quantifizierung der Versagenswahrscheinlichkeit der Frischdampfleitungen und der angrenzenden Systeme sind noch vertiefte anlagenspezifische Untersuchungen erforderlich.

Ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems beträgt der ermittelte Punktwert für die Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände aus anlageninternen auslösenden Ereignissen $5,0 \cdot 10^{-5}/a$. Das Gesamtergebnis wird zu etwa gleichen Teilen durch die Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen Nachwärmeabfuhr (b₁) und RDB-Bespeisung (b₃) bestimmt, wobei ca. 90 % des Ergebnisses auf Ereignisabläufe zurückzuführen sind, die frühestens nach 5 h zu einer Gefährdung führen.

Der Beitrag zur Häufigkeit des Gefährdungszustandes mit der Kategorie b_4 (Möglichkeit des Überdruckversagens) spielt wegen der diversitären Bypassventile für das Ergebnis nur eine untergeordnete Rolle (1 %).

Die Transienten mit Verlust der Hauptwärmesenke (einschließlich Notstromfall und Offenbleiben eines S+E-Ventils) liefern mit ca. 85 % die wichtigsten Beiträge. Die Häufigkeit der Gefährdungszustände für Ereignisse mit Kühlmittelverlust innerhalb oder außerhalb des SB beträgt ca. $1 \cdot 10^{-6}/a$. Sie liefern somit keinen signifikanten Beitrag zur Gesamthäufigkeit der Gefährdungszustände. Bei der Analyse der Kühlmittelverluststörfälle wird davon ausgegangen, daß die Funktion des Nachkühlsystems durch Verschmutzung (z. B. Isolationsmaterial) als Folge des auslösenden Ereignisses nicht beeinträchtigt ist. Derartige Verschmutzungsmöglichkeiten wurden schon bei der Auslegung der Anlage untersucht und als nicht relevant bewertet. Neuere Betriebserfahrungen weisen jedoch auf eine alterungsbedingte Veränderung des Isolationsmaterials hin, die die Gültigkeit der Auslegungsannahmen betreffen könnten. Mögliche Auswirkungen auf die Funktion der Nachkühlssysteme konnten im Rahmen dieser Analyse nicht mehr untersucht werden.

Bei Betriebstransienten mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS) ist der Ausfall der Reaktorschutz-Auslösung der Reaktorschnellabschaltung (RESA) infolge Versagens der RDB-Füllstandsmessung der relevante Fall. Er führt zu einem Gefährdungszustand der Kategorie b_3 mit einer Eintrittshäufigkeit von $1 \cdot 10^{-6}/a$. Maßgebend dafür ist der Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung, bei dem das RESA-Signal nur von der Füllstandsmessung abgeleitet wird. Der Fall kann langfristig nur beherrscht werden, wenn vor Beginn einer Kernschädigung (ca. 10 bis 15 min nach Störfallbeginn) eine RESA und eine RDB-Bespeisung von Hand ausgelöst wird. Derartige Handmaßnahmen wurden im Rahmen dieser Analyse nicht berücksichtigt. Bei Betriebstransienten mit mechanischem Versagen von zwei oder mehr benachbarten Steuerstäben können möglicherweise Gefährdungszustände auftreten. Hierzu sind noch detaillierte Untersuchungen erforderlich.

Zusätzliche Beiträge zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen würden sich ergeben, wenn es aufgrund von RDB-Überspeisung und Ausfall des Durchdringungsabschlusses zum Folgeversagen einer Frischdampfleitung (Anlagenzustand b_2 bzw. b_2^*) käme. Die Größe dieser Beiträge hängt von der bedingten Versagenswahrscheinlichkeit der

Frischdampfleitungen ab. Mit Hilfe der im Zusammenhang mit dem ZUNA-System geplanten, aber bereits 1992 in Betrieb gehenden modifizierten Abfahrkühlleitung können die Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr jedoch sichergestellt werden.

Mit Berücksichtigung des ZUNA-Systems verringert sich die Summe der Häufigkeiten der Gefährdungszustände auf $4,4 \cdot 10^6/a$ (s. Tabelle 7.3 und Bilder 7.1 und 7.2). Es ergibt sich somit eine Verringerung der Summe der Häufigkeiten der Gefährdungszustände um den Faktor 11. Das ZUNA-System führt zu einer deutlichen Verbesserung der Systemfunktionen Nachwärmeabfuhr (b_1) und RDB-Bespeisung (b_3). Die Häufigkeiten der entsprechenden Gefährdungszustände werden dadurch um den Faktor 40 (b_1) bzw. den Faktor 7 (b_3) reduziert. Bei allen Transienten mit Ausfall der Hauptspisewasserversorgung und Common-Cause-Ausfällen der Meßwerterfassung für den RDB-Füllstand werden die Häufigkeiten von Gefährdungszuständen der Kategorie b_3 durch Berücksichtigung des ZUNA-Systems nicht verringert, da der Ausfall der Meßwerterfassung derzeit auch zum Ausfall der Signale für die RDB-Einspeisung durch das ZUNA-System führt. Bei einem Notstromfall mit gleichzeitigem Ausfall der Gleichstromversorgung kann ZUNA nicht wirksam werden, da keine Druckentlastung erfolgen kann. Die Häufigkeiten der nicht bewerteten Gefährdungszustände der Kategorie b_2 werden durch das ZUNA-System nicht beeinflusst.

Ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems und der zusätzlichen Abfahrkühlleitung tragen Common-Cause-Ausfälle mit ca. 99 % (im Sinne von Importanz) zur Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände bei. Ausfallkombinationen, die ausschließlich Common-Cause-Ausfälle enthalten, liefern einen Beitrag von ca. 80 %. Ca. 60 % der Summenhäufigkeit sind durch das Startversagen aller drei nuklearen Zwischenkühlkreispumpen sowie aller drei nuklearen Nebenkühlwasserpumpen verursacht, die sowohl direkt zur Nachwärmeabfuhr als auch zur Kühlung von Komponenten des Nachkühlsystems verwendet werden. Etwa 20 % des Ergebnisses sind auf Common-Cause-Ausfälle mit zusätzlichen unabhängigen Ausfällen oder/und zusätzlichem Versagen geplanter Handmaßnahmen zurückzuführen.

Durch das diversitär ausgeführte ZUNA-System verringert sich der Anteil an der Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände, die ausschließlich auf Common-Cause-Ausfälle zurückzuführen sind, auf ca. 40 %. Von Bedeutung sind hierbei der Common-Cause-Ausfall der Meßwerterfassung für den RDB-Füllstand beim Ausfall

der Hauptspeisewasserversorgung (ATWS) sowie der Common-Cause-Ausfall der 24-Volt-Gleichstromversorgung beim Notstromfall. Dagegen führen die ohne ZUNA dominanten Common-Cause-Ausfälle von Pumpen nicht mehr ausschließlich, sondern nur in Verbindung mit zusätzlichen unabhängigen Ausfällen von Komponenten des ZUNA-Systems zu Gefährdungszuständen der Kategorie b_1 bzw. b_3 .

Bei der Bewertung der Common-Cause-Anteile ist zu berücksichtigen, daß die verwendeten Daten generischer Art sind, weil Methoden zur Ermittlung anlagenspezifischer Daten nicht zur Verfügung standen. Jedoch wurden bei der Überprüfung der Übertragbarkeit die anlagentechnischen Gegebenheiten berücksichtigt.

Der Anteil von menschlichen Fehlhandlungen an den Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen ist ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems mit ca. 11 % relativ gering, wobei pessimistisch angenommene Wahrscheinlichkeiten für Fehler bei den betrachteten Handmaßnahmen zugrunde gelegt wurden. Zu dem geringen Anteil trägt der hohe Automatisierungsgrad der Anlage wesentlich bei.

- Übergreifende Ereignisse

Die Häufigkeit von Gefährdungszuständen durch Überflutung wurde mit $< 10^{-6}/a$ abgeschätzt. Ihr Beitrag ist somit unbedeutend.

Öl- und Kabelbrände im Steuerstabantriebsraum des SB haben sich als relevant herausgestellt. Die Eintrittshäufigkeiten für Brände im SB und die bedingte Wahrscheinlichkeit für den Eintritt eines Gefährdungszustandes sind nur mit großen Unsicherheiten quantifizierbar. Die Häufigkeit von Gefährdungszuständen infolge Brand im SB wurde mit deutlich $< 10^{-6}/a$ abgeschätzt.

Die Standsicherheit und Integrität der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude und Komponenten der Anlage ist auch bei extrem seltenen Erdbeben der Intensität 8 gewährleistet. Das Maschinenhaus ist deterministisch gegen Erdbeben der Intensität 7 ausgelegt. Eine Untersuchung zum Überschreiten von Grenzwerten der Gebäudekonstruktionen ergibt eine Häufigkeit von $6,3 \cdot 10^{-5}/a$ (vgl. hierzu auch Seite 5-127). Die auf dieser Basis ermittelte Häufigkeit wurde auch als oberer Schätzwert für die Eintrittshäufigkeit von Lecks in den Frischdampfleitungen infolge erdbebenbedingten

Absturzes der Dachkonstruktion des Maschinenhauses zugrunde gelegt. Versagt in mindestens einer von fünf Frischdampfleitungen der Durchdringungsabschluß (bedingte Versagenswahrscheinlichkeit $1,4 \cdot 10^3$), so kommt es zu einem Kühlmittelverlust außerhalb des SB (Gefährdungszustand der Kategorie b_2^*). Die entsprechende Häufigkeit beträgt damit $< 10^{-7}/a$. Die Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr könnten dann durch Abfahren der Anlage über die modifizierte Abfahrkühlleitung sichergestellt werden. Der Aktivitätseinschluß wäre damit jedoch nicht gewährleistet.

Von den anlagenexternen Ereignissen Flugzeugabsturz, Hochwasser, Explosionsdruckwellen und Einwirkungen vom Nachbarblock sind keine relevanten Beiträge zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen zu erwarten.

■ **Anlageninterne Notfallmaßnahmen**

Durch präventive anlageninterne Notfallmaßnahmen können bei vielen Ereignisabläufen Gefährdungszustände beherrscht und Schadenszustände verhindert werden. Kommt es beim Versagen solcher Maßnahmen zum Schadenszustand, so können schadensbegrenzende anlageninterne Notfallmaßnahmen durchgeführt werden.

Im Notfallhandbuch der Referenzanlage werden Maßnahmen zur Sicherstellung bzw. Wiederherstellung von

- Unterkritikalität
- RDB-Einspeisung bei hohem Druck, z. B. Reaktivierung des Hauptspeisewassersystems
- RDB-Einspeisung bei niedrigem Druck, z. B. Einspeisen mit mobilen Pumpen
- Wärmeabfuhr
- Aktivitätsrückhaltung und Integrität des SB, z. B. durch gefilterte Druckentlastung (Venting) des SB
- Stromversorgung

beschrieben.

