



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

SWR
Sicherheitsanalyse
Abschlußbericht
Teil 1

Deskriptoren:

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



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

**SWR-
Sicherheitsanalyse
Abschlußbericht
Teil 1**

Juni 1993

**GRS - 102/1
ISBN 3-923875-52-5**

Autoren

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH:

S. Beliczey, W. Erdmann, P. Gruner, U. Hauptmanns, P. Hömke, H. Holtschmidt, E. Kersting, A. Kofahl, W.-M. Kuntze, S. Langenbuch, H. Liemersdorf, J. v. Linden, G. Mayer, D. Müller-Ecker, W. Nolte, W. Pointner, M. Röwekamp, W. Sehrbrock, H. Schäfer, C. Verstegen, W. Werner, N. Wetzler, R.-M. Zander, W. Zwermann

Technischer Überwachungs-Verein Bayern e. V.:

J. Huber, E. Nieckau, T. Seidl, J. Semmrich

König & Heunisch, Beratende Ingenieure:

S. Liphardt, W. Sprey, H. Techen, J.D. Wörner

Redaktion:

E. Kersting, J. v. Linden, K.D. Mokros, D. Müller-Ecker, W. Werner

Projektleitung:

E. Kersting

Kurzfassung

Im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) hat die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) nach Abschluß der Deutschen Risikostudie für Druckwasserreaktoren erstmals eine Sicherheitsanalyse für Siedewasserreaktoren (SWR) mit probabilistischen Methoden durchgeführt. Referenzanlage ist das Kernkraftwerk Gundremmingen.

Durch Forschungen und Betriebserfahrungen unterliegt die Reaktorsicherheit einer ständigen Weiterentwicklung. Reaktorsicherheit ist also ein dynamischer Prozeß, in dem Sicherheitsanalysen eine bedeutende Rolle spielen. In probabilistischen Sicherheitsanalysen wird ermittelt, mit welcher Häufigkeit Ereignisse (z.B. Lecks in Leitungen) eintreten und mit welcher Wahrscheinlichkeit die dann zur Beherrschung erforderlichen Sicherheitseinrichtungen versagen. Das Versagen von Sicherheitseinrichtungen führt zunächst zu einer Gefährdung der Kühlung des Reaktorkerns. Zur Beherrschung solcher Gefährdungszustände können dann noch anlageninterne Notfallmaßnahmen durchgeführt werden, um ein Kernschmelzen zu verhindern.

Mit der hier durchgeführten Analyse wird insbesondere das Ziel verfolgt, die Ausgewogenheit der Sicherheitstechnik zu überprüfen und zu bewerten, sicherheitstechnische Verbesserungen anzuregen sowie die Möglichkeit von anlageninternen Notfallmaßnahmen bei schweren Störfällen aufzuzeigen.

In der Sicherheitsanalyse wurden repräsentative, sicherheitstechnisch relevante Ereignisse untersucht, die zu Schäden am Reaktorkern führen können. Die Analysen ergeben, daß für die mit den Betriebs- und Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe (Gefährdungszustände) eine Eintrittshäufigkeit von ca. $5 \cdot 10^{-5}/a$ zu erwarten ist, d.h. die Wahrscheinlichkeit hierfür liegt bei 1 zu 20 000 pro Anlage und Jahr. Bei der überwiegenden Zahl dieser Fälle steht relativ viel Zeit (mehr als drei Stunden) für die Durchführung von anlageninternen Notfallmaßnahmen zur Verfügung, wodurch deren Erfolgsaussichten günstig einzuschätzen sind. Solche Maßnahmen wurden jedoch im Rahmen dieser Phase der Untersuchung nicht abschließend bewertet. Nicht berücksichtigt ist bei der angegebenen Eintrittshäufigkeit ein weiteres zur Zeit im Bau befindliches Sicherheitssystem, das sogenannte zusätzliche Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem. Bei Berücksichtigung dieses zusätzlichen

Sicherheitssysteme verringert sich die Eintrittshäufigkeit für nicht beherrschte Ereignisabläufe um etwa das 10fache auf rund 1 zu 200 000 pro Anlage und Jahr.

Bereits während der Analyse wurden wesentliche Verbesserungen der Anlagentechnik und der Prozeduren zur Störfallbeherrschung angeregt. Diese sind schon zum größten Teil 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.

Für die Beurteilung anderer Siedewasserreaktoren liefern die Untersuchungen ebenfalls konkrete Hinweise. Durch die Analysen wurden auch Fragestellungen identifiziert, die weitere Untersuchungen und Entwicklungsarbeiten erforderlich machen.

Insgesamt hat sich die probabilistische Sicherheitsanalyse mit ihrem systematischen Vorgehen als wertvolles Instrument für die Sicherheitsbewertung und als ein effizientes Mittel zur Identifizierung von Verbesserungsmöglichkeiten erwiesen. Sie liefert ein Beispiel für anwendungsnahe Forschung mit hohem, kurzfristig realisierbarem Nutzen.

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	3-141
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	3-177
3.2.7.1	Sicherheitstechnische Funktionen	3-178
3.2.7.2	Systemfunktionen und Mindestanforderungen	3-186
3.2.7.3	Beschreibung der Ereignisabläufe	3-191
3.2.8	Kühlmittelverluststörfälle	3-195
3.2.8.1	Sicherheitstechnische Funktionen	3-198
3.2.8.2	Systemfunktionen und Mindestanforderungen	3-215
3.2.8.3	Beschreibung der Ereignisabläufe	3-236
3.3	Zuverlässigkeitsanalyse	3-248
3.3.1	Vorgehen bei der Zuverlässigkeitsanalyse	3-248
3.3.1.1	Annahmen und Voraussetzungen	3-248
3.3.1.2	Methode der Fehlerbaumanalyse und Aufbau der Fehlerbäume	3-251
3.3.1.3	Funktionsprüfungen	3-261
3.3.2	Zuverlässigkeitskenngrößen	3-263
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	3-352
3.3.3.2	Ergebnisse für Kühlmittelverluststörfälle	3-360
3.3.3.3	Zuverlässigkeitsuntersuchungen für Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)	3-363
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 5-64
5.1.2.1	Eingrenzung relevanter Ereignisabläufe 5-65
5.1.2.2	Mögliche Brandverläufe im Sicherheitsbehälter und ihre Häufigkeit 5-73
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 5-101
5.1.2.5	Zusammenfassende Bewertung 5-105
5.2	Anlagenexterne übergreifende Ereignisse 5-108
5.2.1	Erdbeben 5-108
5.2.1.1	Methodik und Randbedingungen der seismischen Analysen 5-108
5.2.1.2	Standortspezifische seismische Lastannahmen 5-111
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	5-138
	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 1

Tabelle 3.1	Anzahl und Erwartungswert der Häufigkeit eines Ausfalls der Hauptwärmesenke	3-11
Tabelle 3.2	Anzahl der AHWS durch DDA und AHWS durch TUSA ohne FDU	3-13
Tabelle 3.3	Dauer des Ausfalls der Hauptwärmesenke	3-16
Tabelle 3.4	Anzahl der "AHWS" und Erwartungswert der Häufigkeit pro Jahr und Reaktor	3-17
Tabelle 3.5	Beobachtete Ereignisse "Fehlfahren von Turbinen- oder Umleitventilen"	3-32
Tabelle 3.6	Ereignisse mit Fehlfahren der Turbinen und Umleitventile	3-33
Tabelle 3.7	Erwartungswerte für Eintrittshäufigkeiten von Lecks im Nachkühlstrang pro Anlage-Jahr	3-42
Tabelle 3.8	Erwartungswerte der Eintrittshäufigkeiten von auslösenden Ereignissen pro Jahr und Anlage für die Referenzanlage KRB und alle anderen deutschen SWR-Anlagen	3-43
Tabelle 3.9	Lecks in Kernkraftwerken mit SWR, nach Nennweitenklassen aufgeteilt	3-45
Tabelle 3.10	Bruchvorkommnisse in deutschen Siedewasserreaktoren	3-46
Tabelle 3.11	Risikorelevante Stellen der nicht absperzbaren Systemabschnitte	3-47
Tabelle 3.12	Erwartungswerte der Häufigkeit von Brüchen innerhalb SB	3-51
Tabelle 3.13	Erwartungswerte der Häufigkeit von Brüchen außerhalb SB	3-51
Tabelle 3.14	Eintrittshäufigkeit von Leckklassen	3-52
Tabelle 3.15	Mindestanforderungen zur RDB-Füllstandshaltung mit dem RL-System	3-81
Tabelle 3.16	Mindestanforderungen an die Systemfunktionen zur RDB-Füllstandshaltung, Druckentlastung und Nachwärmeabfuhr	3-92

Tabelle 3.17	Aufheizzeiten des Kondensationskammerwassers bei ausgefallener Nachwärmeabfuhr (in Minuten)	3-94
Tabelle 3.18	Zeiten bis zur Überspeisung bzw. der Entleerung der KOKA in Abhängigkeit von der Anregung und den einspeisenden Strängen	3-104
Tabelle 3.19	Leckklassen	3-215
Tabelle 3.20	Aufheizzeiten des Kondensationskammerwassers bei ausgefallener Nachwärmeabfuhr in Minuten	3-222
Tabelle 3.21	Systemfunktionen, die je nach Lecklage bei einem Kühlmittelverlust-Störfall erforderlich werden können	3-231
Tabelle 3.22	Mindestanforderung an die Systemfunktionen bei Kühlmittelverluststörfällen innerhalb des Sicherheitsbehälters	3-232
Tabelle 3.23	Mindestanforderung an die Systemfunktionen bei Kühlmittelverluststörfällen innerhalb des Sicherheitsbehälters nach Ausfall DURCHDRINGUNGS-ABSCHLUSS-RA, sonst wie "AHWS"	3-234
Tabelle 3.24	Zusammenstellung der in den Fehlerbäumen berücksichtigten Handarmaturen und deren Fehlstellungen	3-259
Tabelle 3.25	Liste der Daten für unabhängige Ausfälle verfahrenstechnischer Komponenten	3-275
Tabelle 3.26	Liste der Daten für unabhängige Ausfälle elektrotechnischer Komponenten	3-283
Tabelle 3.27	Liste der Daten für unabhängige Ausfälle leittechnischer Komponenten	3-285
Tabelle 3.28	GVA-Daten für KRB-II-B, HD-Einspeisepumpen ($T_{GVA} = 420 \text{ h}$)	3-330
Tabelle 3.29	Zuverlässigkeitskennzahlen für gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA)	3-332

Abbildungsverzeichnis Abschlußbericht, Teil 1

Bild 1.1	Einordnung von Gefährdungs- und Schadenszuständen	1-7
Bild 2.1	SWR, Prinzipschaltbild Reaktorkühlkreislauf	2-8
Bild 2.2	KRB II: Sicherheitseinrichtungen	2-9
Bild 2.3	KRB II: Nachkühlsysteme	2-10
Bild 2.4	KRB II: Nachkühlkette	2-11
Bild 2.5	KRB II: Diversitäres Nachwärmeabfuhr- und Einspeise- system (ZUNA)	2-12
Bild 2.6	KRB II: Sicherheits- und Enlastungsventil, diversitäres Druckbegrenzungsventil	2-13
Bild 2.7	KRB II: Längsschnitt des Sicherheitsbehälters mit Druck- abbausystem	2-14
Bild 3.1	T3 bzw. T3T2 , Ausfall der Hauptwärmesenke (Teil 1)	3-377
Bild 3.2	T3 bzw. T3T2, Ausfall der Hauptwärmesenke (Teil 2)	3-378
Bild 3.3	T2, Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung (Teil 1)	3-379
Bild 3.4	T1, Notstromfall (Teil 1)	3-380
Bild 3.5	T1, Notstromfall (Teil 2)	3-381
Bild 3.6	T4, Offenbleiben eines TK-Ventils	3-382
Bild 3.7	T5, Überspeisungstransiente	3-383
Bild 3.8	T7.1, Leck TH-Strang innerhalb/außerhalb Compartment Betriebsweise: Bereitschaftsstellung oder betriebliches KOKA-Kühlen ($T > 32 \text{ }^\circ\text{C}$)	3-384
Bild 3.9	T7.2, Leck TH-Strang innerhalb/außerhalb Compartment Betriebsweise : Betriebliche Anregung RDB-Nachspeisen ($L < LT2$)	3-385
Bild 3.10	T7.3, Leck TH-Strang innerhalb/außerhalb Compartment Betriebsweise: Reaktorschutzanregung	3-386
Bild 3.11	LI1-FD/RL, Kleines Leck innerhalb SB, Frisch- dampf/Speisewasser	3-387
Bild 3.12	LI2-RL, Mittleres Leck innerhalb SB, Speisewasser	3-388