Bei ca. 90 % der Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände liegen lange Karenzzeiten und mehrere Möglichkeiten zur Durchführung von Notfallmaßnahmen vor, also günstige Bedingungen für deren erfolgreiche Durchführung. Bei ca. 10 % der Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände mit kurzen Karenzzeiten bzw. erschwerten Bedingungen bei der Diagnose ist eine geringe Erfolgswahrscheinlichkeit für die Durchführung von Notfallmaßnahmen zu erwarten. Werden für eine orientierende Einschätzung der Erfolgsaussichten Untersuchungsergebnisse für andere Anlagen herangezogen, ergibt sich eine Summenhäufigkeit von Schadenszuständen aus anlageninternen Ereignissen von $< 10^{-5}/a$ ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems.

Für eine belastbare quantitative Bewertung der anlageninternen Notfallmaßnahmen sind noch eingehende Untersuchungen zur Wirksamkeit und Durchführbarkeit der Maßnahmen unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen Gegebenheiten erforderlich.

7.2 Schlußfolgerungen

Der Schwerpunkt der Arbeiten der SWR-Sicherheitsanalyse lag bei den anlagentechnischen Untersuchungen. Es wurden dabei wesentliche Verbesserungen der Anlagentechnik und der Prozeduren zur Störfallbeherrschung angeregt. Diese sind zum größten Teil bereits in der Anlage verwirklicht und haben zu einer Erhöhung der Anlagensicherheit geführt. Durch die bereits realisierten und noch vorgesehenen Systemänderungen wird ein insgesamt hohes Sicherheitsniveau erreicht.

Untersuchungen auf der Basis der vorliegenden Planungsunterlagen für das ZUNA-System zeigen, daß die Eintrittshäufigkeiten von Gefährdungszuständen, die mit dem Ausfall der RDB-Bespeisung und/oder dem Ausfall der Nachwärmeabfuhr verbunden sind, durch dieses System deutlich reduziert werden. Eine weitergehende Verringerung der Häufigkeit von Gefährdungszuständen würde sich ergeben, wenn für das ZUNA-System eine unabhängige und diversitäre Meßwerverfassung des RDB-Füllstands vorhanden und wenn eine RDB-Druckentlastung mit der diversitären ZUNA-Notstromversorgung möglich wäre. Die diversitäre Meßwerverfassung könnte auch die Eintrittshäufigkeit der Überspeisungstransienten und des wichtigsten ATWS-Falls reduzieren.

Durch die SWR-Sicherheitsanalyse wurden auch Kenntnisdefizite aufgezeigt, die weitere Untersuchungen bzw. Entwicklungsarbeiten erforderlich machen. So könnte das Folgeversagen von Frischdampfleitungen oder der anschließenden Systeme bei Überspeisung und Versagen des Durchdringungsabschlusses einen nicht zu vernachlässigenden Beitrag zu den Gefährdungszuständen liefern. Der derzeitige Wissensstand ist jedoch nicht ausreichend, um eine belastbare quantitative Beurteilung der Versagenswahrscheinlichkeit der Frischdampfleitungen und der anschließenden Systeme zu ermöglichen. Hierzu wären noch vertiefte Untersuchungen erforderlich. Bei Verbesserung des Durchdringungsabschlusses (z. B. diversitäre Abschlußarmatur, verbesserte Meßwerterfassung des RDB-Füllstandes) würden Lecks in den Frischdampfleitungen außerhalb des SB infolge Überspeisung keinen signifikanten Beitrag zur Häufigkeit der Gefährdungszustände liefern. Bei Gefährdungszuständen mit Lecks in der Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters können mit der modifizierten Abfahrkühlleitung die Nachwärmeabfuhr und Kernkühlung, jedoch nicht der Aktivitätseinschluß sichergestellt werden.

Zu ATWS-Fällen mit mechanischem Versagen von Steuerstäben aufgrund gemeinsamer Ursache, die derzeit als unbedeutend eingestuft werden, wären noch absichernde Analysen zur Wirksamkeit der Nachwärmeabfuhr und des Boriersystems notwendig.

Lecks in Kühlmittleitungen sind in der Referenzanlage nicht beobachtet worden, jedoch in anderen deutschen SWR-Anlagen. Unter Berücksichtigung der relativ geringen Betriebserfahrungen mit deutschen Siedewasserreaktoren wäre es für die Absicherung der Eintrittshäufigkeiten von kleinen Lecks notwendig, in weiterführenden Arbeiten über die Verwendung rein statistischer Daten hinaus auch mögliche Mechanismen der Rißentstehung unter den speziellen Bedingungen der Wasserchemie bei SWR in die methodische Behandlung einzubeziehen.

Weiterhin ergaben die Analysen, daß Ausfälle aus gemeinsamer Ursache (Common-Cause-Ausfälle) sehr hohe Anteile an der Nichtverfügbarkeit der Systeme haben. Große Bedeutung kommt daher der Fortentwicklung der Datenbasis und der eingesetzten Modelle zu. Dazu ist eine fortlaufende und systematische Auswertung von Betriebserfahrungen sowie die Entwicklung von Modellen erforderlich, die die anlagenspezifisch angewandten Schutzmaßnahmen gegen das Auftreten von Common-

Cause-Ausfällen und die Maßnahmen zum frühzeitigen Erkennen sich anbahnender Common-Cause-Ausfälle besser quantitativ erfassen können.

Die Beurteilung menschlicher Zuverlässigkeit wird bei Berücksichtigung der anlageninternen Notfallmaßnahmen von großer Bedeutung sein. Hier besteht Forschungsbedarf, Simulationsmodelle zu entwickeln, mit deren Hilfe menschliche Handlungen, insbesondere im Rahmen von anlageninternen Notfallmaßnahmen, realistisch bewertet werden können.

Verschiedene Anlagenzustände und Ereignisabläufe bei abgeschalteter Anlage wurden einer ersten orientierenden Analyse unterzogen. Dabei zeigte sich, daß aufgrund stillstandsspezifischer Gegebenheiten die Analysen sehr komplex und umfangreich werden können. Daher sind weitere, vertiefte und systematische Untersuchungen notwendig, um Ereignisse außerhalb des Leistungsbetriebes umfassend bewerten zu können.

Für die Eintrittshäufigkeit von Gefährdungszuständen aufgrund eines Brandes wird insgesamt ein Wert von deutlich kleiner als $10^{-6}/a$ abgeschätzt. Im Rahmen eines ausgewogenen Sicherheitskonzepts ergibt sich dementsprechend keine Notwendigkeit weiterer Brandschutzmaßnahmen.

Im Zusammenhang mit der Vermeidung einer H_2 -Verbrennung infolge schwerer Kernschäden wird als mögliche Maßnahme eine Inertisierung der Druckkammer diskutiert. Eine derartige Maßnahme würde dann auch Brände im Sicherheitsbehälter während des Leistungsbetriebs wirksam verhindern.

Für die Bewertung der Funktion des Sicherheitsbehälters bei Kernschmelzunfällen in einer weitergehenden Analyse (Level-2) ist für Siedewasserreaktoren die Kühlbarkeit der Schmelze, z. B. in einer Wasservorlage, von entscheidender Bedeutung. Dazu ist es erforderlich, Prioritäten für die Planung und Durchführung entsprechender Forschungsvorhaben zu setzen.

Die SWR-Sicherheitsanalyse zeigte, daß die Einzelergebnisse vielfach von technischen Auslegungsdetails abhängen und anlagenspezifisch sind. Gleichwohl liefern die Untersuchungen konkrete Hinweise auch für die Beurteilung anderer Anlagen, so daß Fragestellungen generischer Art fundiert diskutiert werden können.

Mit dieser Sicherheitsanalyse wurde ein Referenzdokument des technischen Wissensstandes über das Anlagenverhalten bei nicht auslegungsgemäß ablaufenden Störfällen in Siedewasserreaktoren und der Analysemethodik erstellt, das für zukünftige probabilistische Sicherheitsanalysen herangezogen werden kann.

Insgesamt hat sich die vorliegende probabilistische Sicherheitsanalyse mit ihrem systematischen Vorgehen und hohem Detaillierungsgrad als wertvolles Instrumentarium für die Sicherheitsbewertung von Siedewasserreaktoren sowie als ein effizientes Mittel zur Erhöhung der Anlagensicherheit erwiesen. Sie liefert damit ein Beispiel für anwendungsnahe Forschung mit hohem, kurzfristig erreichbarbarem Nutzen.

Tabelle 7.1 Auslösende Ereignisse und Häufigkeiten

Bezeichnung		Erwartungswert der Häufigkeit/a
Betriebstransienten		
T3	Ausfall der Hauptwärmesenke	0,5
T3T2	Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Haupt-speisewasserversorgung aus gemeinsamer Ursache	0,3
T2	Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	0,2
T5	Überspeisungstransiente	0,2
T6	Fehlfahren eines Turbinen- oder Umleitstellventils	0,2
T4	Offenbleiben eines S+E-Ventils	0,1
T1	Notstromfall	0,04
Transienten durch Lecks im Nachkühlsystem		
T7	Leck im TH-System außerhalb SB	
	Kleines Leck	$\sim 10^{-3}$
	Großes Leck	$< 10^{-4}$
Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)		
	Transienten mit Ausfall des hydraulischen Einschießens und des Sammeleinfahrens	$< 10^{-7}$
	Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung mit Versagen der Anregung der Reaktorschnellabschaltung	$1,0 \cdot 10^{-6}$
	Transienten mit Druck- und Temperaturabsenkung und mechanischem Versagen von 2 oder 3 benachbarten Steuerstäben infolge abhängigen Ausfalls	$4,0 \cdot 10^{-5}$
	Transienten mit mechanischem Versagen von 4 oder mehr benachbarten Steuerstäben infolge abhängigen Ausfalls	$3,0 \cdot 10^{-5}$
Lecks innerhalb des SB		
LI1-RL	Kleines Leck Speisewasserleitung 5 - 150 cm ²	$3,1 \cdot 10^{-3}$
LI2-RL	Mittleres Leck Speisewasserleitung 150 - 300 cm ²	$9,0 \cdot 10^{-5}$
LI3-RL	Großes Leck Speisewasserleitung > 500 cm ²	$< 10^{-7}$
LI1-FD	Kleines Leck Frischdampfleitung 5 - 50 cm ²	$4,3 \cdot 10^{-3}$
LI3-FD	Großes Leck Frischdampfleitung > 500 cm ²	$< 10^{-7}$
LIB	RDB Bodenleck	nicht ermittelt

Tabelle 7.1 Auslösende Ereignisse und Häufigkeiten (Fortsetzung)