Bild 3.13	LI3-FD-RL, Großes Leck innerhalb SB, Frischdampf/Speisewasser	3-389
Bild 3.14	LIB, RDB - Bodenleck	3-390
Bild 3.15	LA1-FD, Kleines Leck außerhalb SB, Frischdampf	3-391
Bild 3.16	LA2-FD, Mittleres Leck außerhalb SB, Frischdampf	3-392
Bild 3.17	LA3-FD, Großes Leck außerhalb SB, Frischdampf	3-393
Bild 3.18	LA1-RL, Kleines Leck außerhalb SB, Speisewasser	3-394
Bild 3.19	LA3-RL, Großes Leck außerhalb SB, Speisewasser	3-395
Bild 3.20	Schematische Darstellung eines Ereignisablaufdiagramms und eines Fehlerbaumes	3-396
Bild 3.21	Abgrenzung der Betrachtungseinheiten	3-397
Bild 3.22	KRB-II Prinzipskizze: Systemtechnischer Aufbau des Schnellabschaltsystems	3-398
Bild 3.23	KRB-II Prinzipskizze: Ansteuerung der Komponenten des Schnellabschaltsystems	3-399
Bild 3.24	Verteilungsfunktion des Anforderungsintervalls; Betriebs- erfahrung KRB-II, Band C bis 7/1991	3-400
Bild 3.25	Mittlere Ausfallwahrscheinlichkeiten $P(N)$ der Steuerstäbe in beliebigen Positionen	3-401
Bild 3.26	Anteile $w(m, N)$ benachbarter Ausfallkombinationen	3-402
Bild 3.27	Verteilungsfunktion der Ausfallwahrscheinlichkeiten für $m = 2, 3$ oder $m \geq 4$ benachbarte Steuerstäbe bei Anforderung der RESA	3-403
Bild 3.28	Transienten; Beiträge zur Summe der erwarteten Häufig- keiten der Gefährdungszustände (ohne ZUNA, ohne modifizierte Abfahrkühlleitung)	3-404
Bild 3.29	Kühlmittelverluststörfälle; Beiträge zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände (ohne ZUNA, ohne modifizierte Abfahrkühlmittel)	3-405
Bild 3.30	Anlageninterne auslösende Ereignisse; Beiträge zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände (ohne ZUNA, ohne modifizierte Abfahrkühlleitung)	3-406
Bild 3.31	Transienten; Beiträge zur Summe der erwarteten Häufig- keiten der Gefährdungszustände (mit ZUNA, mit modifizierter Abfahrkühlleitung)	3-407

Bild 3.32	Kühlmittelverluststörfälle; Beiträge zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände (mit ZUNA, mit modifizierter Abfahrkühlleitung)	3-408
Bild 3.33	Anlageninterne auslösende Ereignisse; Beiträge zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände (mit ZUNA, mit modifizierter Abfahrkühlleitung)	3-409
Bild 3.34	Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen	3-410
Bild 3.35	Häufigkeitsbeiträge einzelner Komponenten-Ausfälle zur Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände	3-411
Bild 3.36	Beiträge der unterschiedlichen Ausfallarten zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen	3-412
Bild 3.37	Häufigkeit der Gefährdungszustände und Beiträge der Anlagenzustände ohne und mit Berücksichtigung von ZUNA	3-413

1 Ziele, Umfang und Methodik der Sicherheitsanalyse

Die Untersuchungen zur SWR-Sicherheitsanalyse erfolgten im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie durch die GRS. Teilaufgaben wurden an den Technischen Überwachungs-Verein Bayern e.V., München, und an König und Heunisch, Beratende Ingenieure, Frankfurt/Main, vergeben.

1.1 Zielsetzung der Untersuchungen

Die SWR-Sicherheitsanalyse hat das Ziel, unter Nutzung von Erkenntnissen aus der Sicherheitsforschung und von Betriebserfahrungen

- die relative Bedeutung von Ereignisabläufen und Sicherheitsfunktionen zu ermitteln,
- die Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung zu überprüfen,
- sicherheitstechnische Verbesserungsmöglichkeiten anzuregen und zu bewerten sowie
- das Potential von anlageninternen Notfallmaßnahmen aufzuzeigen.

1.2 Umfang der Untersuchungen

In der Sicherheitsanalyse werden ausgewählte, sicherheitstechnisch relevante Ereignisse untersucht, die zu einer Kernschädigung führen können.

Die Untersuchungen konzentrieren sich auf die zur Beherrschung der ausgewählten anlageninternen und externen Ereignisse notwendigen Systeme. In die Bewertung werden alle Betriebs- und Sicherheitssysteme sowie die im Betriebshandbuch vorgesehenen Maßnahmen einbezogen.

Die Analysen berücksichtigen systemtechnische Verbesserungen und Änderungen des Betriebshandbuchs, die vom Betreiber der Anlage bereits realisiert worden sind oder in nächster Zeit durchgeführt werden. Weitere Änderungen, das zusätzliche Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem und die modifizierte Abfahrkühlleitung, werden getrennt bewertet. Die Analysen umfassen die Ermittlung der von Betriebs- und

Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe (Gefährdungszustände) und ihrer Häufigkeit. Bei derartigen Sicherheitsanalysen wird die Häufigkeit von Ereignissen (z. B. Lecks in Leitungen) 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. Zur Beherrschung solcher Gefährdungszustände bzw. zur Verhinderung von Schadenszuständen können dann noch anlageninterne Notfallmaßnahmen durchgeführt werden, um einen Schadenszustand (z. B. Kernschädigung) zu verhindern. Die Sicherheit der Anlage wird nur bis zur Ebene der Gefährdungszustände beurteilt. Bild 1.1 zeigt die Einordnung von Gefährdungs- bzw. Schadenszuständen.

Das Potential von anlageninternen Notfallmaßnahmen zur Beherrschung von Gefährdungszuständen wird aufgezeigt. Unter Nutzung von Untersuchungen für andere Anlagen erfolgt eine erste Einschätzung zu den Erfolgsaussichten. Hierbei werden diese Maßnahmen nicht bewertet und somit keine Häufigkeiten von Schadenszuständen (z. B. Kernschmelzen) ermittelt.

Ergebnisse von orientierenden Untersuchungen zu Störfällen außerhalb des Leistungsbetriebs werden diskutiert.

1.3 Methodik

1.3.1 Untersuchungsschritte

In der Sicherheitsanalyse werden folgende Schritte zur Untersuchung der relevanten Ereignisabläufe durchgeführt:

- Erfassung der auslösenden Ereignisse und Ermittlung der erwarteten Eintrittshäufigkeit
- Ermittlung der von den Betriebs- und Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe (Gefährdungszustände) und ihrer Häufigkeit
- Aufzeigen des Potentials anlageninterner Notfallmaßnahmen zur Beherrschung der Gefährdungszustände, d. h. zur Verhinderung von Schadenszuständen (z. B. Kernschmelzen).

1.3.2 Angewandte Methoden

- Auslösende Ereignisse

Die Auswahl der auslösenden Ereignisse orientiert sich daran,

- ob das Ereignis in der Referenzanlage oder in anderen SWR-Anlagen beobachtet worden ist, oder ob
- mit den durch das Ereignis verursachten Abläufen wichtige Anforderungen an die Sicherheitssysteme und die dabei auftretenden wesentlichen Phänomene erfaßt werden, oder ob
- das Ereignis in anderen Studien als bedeutsam erkannt wurde.

Zur Ermittlung der erwarteten Eintrittshäufigkeit auslösender Ereignisse werden verwendet:

- Anlagenspezifische Informationen für Ereignisse, für die eine ausreichende Datenbasis aus der Betriebserfahrung in der Anlage vorliegt (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, wird die Nullfehlerstatistik verwendet.

- Anlagenspezifische und zusätzliche Informationen aus anderen Kernkraftwerken für Ereignisse, für die die anlagenspezifische Betriebserfahrung allein unzureichend ist (z. B. kleine Lecks bis 10 cm^2).
- Die Methodik der DRS-B für kleine (ab 10 cm^2), mittlere und große Lecks in Leitungen.
- Anlagenspezifische und zusätzliche Informationen aus anderen Kernkraftwerken für Ereignisse, für die die anlagenspezifische Betriebserfahrung allein unzureichend ist, und Modellvorstellungen (z. B. ATWS, Überflutung, Brand).

- Ereignisablaufanalysen

Ein auslösendes Ereignis kann durch einzelne Funktionen oder Kombinationen von Funktionen verschiedener Sicherheitssysteme (Systemfunktionen) beherrscht werden.

Durch welche Kombinationen von Systemfunktionen dieses erreicht werden kann, wird durch thermohydraulische Analysen bestimmt. Dabei wird insbesondere ermittelt, wieviele der mehrfach vorhandenen (redundanten) Systemstränge der einzelnen Sicherheitssysteme erforderlich sind (Mindestanforderung), um eine bestimmte Systemfunktion zu erfüllen. Sind die Mindestanforderungen an die erforderlichen Systemfunktionen nicht erfüllt, so führt der Ereignisablauf zu einem Gefährdungszustand. Gefährdungszustände werden durch charakteristische Merkmale (Anlagenparameter und Zeit bis Eintritt einer Gefährdung) beschrieben.

In Ereignisablaufdiagrammen werden systematisch die Möglichkeiten erfaßt, mit denen auslösende Ereignisse beherrscht werden oder zu einem Gefährdungszustand führen können. Dazu werden Ereignispfade gebildet, die vom auslösenden Ereignis ausgehen und für jede benötigte Systemfunktion einen Verzweigungspunkt enthalten. An diesem teilt sich der Ereignispfad in zwei Pfade auf. Davon ist der eine der Verfügbarkeit, der andere der Nichtverfügbarkeit der Systemfunktion zugeordnet. So ergeben sich viele Pfade, die entweder zu beherrschten Zuständen oder zu Gefährdungszuständen führen.

Im Ereignisablaufdiagramm sind jedem Verzweigungspunkt Wahrscheinlichkeiten zugeordnet. Diese entsprechen der Verfügbarkeit bzw. Nichtverfügbarkeit der zugehörigen Systemfunktion. Es handelt sich dabei um bedingte Wahrscheinlichkeiten, die durch Zuverlässigkeits- (Fehlerbaum-) analysen bestimmt werden.

Damit ergibt sich für jeden Einzelpfad eine Übergangswahrscheinlichkeit vom auslösenden Ereignis zum Gefährdungszustand als Produkt der Verzweigungswahrscheinlichkeiten entlang des Pfades. Die Wahrscheinlichkeit des Übergangs von einem auslösenden Ereignis zu einem bestimmten Gefährdungszustand ergibt sich durch die Addition der Übergangswahrscheinlichkeiten der Einzelpfade, die zu dem gleichen Gefährdungszustand führen.

- Systemanalysen

Um für die Verzweigungen im Ereignisablaufdiagramm Wahrscheinlichkeiten angeben zu können, ist das Ausfallverhalten, d. h. die Nichtverfügbarkeit oder die Ausfallrate von Systemfunktionen, quantitativ zu bewerten. Beobachtungen, aus denen das Ausfallverhalten einer Systemfunktion aus der Betriebserfahrung direkt ermittelt werden

kann, sind häufig nicht zahlreich genug, weil aufgrund der hohen Zuverlässigkeit der Systeme in Kernkraftwerken ein Ausfall der Systeme nur selten oder noch nie aufgetreten ist. Dagegen läßt sich meistens das Ausfallverhalten von Komponenten, die in den verschiedensten Systemen vorhanden sind, aus der Betriebserfahrung bestimmen. Deswegen wird das Ausfallverhalten von Systemfunktionen auf das Ausfallverhalten der Komponenten der Systeme zurückgeführt. Dabei werden Fehlhandlungen von Personen wie Ausfälle von Komponenten behandelt.

Für die Ermittlung der Ausfallwahrscheinlichkeit von Systemfunktionen wird die Fehlerbaumanalyse eingesetzt. Bei ihr wird ein unerwünschtes Ereignis (z. B. Ausfall der Kühlung) vorgegeben und nach allen Ausfallursachen gesucht, die zu diesem Ereignis führen. Im allgemeinen ergibt sich dabei eine Vielzahl von Ausfallkombinationen verschiedener Komponenten oder Teilsysteme. Die Fehlerbaumanalyse ermöglicht durch graphische Darstellung eine übersichtliche Behandlung selbst großer Systeme. Dabei lassen sich auch Folgeausfälle, menschliches Fehlverhalten und Common-Cause-Ausfälle berücksichtigen.

Zur Durchführung der Analyse wird für jedes auslösende Ereignis und jeden Gefährdungszustand (Top-Ereignis) ein Gesamtfehlerbaum erstellt, der durch die Struktur des Ereignisablaufdiagramms bestimmt ist. Die numerische Auswertung der Fehlerbäume liefert die mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen, die die einzelnen Gefährdungszustände verursachen.

Die ermittelten 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, weil keine Unsicherheitsanalyse durchgeführt wurde und deswegen keine abgesicherte Aussage zur Lage der Punktwerte relativ zu den meistens verwendeten Verteilungskenngrößen Median- und Mittelwert (Mean) gemacht werden kann.

- Datenunsicherheit

Während des Betriebs der Anlage werden auslösende Ereignisse und Ausfälle von Komponenten beobachtet. Daraus werden erwartete Eintrittshäufigkeiten von auslösenden Ereignissen und Zuverlässigkeitsdaten (Ausfallraten, Nichtverfügbarkeiten) der Komponenten abgeleitet. Die ermittelten Größen sind mit Unsicherheiten behaftet. Es werden folgende Unsicherheiten unterschieden:

- statistische Unsicherheiten aufgrund der begrenzten Menge von Beobachtungen (Datenbasis)
- Unsicherheiten infolge Variation von Einflußgrößen wegen nicht gleicher Komponenten und Einsatzbedingungen
- Modell-Unsicherheiten, wenn im Falle zu geringer Datenbasis Modelle zur Abschätzung verwendet wurden.

Die Unsicherheiten werden durch Wahrscheinlichkeitsverteilungen beschrieben, durch die die mögliche Variation der Größen ausgedrückt wird. Würden die so quantifizierten Unsicherheiten der erwarteten Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse, des Ausfallverhaltens der Komponenten und die Unsicherheiten der physikalischen Modellierung durch die Rechenschritte zur Ermittlung der Nichtverfügbarkeiten von Systemfunktionen fortgepflanzt, so ergäben sich für die Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen wiederum (subjektive) Wahrscheinlichkeitsverteilungen. Aus der Verteilungsfunktion der subjektiven Wahrscheinlichkeit könnte dann abgelesen werden, mit welcher Wahrscheinlichkeit die erwartete Häufigkeit von Gefährdungszuständen unterhalb (oder oberhalb) eines bestimmten Wertes liegt.

Eine derartige Unsicherheitsanalyse wird in dieser Untersuchung jedoch nicht durchgeführt, weil bisher nur ausgewählte Ereignisse untersucht werden und Phänomene, die Einfluß auf die Ergebnisse und dessen Unsicherheit haben können, noch nicht abschließend geklärt sind. Deshalb ist die Durchführung einer umfassenden Unsicherheitsanalyse für die Phase II der Untersuchungen vorgesehen, in der die relevanten phänomenologischen Unsicherheiten eingegrenzt werden sollen. Für die Ermittlung der System-Nichtverfügbarkeiten werden in der vorliegenden Analyse die Erwartungswerte der entsprechenden Verteilungsfunktionen für Ausfallraten und Ausfallwahrscheinlichkeiten der Komponenten verwendet.

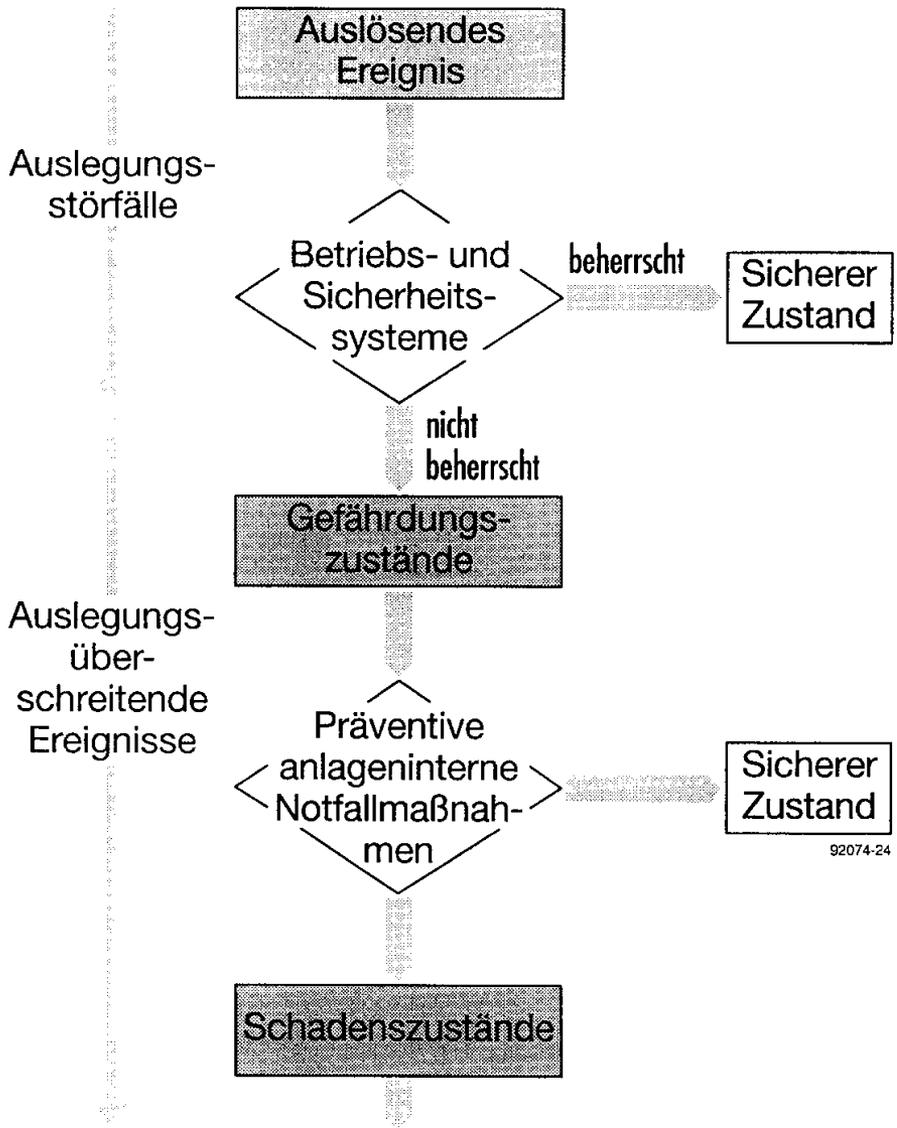


Bild 1.1 Einordnung von Gefährdungs- und Schadenszuständen

2 Referenzanlage Gundremmingen (KRB)

Referenzanlage ist das Kernkraftwerk Gundremmingen (KRB), eine Anlage mit zwei Blöcken von 1300 MWe (KRB B) und 1308 MWe (KRB C), das zwei nukleare Dampferzeuger mit jeweils einem Siedewasserreaktor der Baulinie 72 besitzt.

Hersteller der Anlage war die Kraftwerk Union AG (KWU). Betreiber sind die RWE Energie AG und die Bayernwerk AG. Die beiden Blöcke wurden unmittelbar neben dem dort von 1966 bis 1977 betriebenen 250-MWe-Kernkraftwerk Gundremmingen A errichtet und 1984 (Block B) und 1985 (Block C) an den Betreiber übergeben.

2.1 Aufbau und Funktion

Bild 2.1 veranschaulicht den Aufbau und die Funktion des Reaktorkühlkreislaufes.

Im Reaktorkern (1) wird insbesondere durch die Spaltung des Brennstoffs und durch radioaktiven Zerfall Wärmeenergie freigesetzt, durch die ein Teil des den Reaktorkern durchströmenden Kühlwassers verdampft wird. Der Dampf dient zum Antrieb des Turbogenerators (3, 4, 5) bei einem Druck von ca. 7 MPa. Der aus der Turbine abströmende Dampf wird im Kondensator (8) zu Wasser niedergeschlagen. Das Kondensat wird über eine Reinigungsanlage und eine Vorwärmanlage (10) mit den Kondensatpumpen (9) in den Speisewasserbehälter (11) und mit den Speisewasserpumpen (12) in den Reaktordruckbehälter gefördert. Die Wärmeabfuhr aus dem Kondensator (8) erfolgt über das Hauptkühlwassersystem (14-16). Die Wärme wird zum größten Teil über Kühltürme (16) in die Atmosphäre und zu einem geringen Teil unmittelbar an den Fluß abgegeben.

2.2 Sicherheitskonzept

Im Kernkraftwerk entstehen während des Reaktorbetriebs erhebliche Mengen an radioaktiven Stoffen. Das Sicherheitskonzept gewährleistet durch den Einschluß dieser radioaktiven Stoffe, daß eine Freisetzung dieser Stoffe aus der Anlage verhindert bzw. in zulässigen Grenzen gehalten wird.

Durch den Zerfall der während des Reaktorbetriebs gebildeten radioaktiven Stoffe entsteht auch nach Abschaltung des Reaktors Wärme, die Nachzerfallswärme. Diese ist im Vergleich zu der während des Reaktorbetriebs erzeugten Wärme gering und verringert sich im Verlauf der Zeit. Ohne Kühlung des Reaktorkerns würde die Nachzerfallswärme aber ausreichen, den Reaktorkern so weit aufzuheizen, daß radioaktive Stoffe freigesetzt werden können. Daher ist es notwendig, den Reaktorkern auch nach der Abschaltung zu kühlen.

Aus den physikalischen und technischen Bedingungen des Reaktorbetriebs ergeben sich folgende wesentliche Sicherheitsanforderungen:

- Kontrolle der Reaktivität:
Der Reaktor muß jederzeit abgeschaltet und im abgeschalteten Zustand gehalten werden können.
- Kernkühlung:
Die Kernkühlung muß in jedem Betriebszustand gewährleistet sein. Auch nach Abschaltung des Reaktors muß die Kühlung des Reaktorkerns und eine Abfuhr der Nachwärme langfristig sichergestellt werden.
- Einschluß der radioaktiven Stoffe:
Radioaktive Stoffe müssen innerhalb der Sicherheitsbarrieren zurückgehalten werden.

Die Erfüllung dieser Anforderungen wird durch ein Sicherheitskonzept gewährleistet, das mehrere Barrieren zum sicheren Einschluß der im Reaktor enthaltenen radioaktiven Stoffe und sicherheitstechnische Einrichtungen und Maßnahmen vorsieht, die diese Barrieren schützen.

Barrieren sind

- das Kristallgitter des Brennstoffs selbst, in dem der überwiegende Teil der Spaltprodukte zurückgehalten wird,
- die gasdichten Brennstabhüllrohre,
- der Reaktordruckbehälter zusammen mit dem geschlossenen Reaktorkühlkreislauf,

- der Sicherheitsbehälter mit den Durchdringungsarmaturen.

Um die Barrieren zu schützen, werden gestaffelte Maßnahmen eingesetzt, die verschiedenen Sicherheitsebenen zugeordnet sind.

Auf der ersten Sicherheitsebene trägt die Qualität der Auslegung, Fertigung, Errichtung und Betriebsführung dazu bei, eine gute Verfügbarkeit durch störungsfreien Betrieb zu erreichen.

Auf der zweiten Sicherheitsebene wird mit Hilfe von Regelungs- und Begrenzungseinrichtungen bei Auftreten von Betriebsstörungen die Anlage innerhalb zulässiger Auslegungsgrenzen gehalten, um Störfälle zu vermeiden.

Auf der dritten Sicherheitsebene sind zusätzliche Sicherheitssysteme vorgesehen, mit denen Barrieren gegen die Auswirkungen eines Spektrums verschiedener Störfälle geschützt werden. Die Sicherheitssysteme werden redundant (mehr Systeme als erforderlich) und ggf. auch diversitär (mit unterschiedlichem Aufbau) ausgeführt. Sie werden automatisch angeregt und so gesteuert, daß bei Auslegungsstörfällen frühestens 30 min nach Störfallbeginn Handmaßnahmen des Betriebspersonals erforderlich werden können.

Anlagendynamische Untersuchungen zeigen, daß auch bei Versagen der Sicherheitssysteme der dritten Sicherheitsebene die Funktion der Barrieren in den meisten Fällen erst nach längerer Zeit gefährdet wird. Diese Zeiten können für anlageninterne Notfallmaßnahmen genutzt werden, die einer vierten Sicherheitsebene zugeordnet werden.

2.3 Sicherheitsrelevante Systeme

Nachfolgend werden die wesentlichen Sicherheitseinrichtungen kurz beschrieben, ein Überblick wird in Bild 2.2 gegeben.

Das Reaktorschnellabschaltsystem dient zur raschen Unterbrechung der Kettenreaktion und zur Herstellung der Unterkritikalität.

Das nukleare Nachkühlsystem (Bild 2.3) ist dreisträngig aufgebaut. Ein zusätzliches, diversitär aufgebautes Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA) (Bild 2.5, Planungsstand 1990) und eine modifizierte Abfahrkühlleitung auf der Höhe der Speisewasserleitungsstutzen (Bilder 2.3 und 2.4) befinden sich derzeit im Bau. Das nukleare Nachkühlsystem (Bild 2.4) umfaßt die Systemfunktionen Hochdruckeinspeisung, Niederdruckeinspeisung und Kondensationskammerkühlen. Es hat unter anderem die Aufgabe, nach Abschaltung des Reaktors auch langfristig die Nachwärme über den nuklearen Zwischenkühlkreis und das nukleare Nebenkühlwassersystem abzuführen. Bei einem Kühlmittelverlust muß es außerdem Wasser in den Reaktorkühlkreislauf nachspeisen.