Bezeichnung		Erwartungswert der Häufigkeit/a
Lecks außerhalb des SB		
LA1-RL	Kleines Leck Speisewasserleitung 5 - 150 cm ²	$9,1 \cdot 10^{-3}$
LA3-RL	Großes Leck Speisewasserleitung ≥ 300 cm ²	$3,5 \cdot 10^{-4}$
LA1-FD	Kleines Leck Frischdampfleitung 5 - 50 cm ²	$2,9 \cdot 10^{-3}$
LA2-FD	Mittleres Leck Frischdampfleitung 50 - 300 cm ²	$1,9 \cdot 10^{-4}$
LA3-FD	Großes Leck Frischdampfleitung > 500 cm ²	$< 5 \cdot 10^{-7}$
	Lecks in Anschlußleitungen an den Reaktorkühlkreislauf außerhalb der Absperrarmaturen	nicht ermittelt
Anlageninterne Überflutung		
	Leck des Nebenkühlwassersystems im Reaktorgebäude mit Überflutung von Sicherheitssystemen	$< 10^{-7}$
Brand		
	Transienten durch Brand im SB	$< 3 \cdot 10^{-5}$
Erdbeben		
	Lecks in den Frischdampfleitungen außerhalb des SB durch erdbebenbedingten Einsturz des Maschinenhauses	$< 6 \cdot 10^{-5}$
	Erdbebeninduzierte Transienten und Kühlmittelverluststürfälle innerhalb SB	$< 6 \cdot 10^{-7}$
Sonstige		
	Flugzeugabsturz mit Durchdringung des Reaktorgebäudes	$< 10^{-7}$
	Ereignisse, verursacht durch Hochwasser, Explosionsdruckwelle und Einwirkungen vom Nachbarblock	$< 10^{-7}$

Die in den Tabellen 7.2 und 7.3 verwendeten Abkürzungen haben die folgende Bedeutung:

T1	=	Notstromfall
T2	=	Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung
T3	=	Ausfall der Hauptwärmesenke
T3T2	=	Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung durch gemeinsame Ursache
T4	=	Offenbleiben eines S+E-Ventils
LA1-FD	=	Kleines Leck in einer Frischdampfleitung außerhalb SB
LI1-FD	=	Kleines Leck in einer Frischdampfleitung innerhalb SB
LI1-RL	=	Kleines Leck in einer Speisewasserleitung innerhalb SB
ATWS	=	Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung mit Versagen der Anregung der Reaktorschnellabschaltung
HD	=	hoher Druck im RDB (keine RDB-Druckentlastung)
ND	=	niedriger Druck im RDB (nach RDB-Druckentlastung)

Tabelle 7.2 Häufigkeiten der Gefährdungszustände für auslösende Ereignisse und Summenhäufigkeiten
(ohne ZUNA, ohne modifizierte Abfahrkühlleitung)

Gefährdungszustand		Zeit bis Eintritt der Gefährdung (min)	Auslösende Ereignisse und deren Häufigkeiten 1/a									Summenhäufigkeit
			Transienten					KMV			ATWS	
Anlagenzustand			T1	T2	T3	T3T2	T4	LA1-FD	LI1-FD	LI1-RL	kein RESA-Sign. n. T2	
b ₁	ND/HD	600	4,0E-2	2,0E-1	5,0E-1	3,0E-1	1,0E-1	2,9E-3	4,3E-3	3,1E-3	1,0E-6	2,6E-5
b ₂	ND/HD	10	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	ε	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.
b ₂ *	ND	600	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	9E-8	n. b.	n. b.	n. b.	9E-8
b ₃	HD	<15	-	-	-	-	-	-	-	-	1,0E-6	1,0E-6
b ₃	ND/HD	30	9E-8	ε	4E-8	7E-7	ε	ε	ε	ε	-	8E-7
b ₃ (b ₁)	ND	15	-	-	-	-	-	-	4E-7	3E-7	-	7E-7
b ₃ (b ₁)	ND	30	6E-8	1,0E-6	3E-8	5E-7	2E-7	ε	ε	ε	-	1,8E-6
b ₃ (b ₁)	ND	300	1,7E-6	4,0E-6	7E-7	1,2E-5	ε	ε	ε	ε	-	1,9E-5
b ₃ (b ₁)	HD	60	1,1E-6	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	-	1,1E-6
Summe b ₃			3,0E-6	5,0E-6	8E-7	1,4E-5	2E-7	ε	4E-7	3E-7	1,0E-6	2,4E-5
b ₄	HD	10	1E-8	ε	2E-7	9E-8	-	ε	ε	ε	ε	3E-7
Summe der Häufigkeiten			3,2E-6	5,5E-6	2,0E-5	1,5E-5	4,1E-6	2E-7	4E-7	3E-7	1,0E-6	5,0E-5
Summe der mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen:			8,0E-5	2,8E-5	4,1E-5	5,1E-5	4,1E-5	7,2E-5	9,7E-5	9,7E-5	1,0	

ε = vernachlässigbarer Beitrag zur Summenhäufigkeit (< 10⁻⁸/a) ; n. b. = nicht bewertet; Erläuterungen zu den Abkürzungen auf S. 7-16

Tabelle 7.3 Häufigkeiten der Gefährdungszustände für auslösende Ereignisse und Summenhäufigkeiten
(mit ZUNA, mit modifizierter Abfahrkühlleitung)