Die automatische Druckbegrenzung (Bild 2.6) hat die Aufgabe, einen unzulässigen Druckanstieg im Reaktor zu verhindern, wenn die Dampfabgabe vom Reaktor an die Turbine durch eine Absperrung der Dampfleitungen unterbunden ist. Der nach der Schnellabschaltung durch die Nachwärme entstehende Dampf wird über die elf Sicherheits- und Entlastungsventile (S+E-Ventile) bzw. über die drei diversitären Druckbegrenzungsventile, die sich an den Frischdampfleitungen innerhalb der Druckkammer befinden, in die mit Wasser gefüllte Kondensationskammer abgeblasen und dort kondensiert.

Die automatische Druckentlastung mit den Entlastungsventilen senkt, z. B. bei niedrigem Füllstand im RDB infolge Ausfalls der Hochdruckeinspeisung, den Druck im Reaktorkühlkreislauf so weit ab, daß mit den Niederdrucksträngen der Nachkühlsysteme die Kernkühlung sichergestellt werden kann.

Das Druckabbausystem (Bild 2.7) baut den beim Bruch einer Dampf- oder Speisewasserleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters (SB) entstehenden Druck ab. In diesem Falle strömt der in die Druckkammer austretende Dampf über Kondensationsrohre in die mit Wasser gefüllte Kondensationskammer und kondensiert dort.

Mit den Durchdringungsarmaturen in den Frischdampfleitungen werden, z. B. bei Brüchen in einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters, die Frischdampfleitungen unmittelbar vor und hinter der Sicherheitsbehälterdurchdringung abgesperrt.

Das Reaktorschutzsystem erfaßt alle sicherheitsrelevanten Meßgrößen und löst bei Erreichen von Grenzwerten Reaktorschutzsignale aus, die automatisch Schutzaktionen einleiten.

Die elektrische Energieversorgung besteht aus dem Eigenbedarfsnetz und dem Notstromsystem. Das Eigenbedarfsnetz versorgt betriebliche und sicherheitstechnische Komponenten und Systeme mit elektrischer Energie. Bei Ausfall des Eigenbedarfsnetzes (Notstromfall) werden die sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten durch das Notstromsystem versorgt. Dazu erfolgt eine automatische Umschaltung auf die 110-kV-Reserveeinspeisung oder auf die Notstromdiesel.

2.4 Systemänderungen und Änderungen im Betriebshandbuch (BHB)

Im folgenden werden wesentliche Systemänderungen und Änderungen im BHB aufgeführt, die bei den Untersuchungen berücksichtigt wurden. Zum Teil wurden sie durch die Analyse angeregt.

2.4.1 Bei den systemtechnischen Untersuchungen berücksichtigte Änderungen

Die folgenden Änderungen wurden vor Abschluß der Untersuchungen realisiert:

- Direktverbindung Kondensat-/Speisewassersystem (RM/RL):
Nutzung des Kondensatvorrats zur Bespeisung des RDB bei Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen
- Betrieb einer Hochdruckpumpe (TH 14) ohne Niederdruckstufe:
Leittechnische Anregung entmascht und eigener Kühlkreis für HD-Pumpe
- Kühlung der Kondensationskammer (KOKA):
Anregung des betrieblichen KOKA-Kühlens über alle Untergruppensteuerungen
- Verkürzung der Blockierungszeit von 30 min auf 5 min für den Reaktorschutz zur Abschaltung der Nachkühlpumpen und Aufrechterhaltung des Kühlmittelinventars innerhalb des SB

- Möglichkeit der Reaktivierung der Speisewasserpumpen bei tiefem Speisewasserfüllstand
- Sicherstellung der Speisewasserversorgung (RL) bei Ausfall Hauptwärmesenke: Abschaltung der Bespeisung mit dem RL-System bei ausgefallener Füllstandshaltung der KOKA nur dann, wenn mindestens ein Nachkühlssystem funktioniert.
- Druckentlastung RDB:
Druckentlastung des RDB von Hand bei hoher KOKA-Temperatur (60 °C) nur dann, wenn eine RDB-Einspeisung sichergestellt ist.

Die folgenden Änderungen (Stand 4/92) sind geplant und sollen zu den angegebenen Zeitpunkten in Betrieb genommen werden:

- Bypass-Ventile:
Diversitäre Ventile zur Druckbegrenzung; Inbetriebnahme 1992
- Modifizierte Abfahrkühlleitung:
Zusätzliche Abfahrkühlleitung in Höhe der Speisewasserleitungsstutzen in einem Nachkühlstrang; dadurch Möglichkeit des Abfahrens nach BHB bei Lecks in der Frischdampfleitung innerhalb des Maschinenhauses und Versagen des Durchdringungsabschlusses; Inbetriebnahme 1992
- ZUNA-System:
Diversitäres Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem; geplante Inbetriebnahme 1994/1995

2.4.2 Berücksichtigte Änderungen zur Durchführung von anlageninternen Notfallmaßnahmen nach dem Notfallhandbuch (NHB)

- Modifizierte Abfahrkühlleitung:
Nutzung der modifizierten Abfahrkühlleitung nach NHB bei Lecks in der Frischdampfleitung innerhalb des Reaktorgebäudes und Versagen des Durchdringungsabschlusses; Inbetriebnahme 1992
- RDB-Einspeisungen:
Erhöhte Einspeisung mit Steuerstabspülwasser- und Pumpensperrwassersystem; bereits realisiert
Einspeisung mit Feuerlöschsystem; bereits realisiert

Direkteinspeisung von Donauwasser mit dem Nebenkühlwassersystem; bereits realisiert

- Notstromversorgung:

Querverbindungen von Notstromschienen innerhalb des Blocks und zwischen den Blöcken; bereits realisiert

Zusätzliches Erdkabel zur Versorgung der Notstromschienen; Inbetriebnahme 1992

- Nachwärmeabfuhr:

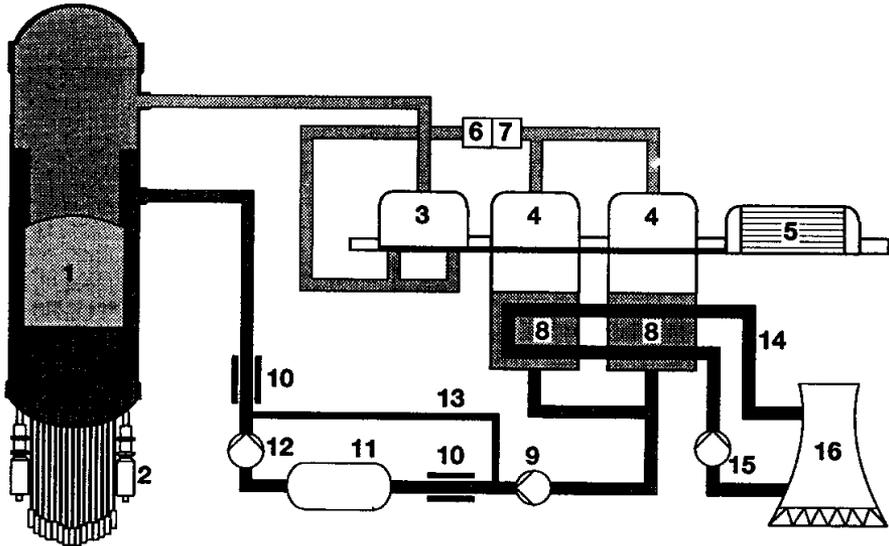
Gefilterte Druckentlastung des SB; bereits realisiert

- Schadensbegrenzende Maßnahmen; bereits realisiert

Gefilterte Druckentlastung des SB

Inertisierung der Kondensationskammer

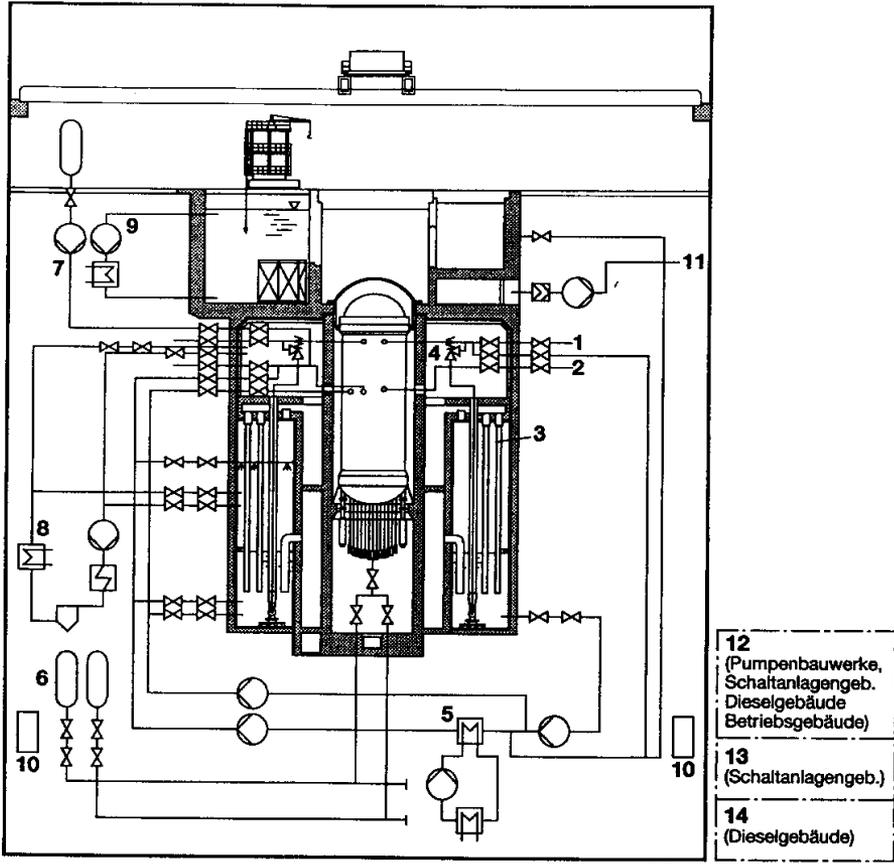
Filterung der Wartenzuluft



92074-01

- | | |
|-------------------------------|-----------------------------|
| 1 Reaktorkern | 8 Kondensator |
| 2 Hauptkühlmittelpumpen | 9 Kondensatpumpe |
| 3 Hochdruckteil der Turbine | 10 Vorwärmanlage |
| 4 Niederdruckteil der Turbine | 11 Speisewasserbehälter |
| 5 Generator | 12 Speisewasserpumpe |
| 6 Wasserabscheider | 13 RM/RL-Verbindungsleitung |
| 7 Überhitzer | 14 Kühlwasser |
| | 15 Kühlwasserpumpe |
| | 16 Kühlturm |

Bild 2.1 SWR, Prinzipschaltbild Reaktorkühlkreislauf



92074-02

- 1 Durchdringungsarmatur Frischdampf
- 2 Durchdringungsarmatur Speisewasser
- 3 Druckabbausystem
- 4 Druckentlastungssystem mit Sicherheits- und Entlastungsventilen
- 5 Nachkühl- mit Zwischenkühlssystem
- 6 Schnellabschaltsystem
- 7 Vergiftungssystem (Borierung)
- 8 Wasserstoffabbausystem
- 9 Brennelementelagerbecken-Kühlssystem
- 10 Reaktorschutz (Teilsteuerstellen)
- 11 Unterdruckhaltesystem
- 13 Reaktorschutz (Schaltanlagegebäude)
- 14 Notstromdieselanlage

- 12 (Pumpenbauwerke, Schaltanlagegeb., Dieselgebäude Betriebsgebäude)
- 13 (Schaltanlagegeb.)
- 14 (Dieselgebäude)

Bild 2.2 KRB II: Sicherheitseinrichtungen

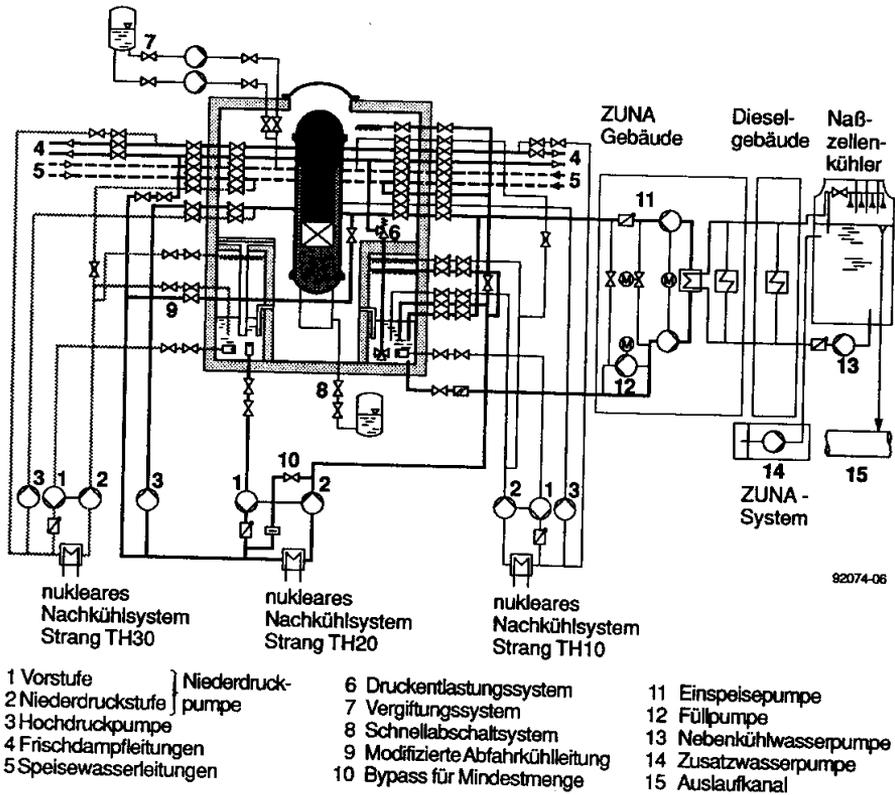
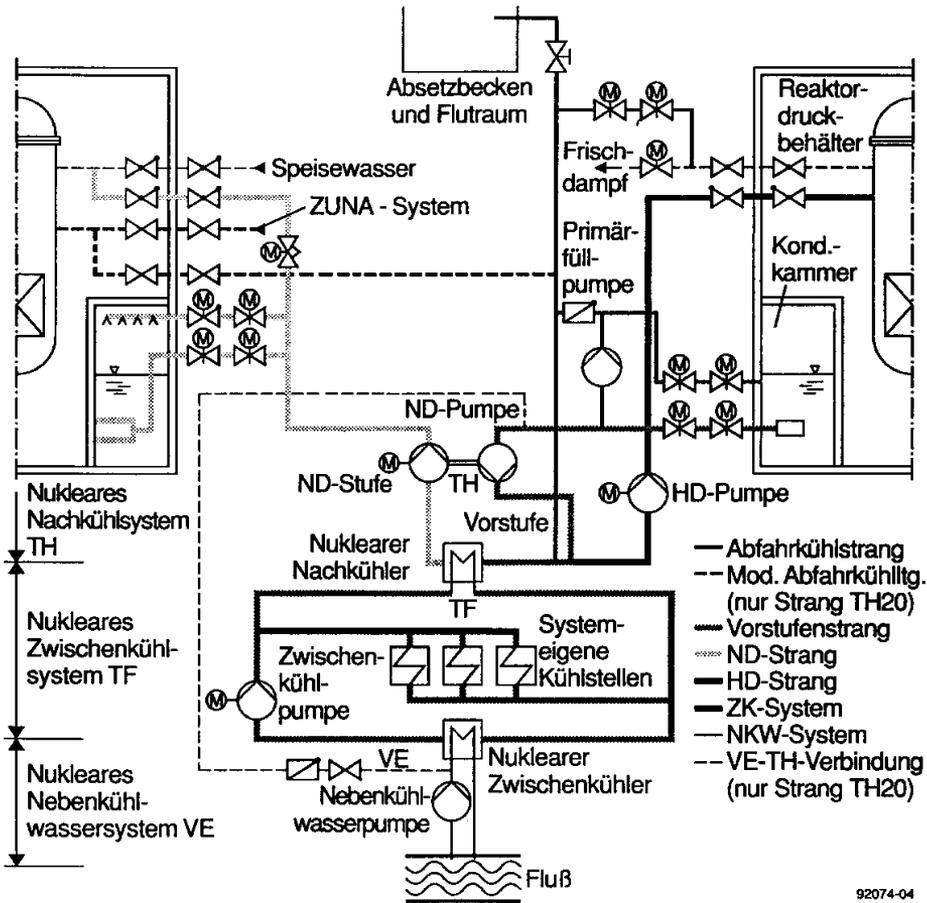


Bild 2.3 KRB II: Nachkühlsysteme



92074-04

Bild 2.4 KRB II: Nachkühlkette

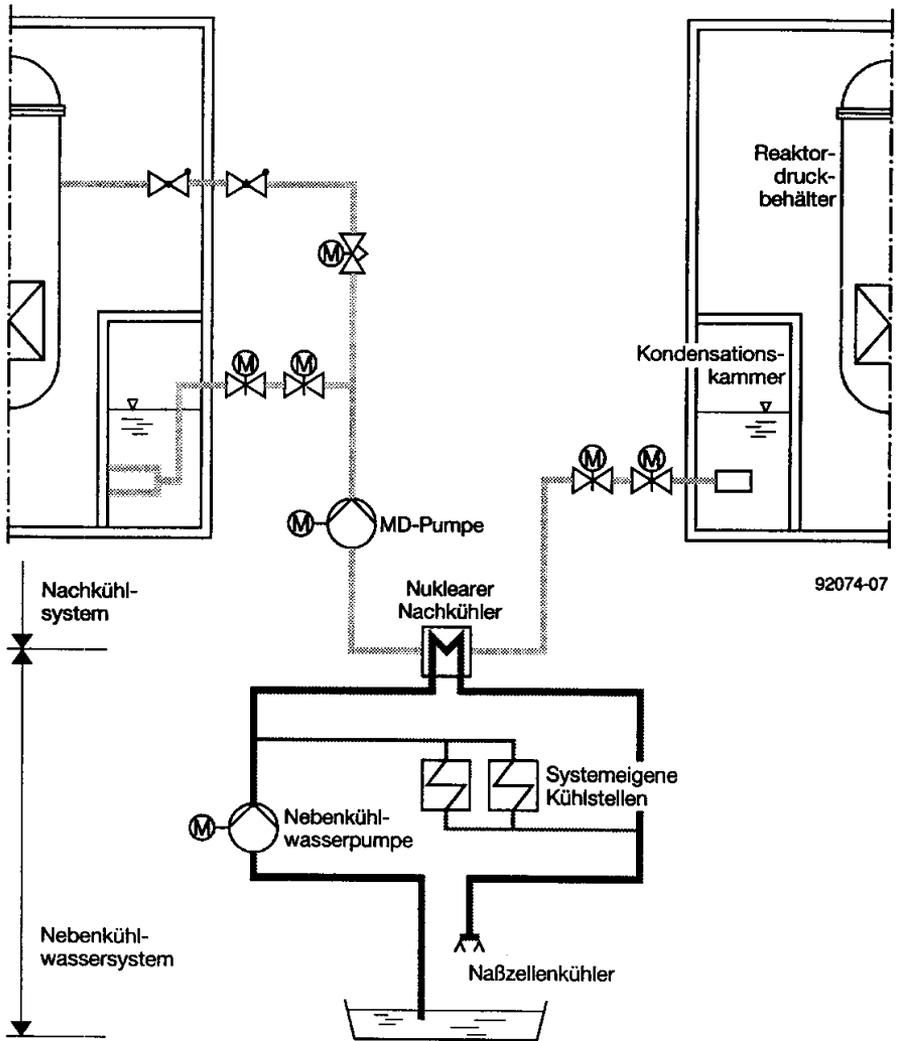


Bild 2.5 KRB II: Diversitäres Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA)

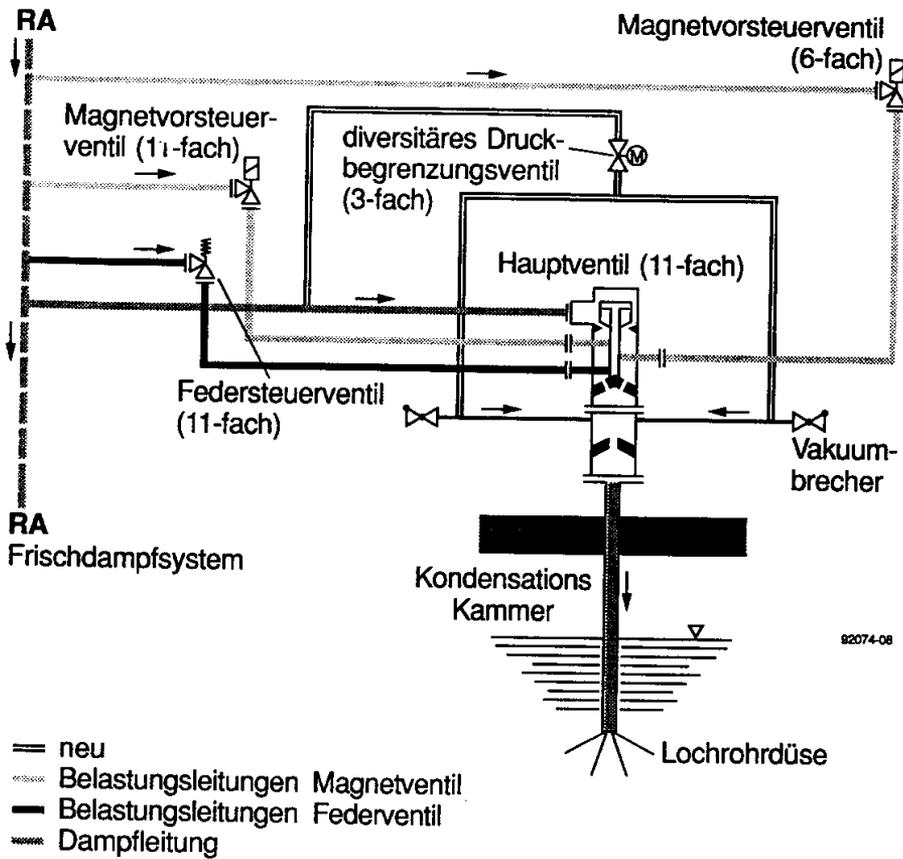
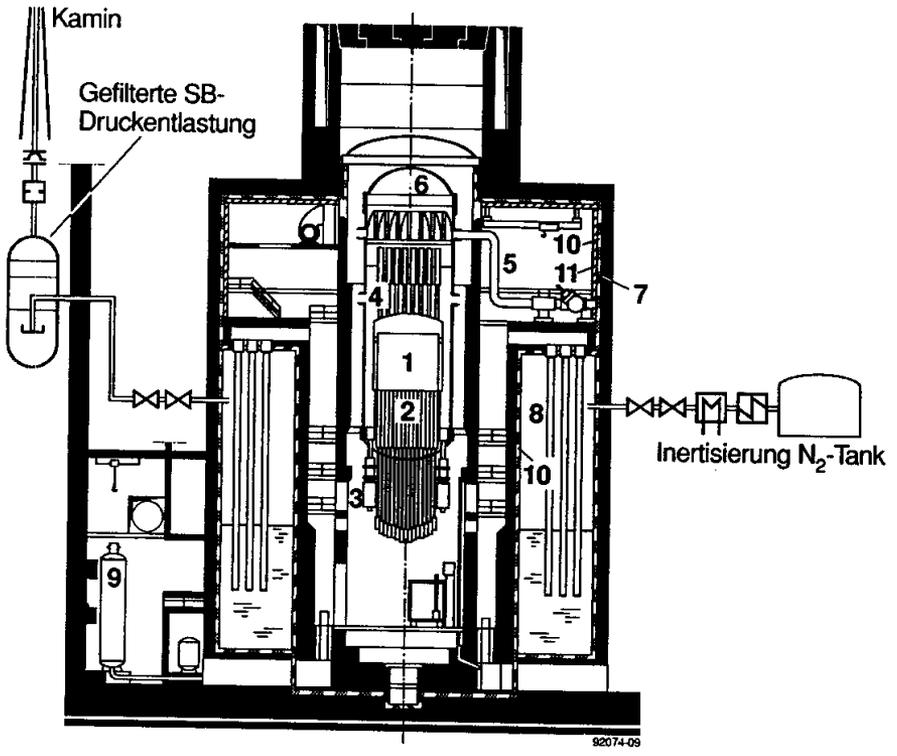


Bild 2.6 KRB II: Sicherheits- und Entlastungsventil, diversitäres Druckbegrenzungsventil



- | | |
|-------------------------|---------------------------|
| 1 Brennelemente | 7 Sicherheitsumschließung |
| 2 Steuerstäbe | 8 Kondensationskammer |
| 3 Hauptkühlmittelpumpen | 9 Schnellabschalttank |
| 4 Speisewasserstutzen | 10 Liner (Stahldichthaut) |
| 5 Frischdampfleitung | 11 Splitterschutzbeton |
| 6 Reaktordruckbehälter | |

Bild 2.7 KRB II: Längsschnitt des Sicherheitsbehälters mit Druckabbausystem

3 Anlageninterne Ereignisse

In dieser Analyse werden Ereignisabläufe, die sich aus Störungen im Kernkraftwerk KRB-II entwickeln können, untersucht. Dabei sind vor allem solche Ereignisabläufe von Bedeutung, die ohne weitere (anlageninterne) Maßnahmen zu Kernschäden führen können. Für die Ereignisabläufe werden Gefährdungszustände definiert, die sich an den Ausfallmechanismen, die zum Kernschmelzen führen können, orientieren. Maßnahmen, mit denen ein Kernschmelzen bei fortschreitendem Ereignisablauf verhindert oder die Folgen gemildert werden können, werden qualitativ untersucht.