Gefährdungszustand		Zeit bis Eintritt der Gefährdung (min)	Auslösende Ereignisse und deren Häufigkeiten 1/a								Summenhäufigkeit	
			Transienten					KMV				ATWS
Anlagenzustand			T1	T2	T3	T3T2	T4	LA1-FD	LI1-FD	LI1-RL	kein RESA-Sign. n. T2	
			4,0E-2	2,0E-1	5,0E-1	3,0E-1	1,0E-1	2,9E-3	4,3E-3	3,1E-3	1,0E-6	
b ₁	ND/HD	600	8E-9	2E-8	6E-7	3E-8	1E-7	3E-9	ε	ε	ε	7E-7
b ₂	ND/HD	10	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.
b ₂ *	ND	600	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	2E-8	n. b.	n. b.	n. b.	2E-8
b ₃	HD	<15	-	-	-	-	-	-	-	-	1,0E-6	1,0E-6
b ₃	ND/HD	30	8E-8	ε	7E-8	7E-7	1E-8	ε	ε	ε	-	8E-7
b ₃ (b ₁)	ND	15	-	-	-	-	-	-	8E-9	6E-9	-	1E-8
b ₃ (b ₁)	ND	30	ε	2E-8	ε	ε	ε	ε	ε	ε	-	2E-8
b ₃ (b ₁)	ND	300	5E-8	1E-7	3E-8	2E-7	5E-9	ε	ε	ε	-	4E-7
b ₃ (b ₁)	HD	60	1,1E-6	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	-	1,1E-6
Summe b ₃			1,3E-6	1E-7	1E-7	9E-7	2E-8	ε	9E-9	6E-9	1,0E-6	3,4E-6
b ₄	HD	10	1E-8	ε	2E-7	9E-8	-	ε	ε	ε	ε	3E-7
Summe der Häufigkeiten			1,3E-6	1E-7	8E-7	1,0E-6	1E-7	2E-8	9E-9	6E-9	1E-6	4,4E-6
Summe der mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen:			3,2E-5	7E-7	1,6E-6	3,4E-6	1,3E-6	6,5E-6	2,0E-6	2,0E-6	1,0	

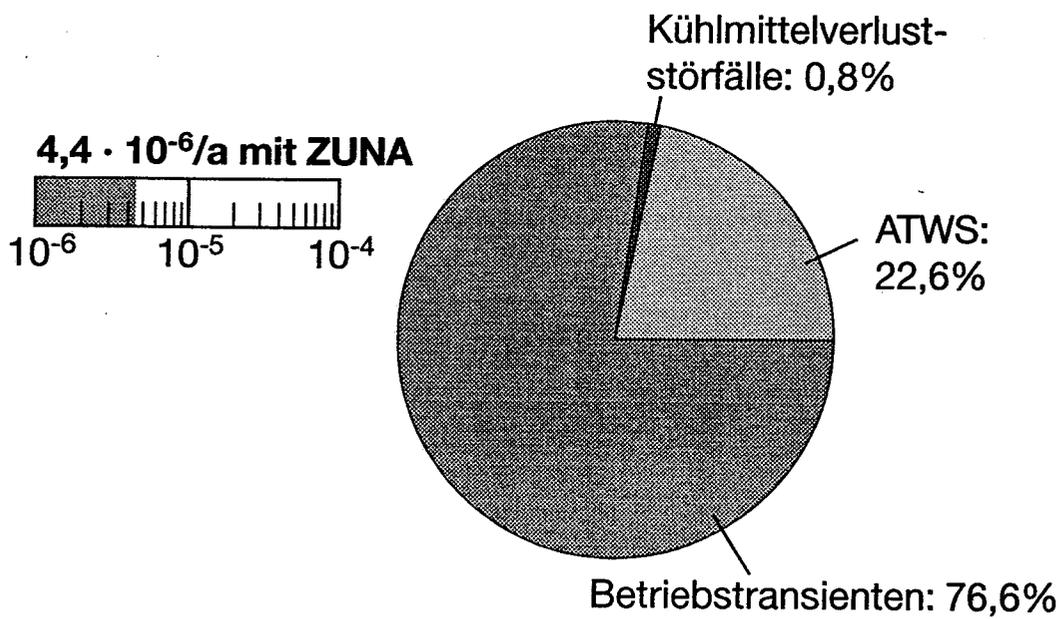
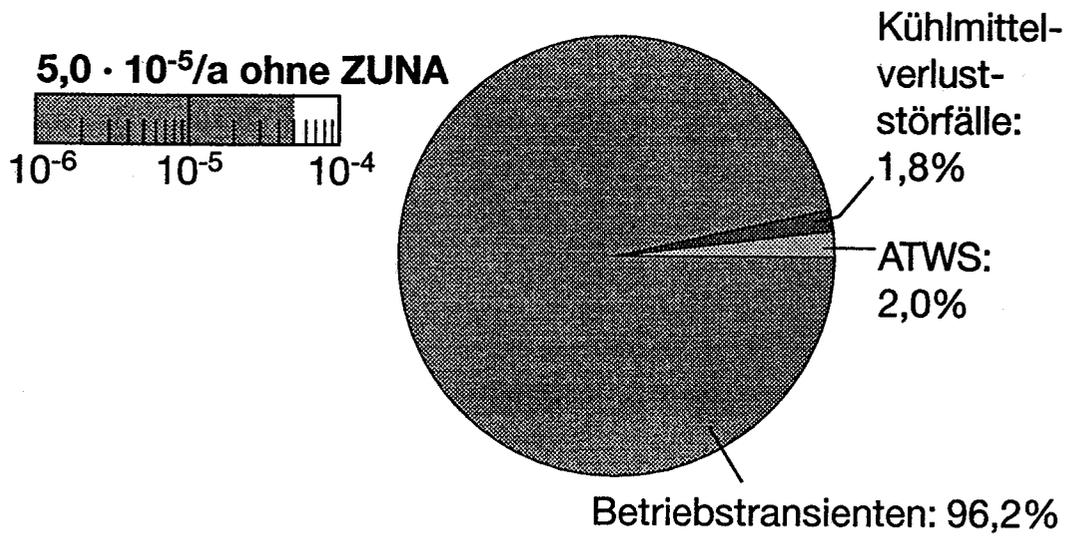
ε = vernachlässigbarer Beitrag zur Summenhäufigkeit (< 10⁻⁹/a); n. b. = nicht bewertet ; Erläuterungen zu den Abkürzungen auf S. 7-16