Im Abschnitt 3.1 werden die wesentlichen anlageninternen Ereignisse, die zu einer Schädigung des Reaktorkerns führen können, und die Erwartungswerte der Eintrittshäufigkeit dieser Ereignisse zusammengestellt.

Zu jedem dieser Ereignisse wird eine Ereignisablaufanalyse durchgeführt. Im Abschnitt 3.2 wird zunächst beschrieben, welche sicherheitstechnischen Funktionen benötigt werden und welche Anforderungen die Systemfunktionen mindestens erfüllen müssen, um den Ereignisablauf zu beherrschen. Je nach Funktion oder Ausfall der erforderlichen Systemfunktionen ergeben sich - ausgehend vom auslösenden Ereignis - unterschiedliche Ereignisabläufe. In Ereignisablaufdiagrammen werden die möglichen Ereignisabläufe zusammengefaßt. Jeder Ereignisablauf wird soweit verfolgt, bis entschieden werden kann, ob ein Gefährdungszustand vorliegt, der - ohne weitere anlageninterne Maßnahmen - zum Kernschmelzen führen kann.

Die Ereignisablaufanalyse benötigt Informationen zum anlagendynamischen Verhalten und den thermohydraulischen Vorgängen im Reaktorkühlkreislauf. Hierzu wurden entsprechende thermohydraulische Untersuchungen durchgeführt.

Die Vorgehensweise zur Quantifizierung der Nichtverfügbarkeit der erforderlichen Systemfunktionen mittels der Fehlerbaumanalyse wird im Abschnitt 3.3 beschrieben. In diesem Abschnitt werden ebenfalls die für die Zuverlässigkeitsanalyse erforderlichen Daten für die Systemkomponenten sowie die Daten zur Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen und die Struktur der einzelnen Fehlerbäume beschrieben.

Das Ergebnis der Analysen, die Häufigkeit von Gefährdungszuständen, wird ebenfalls im Abschnitt 3.3 zusammenfassend dargestellt. Die Einflüsse einzelner, wichtiger Ausfallmechanismen werden durch Importanzrechnungen ermittelt und diskutiert.

3.1 Auslösende Ereignisse

Störungen oder Schäden an Komponenten und Anlagenteilen, die Anforderungen von Sicherheitssystemen auslösen können, werden als "auslösende Ereignisse" bezeichnet. Vorgelagerte Störungen an Komponenten und Anlagenteilen, die sich aufgrund der Anlagendynamik zu auslösenden Ereignissen entwickeln, werden als "einleitende Ereignisse" bezeichnet. Die untersuchten auslösenden Ereignisse können in zwei Gruppen unterteilt werden:

- Ereignisse, die durch ein Ungleichgewicht zwischen der Wärmeerzeugung im Reaktorkern und der Wärmeabfuhr ausgelöst werden.
- Ereignisse, die durch einen Verlust von Kühlmittel aus dem Reaktorkühlkreislauf ausgelöst werden.

Die erste Gruppe wird als Transienten bezeichnet und die zweite Gruppe als Kühlmittelverluststörfälle. In dieser Analyse werden ausschließlich Transienten und Störfälle während des Leistungsbetriebes behandelt.

■ Transienten

Störungen ohne Kühlmittelverlust, bei denen ein Ungleichgewicht zwischen Wärmeerzeugung und Wärmeabfuhr auftritt, werden als Transienten bezeichnet.

Die untersuchten anlageninternen auslösenden Ereignisse werden zu folgenden Ereignisgruppen zusammengefaßt:

- Betriebstransienten
- Transienten durch Lecks im Nachkühlsystem
- Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)

Die meisten Transienten werden durch Betriebssysteme beherrscht. Falls die Betriebssysteme nicht ausreichen, ist die Funktion der Sicherheitssysteme erforderlich.

Es gibt zahlreiche Ursachen für Transienten. Diese einleitenden Ereignisse und ihre Auswirkungen lassen sich nicht alle einzeln behandeln. Um die auslösenden Ereignisse möglichst vollständig zu erfassen, wird nach den grundsätzlichen Möglichkeiten unterschieden, die ein Ungleichgewicht zwischen Wärmeerzeugung und Wärmeabfuhr bewirken können. Dies sind Änderungen

- der Wärmeerzeugung,
- des Wärmetransports aus dem Kern,
- der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf und
- des Kühlmitteldrucks.

Von den zu erwartenden Transienten mit einer Änderung der Wärmeabfuhr werden der Ausfall der Hauptwärmesenke und der Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung untersucht. Diese beiden Transienten schließen Ereignisse ein, bei denen sowohl die Hauptwärmesenke als auch die Hauptspeisewasserversorgung aus gemeinsamer Ursache ausgefallen sind. Ein gleichzeitiger Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung und der Hauptwärmesenke liegt auch beim Notstromfall (Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung) vor. Der Wärmetransport aus dem Kern erfolgt in diesem Fall mit dem notstromgesicherten nuklearen Nachkühlsystem über die Kondensationskammer als Ersatzwärmesenke.

Änderungen des Kühlmitteldrucks können durch eine Fehlfunktion der Kühlmitteldruckregelung oder eine Veränderung der Speisewasserzufuhr bzw. der Frischdampfentnahme hervorgerufen werden. Eine Veränderung der Frischdampfentnahme kann durch das Fehlfahren von Turbinen- oder Umleitventilen hervorgerufen werden. Bei steigendem Kühlmitteldruck sprechen die S+E-Ventile zur Druckbegrenzung an. Versagt das Schließen eines der S+E-Ventile, liegt ein Offenbleiben eines S+E-Ventils vor.

Eine Fehlfunktion in der Regelung der Speisewasserpumpen kann zu einer fehlerhaften Erhöhung des Speisewassermassenstroms führen. Kann der Speisewassermassenstrom nicht rechtzeitig reduziert oder die Speisewasserleitungen abgesperrt

werden, führt diese Transiente zu einer Überspeisung der Frischdampfleitungen (Überspeisungstransiente). Bei einem gleichzeitigen Versagen des Durchdringungsabschlusses einer Frischdampfleitung oder der Hilfsdampfleitung wird diese Leitung auch außerhalb des Sicherheitsbehälters (SB) mit Speisewasser beaufschlagt.

Bei allen Transienten, für deren Beherrschung Sicherheitssysteme erforderlich sind, wird die Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Fällt sie aus, sind besondere Anforderungen an die Sicherheitssysteme zu stellen. Derartige Ereignisse werden als "Anticipated Transients Without Scram" (ATWS) bezeichnet.

Neben diesen Betriebstransienten kann eine Transiente auch durch große und kleine Lecks im Nachkühlsystem außerhalb des SB ausgelöst werden.

■ **Kühlmittelverluststörfälle**

Ursache für Kühlmittelverluststörfälle können Lecks aufgrund von Brüchen, Rissen und Undichtigkeiten im Reaktorkühlkreislauf sein. Hinsichtlich der einzuleitenden Maßnahmen und der Auswirkungen eines Lecks sind

- Lecks innerhalb des Sicherheitsbehälters und
- Lecks außerhalb des Sicherheitsbehälters

zu unterscheiden.

Untersucht werden:

- Lecks innerhalb des Sicherheitsbehälters (SB):
 - Kleines Leck Speisewasserleitung
 - Mittleres Leck Speisewasserleitung
 - Großes Leck Speisewasserleitung
 - Kleines Leck Frischdampfleitung
 - Großes Leck Frischdampfleitung
 - RDB-Bodenleck

Lecks in den Speisewasser- und Frischdampfleitungen umfassen Lecks in diesen Leitungen selbst und in den nicht absperrbaren Bereichen von Leitungen, die an den Reaktorkühlkreislauf anschließen.

Große Lecks am Reaktordruckbehälter sind so unwahrscheinlich, daß sie nicht behandelt werden.

Bei diesen Lecks sammelt sich das aus dem Leck ausströmende Kühlmittel zum großen Teil in der Kondensationskammer und steht damit zur Nachkühlung zur Verfügung.

- Lecks außerhalb des SB:
 - Kleines Leck Speisewasserleitung
 - Großes Leck Speisewasserleitung
 - Kleines Leck Frischdampfleitung
 - Mittleres Leck Frischdampfleitung
 - Großes Leck Frischdampfleitung

Lecks in Anschlußleitungen an den Reaktorkühlkreis außerhalb der Absperrarmatur wurden (mit Ausnahme des TH-Systems) im Rahmen dieser Analyse nicht betrachtet.

■ **Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse**

Für einen Teil der auslösenden Ereignisse ergeben sich die erwarteten Eintrittshäufigkeiten direkt aus den Betriebserfahrungen. Dazu werden verwendet:

- Anlagenspezifische Informationen für Ereignisse, die häufiger während der Betriebszeit der Anlage aufgetreten sind. Diese Daten sind über einen mehrjährigen Beobachtungszeitraum ermittelt worden.
- Anlagenspezifische Informationen und zusätzliche Informationen aus anderen Kernkraftwerken für Ereignisse, für die die anlagenspezifische Betriebserfahrung allein unzureichend ist.

Ist in der Betriebserfahrung das auslösende Ereignis noch nie beobachtet worden, so ist der Schätzwert der erwarteten Eintrittshäufigkeit ausschließlich vom Beobachtungszeitraum bestimmt (Nullfehlerstatistik). Bei den relativ kurzen Beobachtungszeiten kann dies zu Überschätzungen führen. Um in solchen Fällen zu realistischen Abschätzungen zu kommen, werden Modellüberlegungen mit herangezogen.

In Tabelle 3.8 sind die auslösenden Ereignisse mit den erwarteten Eintrittshäufigkeiten zusammengestellt.

Die erwarteten Eintrittshäufigkeiten von Betriebstransienten wurden aus der anlagenspezifischen Betriebserfahrung mit den beiden Blöcken der Anlage ermittelt. Der Zeitraum geht vom jeweiligen Zeitpunkt der Übergabe der Anlage (Juli 1984 für Block B bzw. Januar 1985 für Block C) bis zum 31.12.1990. Für die Anlage KRB-II-B ergibt sich daraus eine Beobachtungszeit von 6,4 Jahren und für KRB-II-C von 5,9 Jahren. Aufgrund der Baugleichheit der Anlagen werden die Beobachtungen innerhalb dieser Zeiträume gepoolt. Es ergibt sich somit eine gepoolte Beobachtungszeit (Kalenderzeit) von 12,3 Jahren. Die Erwartungswerte der Eintrittshäufigkeiten werden auf der Basis der anlagenspezifischen Beobachtungen mit dem Satz von Bayes nichtinformativ ermittelt. Der Erwartungswert bestimmt sich hieraus zu:

$$h = \frac{2n + 1}{2t}$$

Darin ist

n = Anzahl der Beobachtungen und

t = Beobachtungszeit.

Ergänzend zur anlagenspezifischen Auswertung wurden in einer Vorstufe zur SWR-Analyse die Betriebstransienten aller Kernkraftwerke mit SWR in der Bundesrepublik Deutschland ermittelt /HÖM 90/. Neben den Kernkraftwerken Gundremmingen, Block B und C wurden in dieser Vorstudie die Kernkraftwerke mit SWR

- Würgassen (KWW)
- Brunsbüttel (KKB)
- Isar 1 (KKI-1)
- Philippsburg 1 (KKP-1) und

berücksichtigt.

Der Beobachtungszeitraum umfaßt die Zeit von der jeweiligen Übergabe der Anlage an den Betreiber bis zum 31.12.1988. Abweichend hiervon wurde bei KKP-1 nur der Zeitraum nach Ende 1981 betrachtet, d. h. nach der Durchführung von umfangreichen Umrüstmaßnahmen und dem Abschluß des daran anschließenden Probebetriebes. Bei der Ermittlung der Betriebszeit wurde bei den Anlagen KWW, KKB und KKI-1 jeweils 1 Jahr aufgrund von Umrüstmaßnahmen vom Beobachtungszeitraum abgezogen. Bei der Anlage KKB wurden weitere 2,25 Jahre abgezogen aufgrund eines behördlich angeordneten Stillstandes über diesen Zeitraum. Da diese Anlagen einer Bau- linie angehören, werden die Ereignisse ebenfalls gepoolt. Nach Abzug der Still- standszeiten ergibt sich eine gepoolte Gesamtbetriebszeit dieser Anlagen von ca. 41,4 Jahren. Die Erwartungswerte für Betriebstransienten werden wie oben angegeben er- mittelt. Sie werden zu Vergleichszwecken den anlagenspezifischen Werten der Refe- renzanlage in Tabelle 3.8 gegenübergestellt.

Die erwartete Eintrittshäufigkeit von Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellab- schaltung (ATWS) ergibt sich als Produkt der erwarteten Eintrittshäufigkeit der Tran- sienten und der Versagenswahrscheinlichkeit der Reaktorschnellabschaltung in Ab- hängigkeit von der Anzahl und der Kombination nicht verfügbarer Steuerstäbe. Die Versagenswahrscheinlichkeit wird unter Verwendung des Binomial Failure Rate (BFR)- Modells auf der Basis nationaler und internationaler Betriebserfahrung ermittelt. Die deutsche Betriebserfahrung mit SWR zeigt Ausfälle im Sammeleinfahren der Steuer- stäbe aufgrund mechanischer und elektrischer Ursachen, jedoch ohne Beein- trächtigung der Einschießfunktion. Ausfälle der Stabmechanik beim Einschießen sind in zwei ausländischen Anlagen bei jeweils einem Stab aufgetreten.

Lecks sind in der Referenzanlage nicht beobachtet worden, jedoch in anderen deut- schen SWR-Anlagen. Die Häufigkeiten für kleine Lecks bis zu 10 cm² innerhalb des SB werden auf der Basis der Betriebserfahrungen aller deutschen SWR abgeschätzt. Für die Bestimmung der Häufigkeiten großer Lecks ab 10 cm² wird hier die in der DRS-B /GRS 90/ für Druckwasserreaktoren entwickelte Methodik verwendet. Unter Berücksichtigung der geringen Betriebserfahrung mit deutschen Siedewassereaktoren ist es jedoch notwendig, in weiterführenden Arbeiten über die Verwertung rein

statistischer Daten hinaus auch mögliche Mechanismen der Rißentstehung unter den speziellen Bedingungen der Wasserchemie bei SWR in die methodische Behandlung einzubeziehen. Aufgrund des hohen Qualitätsstandards für Leitungen des Reaktorkühlkreises werden für Lecks $> 500 \text{ cm}^2$ äußerst niedrige Eintrittshäufigkeiten von $< 10^{-7}/\text{a}$ abgeschätzt.

Für Lecks außerhalb des SB und im TH-System wurden die Häufigkeiten durch Modellvorstellungen ermittelt.

Nachfolgend werden die möglichen Ursachen für das Auftreten einer Transiente oder eines Lecks untersucht sowie die Erwartungswerte für die Eintrittshäufigkeit ermittelt.

3.1.1 Ausfall der Hauptwärmesenke

Der Ausfall der Hauptwärmesenke wird untergliedert in die beiden Betriebstransienten "Ausfall der Hauptwärmesenke" (ohne Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung) und dem "Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" aus gemeinsamer Ursache. Diese beiden Transienten werden nachfolgend untersucht.

3.1.1.1 Ursachen für einen Ausfall der Hauptwärmesenke

Als Hauptwärmesenke des Reaktorkühlkreislaufs dient im Leistungsbetrieb die Turbine und der Turbinenkondensator. Im Kondensator wird der Abdampf der Niederdruckturbine zur Erzeugung eines hohen Enthalpiegefälles kondensiert und die Wärmeenergie an das Hauptkühlwasser abgegeben. Die Abwärme wird vom Kühlwasser zum Kühlturm transportiert und dort, überwiegend durch Verdunstung, an die Atmosphäre abgegeben.

Ein Ausfall der Hauptwärmesenke (AHWS) hat ein maximales Ungleichgewicht zwischen der im Reaktorkern erzeugten und der abgeführten Wärmeenergie zur Folge. Dies stellt hohe Anforderungen an die Sicherheitssysteme zur Beherrschung dieser Transiente.

Der im Reaktor erzeugte Frischdampf wird durch vier Frischdampfleitungen zur Hauptwärmesenke, der Turbine bzw. dem Kondensator, transportiert. Dieser Strömungsweg kann an zwei Stellen unterbrochen werden. Dies kann durch einen

- Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen durch Schließen der Frischdampf-Isolationsventile (DDA) oder einen
- Turbinenschnellschluß mit geschlossener Frischdampfumleitstation erfolgen (TUSA ohne FDU).

Neben dem fehlerhaften Schließen der Isolations- bzw. Turbinenschnellschluß-Ventile ist ein großes Spektrum von einleitenden Ereignissen denkbar, die über das Reaktorschutzsystem oder die betriebliche Automatik zum Schutz von Komponenten zum Turbinenschnellschluß oder zum Durchdringungsabschluß führen.

Die in der Referenzanlage KRB-II-B und dem baugleichen Nachbarblock KRB-II-C aufgetretenen Ausfälle der Hauptwärmesenke wurden hinsichtlich ihrer Ursache und des Ablaufs detailliert ausgewertet. Während des Beobachtungszeitraums traten elf Ausfälle der Hauptwärmesenke auf, fünf in KRB-II-B und sechs in KRB-II-C. Die unmittelbare Ursache für den Ausfall der Hauptwärmesenke war in sechs Fällen ein DDA und in den fünf weiteren Fällen eine TUSA ohne FDU, wobei in zwei von diesen fünf Fällen nach dem Schließen der Frischdampfumleitstation auch noch ein Durchdringungsabschluß erfolgte.

Als einleitende Ereignisse, die die jeweilige Transiente auslösten, traten Störungen in den nachfolgend aufgeführten Systemen auf:

- | | |
|--|-----|
| - Hauptkondensatsystem RM | 2 x |
| - Umformersystem für Hilfs- und Stopfbuchsdampf RE | 2 x |
| - Druckentlastungssystem TK (S+E-Ventile) | 2 x |
| - Hauptspeisewassersystem RL | 1 x |
| - Hauptkühlwassersystem VC | 1 x |
| - Turbinenventile SO | 1 x |
| - Umleitstation SF | 1 x |

- Blocktransformator AT 1 x

In zwei Fällen wurde der Ausfall der Hauptwärmesenke durch das Offenbleiben eines S+E-Ventils (TK-Ventil) ausgelöst. In einem der beiden Fälle schloß das Ventil wieder nach kurzer Zeit, im anderen Fall blieb das Ventil bis zur Druckentlastung des Reaktor-druckbehälters offen. Dieses langfristige Offenbleiben eines S+E-Ventils wird als eigen-es auslösendes Ereignis untersucht.

Während einer der Transienten erfolgte der Ausfall der Hauptwärmesenke nach einem Ausfall des Hauptspeisewasserversorgung infolge eines Füllstandsanstiegs über LH3. Diese Transiente wird als Ausfall des Hauptspeisewasserversorgung behandelt.

Der weitere Ablauf der beobachteten Transienten führte zu einer Abschaltung des Re-aktors und einem DDA oder/und einer TUSA ohne FDU. Die Reaktorschnell-abschaltung wurde durch die folgenden Grenzwerte angeregt:

- RDB-Füllstand < LT1 2 x
- RDB-Füllstand > LH1 1 x
- RDB-Druck > P4 2 x
- Kondensationskammerwasser-Temperatur > T1 2 x
- Frischdampfdurchsatz > 120 % 2 x

Bei zwei der elf Transienten erfolgte die Reaktorschnellabschaltung von Hand.

Die Auslösung des Ausfalls der Hauptwärmesenke erfolgte durch die Kriterien:

- RDB-Füllstand > LH3 (DDA) 2 x
(1x Überspeisung mit TH-System, 1x mit RL-System)
- schnelle Druckabsenkung > 1MPa/Zeit (DDA) 2 x
- Frischdampfdurchsatz > 120% (DDA) 2 x
- Einspritzwasserdruck tief < 0,65 MPa (TUSA ohne FDU) 4 x
- keine Öffnungsanforderung an die FDU aufgrund zu tiefen RDB-Drucks (TUSA ohne FDU) 1 x

Der Notstromfall als Ursache für den Ausfall der Hauptwärmesenke wird in Abschnitt 3.1.3 als eigene Transiente behandelt.

3.1.1.2 Häufigkeit des Ausfalls der Hauptwärmesenke

■ Anlagenspezifische Auswertung

Die aus der anlagenspezifischen Auswertung ermittelte Anzahl und die mit der in Abschnitt 3.1 beschriebenen Vorgehensweise gewonnenen Erwartungswerte für die Eintrittshäufigkeit eines "Ausfalls der Hauptwärmesenke" (T3) und eines "Ausfalls der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" aus gemeinsamer Ursache (T3T2) sind in Tabelle 3.1 dargestellt.

Tabelle 3.1 Anzahl und Erwartungswert der Häufigkeit eines Ausfalls der Hauptwärmesenke

		KRB-II-B		KRB-II-C		Σ KRB	
			*1)		*		*
"Ausfall der Hauptwärmesenke" (T3)	Anzahl (-)	2	0	4	3	6	3
	Häufigkeit (a ⁻¹)	-	-	-	-	0,5	0,5
"Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" (T3T2)	Anzahl (-)	2	0	1	0	3	0
	Häufigkeit (a ⁻¹)	-	-	-	-	0,3	0,1
Beobachtungszeitraum	[a]	6,4	4,1	5,9	3,4	12,3	7,5

1) verkürzter Beobachtungszeitraum

Die beobachteten sechs "Ausfälle der Hauptwärmesenke" führen zu einem Erwartungswert von $h_{T3} = 0,5a^{-1}$. In drei Fällen fiel die Hauptwärmesenke und das Hauptspeisewasser aus gemeinsamer Ursache heraus aus. Für die Transiente "Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" ergibt sich daraus $h_{T3T2} = 0,3a^{-1}$. Während einem der "Ausfälle der Hauptwärmesenke" fiel die Hauptspeisewasserversorgung bei der Umschaltung auf die Anfahrregelstation aus.

Die in Tabelle 3.1 mit einem * gekennzeichnete Spalte gibt Anzahl und Erwartungswert des Ausfalls der Hauptwärmesenke für einen verkürzten Beobachtungszeitraum wieder. Die verkürzte Beobachtungszeit berücksichtigt umfangreiche Optimierungen und Verbesserungen in den ersten Jahren des Betriebes der Anlagen. Die

betriebsbegleitende Analyse der Transienten führte zu Verbesserungen in der Anlagentechnik, die sich auch in der Anzahl der Ausfälle der Hauptwärmesenke pro Jahr niederschlägt. Während in den ersten drei Jahren zwei bis drei AHWS pro Jahr zu verzeichnen waren, waren es in den letzten drei Jahren des Beobachtungszeitraums ein AHWS pro Jahr bzw. im Jahr 1989 kein AHWS. Um diesen Lerneffekt im Betrieb der Anlagen zu verdeutlichen, wurde der zweite Erwartungswert (h^*) auf der Basis der verkürzten Beobachtungszeit ermittelt. Als Kriterium für die Verkürzung wurde der Abschluß von umfangreichen technischen Änderungen der Kondensatreinigung bzw. des Kondensators gewählt, da durch Störungen in diesen Systemen vier Ausfälle der Hauptwärmesenke verursacht wurden. Diese technischen Änderungen wurden nach Auskunft des Betreibers in Block B bis zum November 1986 und in Block C bis zum Juli 1987 abgeschlossen. Somit verbleibt für beide Blöcke bis zum 31.12.1990 eine gepoolte Beobachtungszeit von 7,5 Jahren (49 Monate für Block B, 41 Monate für Block C). Innerhalb dieser Zeit traten in Block B kein und in Block C drei "Ausfälle der Hauptwärmesenke" auf. Mittels des nichtinformativen Ansatzes nach Bayes ergibt sich daraus der Erwartungswert von $h^*_{T3} = 0,5 \text{ a}^{-1}$. In beiden Anlagen trat während des verkürzten Beobachtungszeitraums kein "Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" auf. Mit null Ereignissen errechnet sich der Erwartungswert zu $h^*_{T3T2} = 0,1 \text{ a}^{-1}$.

Im folgenden werden Angaben für den verkürzten Beobachtungszeitraum immer mit einem * gekennzeichnet.