Tabelle 7.4 Häufigkeiten von Gefährdungszuständen für Betriebstransienten **ohne** ZUNA

Auslösendes Ereignis und Eintrittshäufigkeit (h)		Summe der mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen	Summenhäufigkeit von Gefährdungszuständen (H)	
	h [1/a]		H [1/a]	[%]
Ausfall der Hauptwärmesenke	0,5	$4,1 \cdot 10^{-5}$	$2,0 \cdot 10^{-5}$	40,5
Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall des Hauptspeisewasser durch gemeinsame Ursache	0,3	$5,1 \cdot 10^{-5}$	$1,5 \cdot 10^{-5}$	30,3
Ausfall Hauptspeisewasser	0,2	$2,8 \cdot 10^{-5}$	$5,5 \cdot 10^{-6}$	11,0
Offenbleiben eines S+E-Ventils	0,1	$4,1 \cdot 10^{-5}$	$4,1 \cdot 10^{-6}$	8,0
Notstromfall	0,04	$8,0 \cdot 10^{-5}$	$3,2 \cdot 10^{-6}$	6,4
Betriebstransienten	1,1		$4,8 \cdot 10^{-5}$	96,2

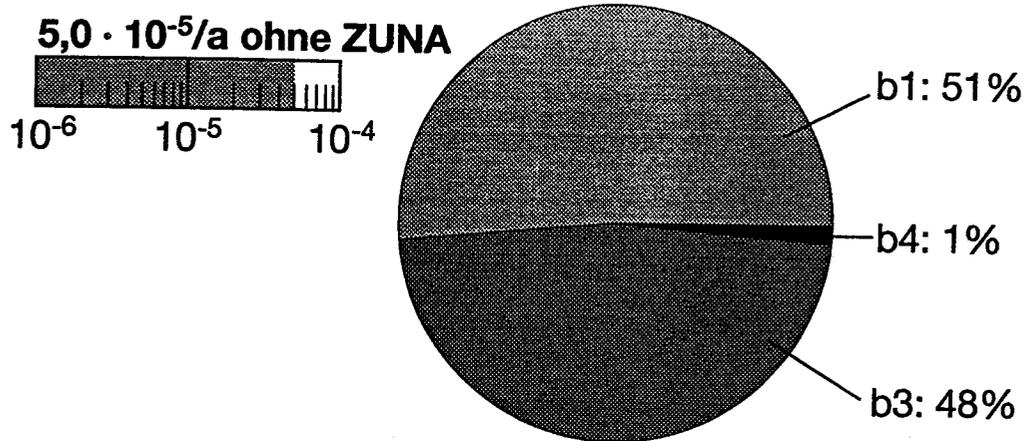
Tabelle 7.5 Häufigkeiten von Gefährdungszuständen für Betriebstransienten **mit** ZUNA

Auslösendes Ereignis und Eintrittshäufigkeit (h)		Summe der mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen	Summenhäufigkeit von Gefährdungszuständen (H)	
	h [1/a]		H [1/a]	[%]
Ausfall der Hauptwärmesenke	0,5	$1,6 \cdot 10^{-6}$	$8 \cdot 10^{-7}$	18,1
Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall des Hauptspeisewasser durch gemeinsame Ursache	0,3	$3,4 \cdot 10^{-6}$	$1,0 \cdot 10^{-6}$	23,1
Ausfall Hauptspeisewasser	0,2	$7 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-7}$	3,2
Offenbleiben eines S+E-Ventils	0,1	$1,3 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-7}$	2,9
Notstromfall	0,04	$3,2 \cdot 10^{-5}$	$1,3 \cdot 10^{-6}$	29,4
Betriebstransienten	1,1		$3,4 \cdot 10^{-6}$	76,6

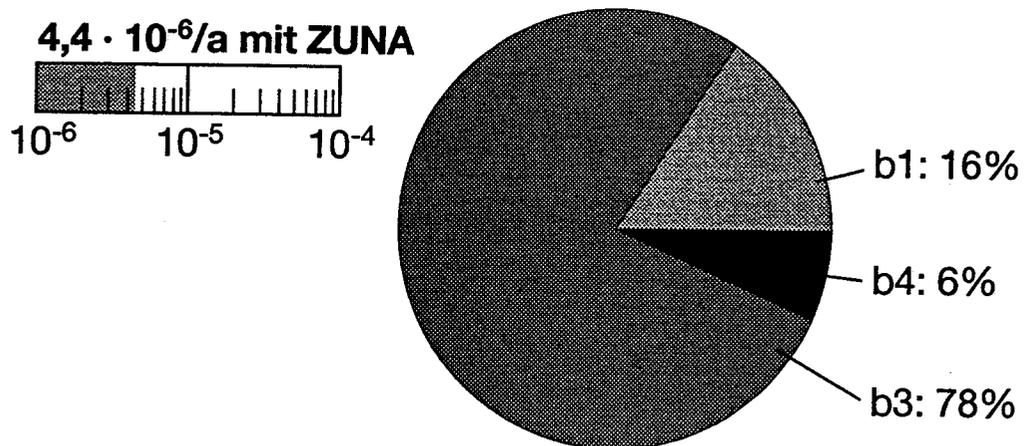


92074-20

Bild 7.1 Beiträge der Ereignisgruppen zur Summenhäufigkeit von Gefährdungszuständen



- b1: Temperatur in KOKA > 150°C infolge Ausfall Nachwärmeabfuhr
- b3: Kernfreilegung infolge Ausfall RDB-Bespeisung
- b4: Druck im RDB > 12 MPa infolge Ausfall Druckbegrenzung



92074-23

Bild 7.2 Beiträge der unterschiedlichen Anlagenzustände zur Summenhäufigkeit von Gefährdungszuständen

Verteiler

Bundesminister für Forschung und Technologie: Referat RS 317	20 x
Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit	15 x
Reaktor-Sicherheitskommission RSK	30 x
Bundesamt für Strahlenschutz	10 x
Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen	1 x
Ministerium für Umwelt Baden Württemberg	1 x
Ministerium für Soziales, Gesundheit und Energie des Landes Schleswig-Holstein	1 x
Ministerium für Wirtschaft und Technologie des Landes Nordrhein Westfalen	1 x
Ministerium für Wirtschaft und Technologie des Landes Baden-Württemberg	1 x
Niedersächsisches Umweltministerium	1 x
Freie und Hansestadt Hamburg, Umweltbehörde Amt für Umweltschutz	1 x
Rheinisch-Westfälischer Überwachungs-Verein e. V., Fachbereich Kerntechnik und Strahlenschutz	1 x
Technischer Überwachungs-Verein Bayern e. V., Sparte Energietechnik	5 x

Technischer Überwachungs-Verein-Norddeutschland e. V., Haupt- abteilung 2- Energietechnik, Werkstofftechnik und Umweltschutz	2 x
Technischer Überwachungs-Verein Hannover/Sachsen-Anhalt e. v., Hauptabteilung Kerntechnik und Strahlenschutz	2 x
Technischer Überwachungs-Verein Rheinland e. V., Fachbereich Kerntechnik und Strahlenschutz	2 x
Technischer Überwachungs-Verein Südwest e. V., Fachbereich Kerntechnik und Strahlenschutz	2 x
Verband der Technischen Überwachungs-Vereine e. V., Abteilung Leitstelle Kerntechnik	1 x
König und Heunisch, Ffm.	2 x
Siemens AG Unternehmensbereich KWU, Erlangen, Offenbach	4 x
Battelle-Europe, Ffm.	2 x
Badenwerk AG	1 x
Bayernwerk AG	4 x
Hamburgische Elektrizitäts-Werke-AG	1 x
Preussen-Elektra Hauptverwaltung	1 x
RWE Energie AG Hauptverwaltung	4 x
VGB Technische Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber e. V.	1 x
Vereinigung Deutscher Elektrizitätswerke VDEW	1 x
Kernkraftwerk Krümmel GmbH	1 x

Kernkraftwerk Brunsbüttel GmbH	1 x
Kernkraftwerk Philippsburg GmbH	1 x
Kernkraftwerk Isar I GmbH	1 x
Kernkraftwerk Gundremmingen Betriebsgesellschaft mbH	5 x
Preussen-Elektra AG Kernkraftwerk Würgassen	1 x
Kraftwerks-Simulator Gesellschaft mbH (KSG) Essen	3 x
KfK, Karlsruhe	2 x
Forschungszentrum Jülich GmbH (Prof. Hicken)	2 x
Deutsches Atomforum e. V. (DAtF)	1 x
Institut für Kernenergetik und Energiesysteme (IKE)	1 x
Zentralinstitut für Kernforschung Rossendorf	1 x
Ruhr Universität Bochum (Prof. Unger)	1 x
Technische Universität Dresden	1 x
Technische Hochschule Zittau	1 x

GRS-FB

Internationale Verteilung 50 x

GRS

Geschäftsführung (bir, hen) je 1 x

Bereichsleiter (ant, ban, bas, hec, rit, tho, ulw, wol) je 1 x

Projektleitung (kee) 10 x

Abteilungen (191, 193, 194, 201, 202, 301, 302, 303,
401, 501 (4x), 502 (2x), 503, 504, 601,
602, 603, 604, 702, 808) je 1 x

Autoren je 1 x

Gesamtauflage: 300 Exemplare

**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH**

Schwertnergasse 1
5000 Köln 1

Telefon (02 21) 20 68-0
Telefax (02 21) 20 68 442
Telex 2 214 123 grs d

Forschungsgelände
8046 Garching b.München

Telefon (0 89) 3 20 04-0
Telefax (0 89) 3 20 04 299
Telex 5 215 110 grs md

Kurfürstendamm 200
1000 Berlin 15

Telefon (0 30) 88 41 89-0
Telefax (0 30) 88 23 655