Die Ausfälle der Hauptwärmesenke wurden hinsichtlich der Auslösung in zwei Kategorien

- AHWS durch Turbinenschnellschluß und verblockter Frischdampfumleitstation (TUSA ohne FDU) und
- AHWS durch Durchdringungsabschluß (DDA)

eingeteilt. In der Kategorie AHWS durch TUSA ohne FDU werden alle Ausfälle der Hauptwärmesenke zusammengefaßt, die durch einen Turbinenschnellschluß mit verblockter Frischdampfumleitstation ausgelöst wurden, unabhängig davon, ob im weiteren Verlauf der Transiente ein Durchdringungsabschluß erfolgte. Die Kategorie AHWS durch DDA umfaßt die Ausfälle der Hauptwärmesenke, die durch einen

Durchdringungsabschluß ausgelöst wurden (siehe auch Abschnitt 3.1.1.1). In Tabelle 3.2 sind die Ausfälle der Hauptwärmesenke der entsprechenden Kategorie zugeordnet.

Tabelle 3.2 Anzahl der AHWS durch DDA und AHWS durch TUSA ohne FDU

		KRB-II-B		KRB-II-C		Σ KRB	
			*		*		*
AHWS durch TUSA ohne FDU	Anzahl (-)	2	0	2	0	4	0
AHWS durch DDA	Anzahl (-)	2	0	3	3	5	3
AHWS durch TUSA ohne FDU mit DDA	Anzahl (-)	0	0	1	0	1	0

* für verkürzten Beobachtungszeitraum

In der dritten Zeile der Tabelle 3.2 sind die Ausfälle der Hauptwärmesenke eingetragen, die durch eine TUSA ohne FDU ausgelöst wurden und in deren weiteren Verlauf ein Durchdringungsabschluß erfolgte.

- Ermittlung von bedingten Wahrscheinlichkeiten

Für die unterschiedlichen Systemzustände, die nach einem Ausfall der Hauptwärmesenke vorliegen können, werden nachfolgend mit dem Ansatz von Bayes aus der anlagenspezifischen Beobachtung (nichtinformativ) Wahrscheinlichkeiten ermittelt. Aus der Betriebserfahrung lassen sich die Wahrscheinlichkeiten für die

- Auslösung des "Ausfalls der Hauptwärmesenke" durch einen DDA, für den

- Durchdringungsabschluß der Speisewasserleitungen und für das
- langfristige Offenbleiben eines TK-Ventils

abschätzen.

- ◆ Auslösung des "Ausfalls der Hauptwärmesenke" durch DDA

Die Wahrscheinlichkeit dafür, daß der Ausfall der Hauptwärmesenke durch einen Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen ausgelöst wurde, wird auf der Basis von 5 v 9 Fällen mit

$$p = 0,6$$

ermittelt. Die Gültigkeit dieser Wahrscheinlichkeiten wird sowohl für einen "AHWS" mit verfügbarer als auch mit ausgefallener Hauptspeisewasserversorgung angenommen. Das setzt voraus, daß der Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung und der Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen unabhängig voneinander sind. Eine eindeutige Abhängigkeit zwischen den beiden Ereignissen läge z. B. dann vor, wenn beide über ein gemeinsames Reaktorschutzsignal ausgelöst würden. Dies ist nur bei einem Füllstand $L_{RDB} > LH3$ und bei hohem Differenzdruck zwischen SB und Reaktorgebäude ($P > P10$) gegeben. Diese Signale werden jedoch nur durch eine Überspeisung bzw. einen Kühlmittelverluststörfall innerhalb des SB gebildet. Die Auswertung der aufgetretenen Ausfälle der Hauptwärmesenke zeigt, daß nur in 1 v 5 Fällen der Füllstandsgrenzwert LH3 den DDA und den Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung auslöste. Die Abhängigkeit zwischen dem Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung und der Auslösung eines DDA als Ursache für den Ausfall der Hauptwärmesenke wird daher als nicht signifikant angesehen.

- ◆ Durchdringungsabschluß der Speisewasserleitungen

Zur Nutzung alternativer Einspeisemöglichkeiten über die Speisewasserleitungen ist von Bedeutung, ob nach einem Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung oder ursächlich mit ihm ein Speisewasser-DDA eingetreten ist. Dies war bei zwei Transienten zu Beginn bzw. in einem Fall unmittelbar nach der Auslösung, d.h. in 3 v 6 Fällen, gegeben. Die bedingte Wahrscheinlichkeit dafür, daß bei ausgefallenem

Hauptspeisewasser gleichfalls der RL-Einspeiseweg geschlossen ist, läßt sich daraus zu

$$p = 0,5$$

ableiten.

♦ Langfristiges Offenbleiben eines TK-Ventils

Die Anzahl der nach einem AHWS zur Druckbegrenzung öffnenden S+E-Ventile ist abhängig von der thermischen Leistung des Reaktors vor Eintritt der Transiente und dem Zeitraum, über den sich der Reaktor im Leistungsbetrieb befand. Dies sind die wesentlichen Parameter, die die Nachwärmeleistung bestimmen, die über die S+E- Ventile in Form von Verdampfungsenergie des Kühlmittels an die Kondensationskammer abgegeben werden muß. Darüber hinaus ist der Ablauf, der vom einleitenden Ereignis bis zum AHWS führte, wesentlich. Wurde in diesem Zeitraum über längere Zeit bereits Frischdampf über die Umleitstation in den Kondensator abgegeben, so ist die über die S+E-Ventile abzuführende Dampfmenge entsprechend geringer.

In den berücksichtigten Ausfällen der Hauptwärmesenke wurden zur Druckbegrenzung maximal vier S+E-Ventile betrieblich oder durch den Reaktorschutz zum Öffnen angeregt.

Auch bei einer Berücksichtigung der geplanten Bypass-Ventile, die nach dem Anstehen eines RESA-Signals bei 7,2 MPa öffnen, ist kein grundlegend anderes Öffnungsverhalten zu erwarten, da die Kapazität aller Bypass-Ventile etwa 50 % der eines Hauptventils entspricht.

Für das langfristige Offenbleiben eines S+E-Ventils nach dem Eintritt der Transiente (d. h. nicht als auslösendes Ereignis) wird auf der Basis der beobachteten Fälle (Nullfehler) mit Hilfe des nichtinformativen Ansatzes nach Bayes eine Wahrscheinlichkeit von

$$p = 0,05$$

ermittelt.

■ **Zeitdauer des Ausfalls der Hauptwärmesenke**

Die Ergebnisse der Auswertung der Störfallprotokolle hinsichtlich der Dauer des "Ausfalls der Hauptwärmesenke" sind in der Tabelle 3.3 dargestellt. Die Dauer des Ausfalls umfaßt den Zeitraum vom Durchdringungsabschluß oder dem Schließen der Frischdampfumleitventile bei geschlossenen Turbinenventilen bis zur Wiederherstellung der Hauptwärmesenke. Bei ausgefallenem Hauptspeisewassersystem beim Eintritt der Transiente stand dieses System bei der Wiederherstellung der Hauptwärmesenke ebenfalls wieder zur Verfügung. In Tabelle 3.3 ist auch danach unterschieden, ob das Hauptspeisewasser aus gemeinsamer Ursache mit dem Ausfall der Hauptwärmesenke ausgefallen ist. Desweiteren sind die Fälle gekennzeichnet, die durch einen Durchdringungsabschluß ausgelöst wurden bzw. in deren Verlauf ein Durchdringungsabschluß auftrat.

Tabelle 3.3 Dauer des Ausfalls der Hauptwärmesenke

		0 h-0,5 h	0,5 h-1 h	1 h-2 h	2 h-5 h	>5 h
Σ KRB		4	3	0	3	1
"Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasser versorgung"	KRB-B	1	-	-	2'	-
	KRB-C	-	1	-	-	-
"Ausfall der Hauptwärmesenke"	KRB-B	1'	1	-	-	-
	KRB-C	2'*	1''	-	1'*	1''

' Durch DDA ausgelöst

'' DDA im Verlauf des AHWS

* für verkürzten Beobachtungszeitraum

Der längste Ausfall der Hauptwärmesenke dauerte ca. 20 Stunden. Bei dieser Transiente wurde der Reaktor aufgrund eines offengebliebenen S+E-Ventils abgefahren, sie wird daher als Offenbleiben eines S+E-Ventils behandelt.

■ **Auswertung anderer deutscher Anlagen mit SWR**

Innerhalb des ausgewerteten Beobachtungszeitraumes traten insgesamt 50 Ausfälle der Hauptwärmesenke auf. Die Aufteilung der beobachteten Transienten auf die verschiedenen Anlagen ist der Tabelle 3.4 zu entnehmen. Die beobachteten Ausfälle wurden in die beiden Gruppen

- AHWS ohne DDA und
- AHWS mit DDA

eingeteilt. Eine Unterscheidung, ob der Durchdringungsabschluß den Ausfall der Hauptwärmesenke auslöste oder in dessen weiterem Verlauf auftrat, ist hier nicht möglich, da die zur Auswertung herangezogenen Unterlagen (Monats-, Jahresberichte der Betreiber etc.) diese Detaillierung nicht immer ermöglichen.

Tabelle 3.4 Anzahl der "AHWS" und Erwartungswert der Häufigkeit pro Jahr und Reaktor

		KKW-1	KKW-2	KKW-3	KKW-4	KKW-5	Σ
AHWS	Anzahl (-) Häufigkeit (a^{-1})	9 0,8	18 2,2	8 1,0	5 0,8	10 2,2	50 1,2
AHWS ohne DDA	Anzahl (-) Häufigkeit (a^{-1})	5 0,5	10 1,2	3 0,4	2 0,3	6 1,4	26 0,6
AHWS mit DDA	Anzahl (-) Häufigkeit (a^{-1})	4 0,4	8 1,0	5 0,6	3 0,5	4 1,0	24 0,6
Beobachtungszeit	bis 12.88 (a)	12,1	8,6	8,8	7,2	4,8	41,4

Die Auswertung weist je nach Anlage einen Erwartungswert von $h = 0,8$ bis $h = 2,2 a^{-1}$ für das auslösende Ereignis aus. Der für KRB aus der anlagenspezifischen Beobachtung ermittelte Wert von $h = 0,8 a^{-1}$ bzw. $h^* = 0,6 a^{-1}$ für die Transienten T3 und T3T2 liegt somit im unteren Bereich bzw. unterhalb dieser Bandbreite. Bei allen Anlagen einschließlich KRB-II erfolgte während ca. der Hälfte aller Ausfälle der Hauptwärmesenke ein Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen.

3.1.2 Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung

3.1.2.1 Ursachen für den "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung"

Zur Förderung von Hauptspeisewasser in den Reaktordruckbehälter (RDB) stehen drei Hauptspeisewasserpumpen (3 x 50 %) zur Verfügung, von denen im Leistungsbetrieb zwei aus dem Speisewasserbehälter ansaugen und über die Hochdruck-Vorwärmestrecke bzw. deren Umgehung in den Speisewassersammler und von hier aus über vier Speisewasserleitungen in den Speisewasserverteiler innerhalb des RDB einspeisen. Die dritte Speisewasserpumpe steht in Bereitschaftsstellung. Die Regelung der Speisewassermenge erfolgt oberhalb einer Reaktorleistung von 15 % durch eine hydraulische Drehzahlregelung der Hauptspeisewasserpumpen (Schöpfrohrregelung). Unterhalb einer Reaktorleistung von 15 % fördern die Hauptspeisewasserpumpen über die aus zwei parallel angeordneten Ventilen bestehende Anfahrregelstation. Die Regelung des erforderlichen Massenstroms zur Füllstandshaltung erfolgt in diesem Fall durch die Ventilstellung der beiden Anfahrregelventile.

Ein "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" kann verursacht werden durch

- den Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen,
- den Ausfall der Kondensatförderung mit der Folge einer Schutzabschaltung der Hauptspeisewasserpumpen bei einem Speisewasserbehälter-Füllstand tief,
- den Ausfall der RDB-Füllstandsregelung,
- das Schließen der Speisewasser-ISO-Ventile oder
- das Schließen anderer Armaturen in den Einspeisesträngen und den Ausfall des Öffnens der Anfahrregelstation.

Ausfälle der Hauptspeisewasserversorgung aus gemeinsamer Ursache mit einem Ausfall der Hauptwärmesenke bzw. Ausfälle der Hauptspeisewasserversorgung während des Ausfalls der Hauptwärmesenke sind im auslösenden Ereignis Ausfall der Hauptwärmesenke erfaßt (Abschnitt 3.1.1). Das auslösende Ereignis "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" beinhaltet daher nur solche Ausfälle, die nicht gleichzeitig zu einem Ausfall der Hauptwärmesenke führen.

In der Referenzanlage KRB-II-B und im baugleichen Nachbarblock KRB-II-C traten innerhalb des Beobachtungszeitraums zwei "Ausfälle der Hauptspeisewasserversorgung" auf.

Bei der ersten Transiente, am 07.08.1984, wurden die Hauptspeisewasserpumpen in Block B aufgrund des Signals "Niveau Speisewasserbehälter sehr tief" abgeschaltet (Schutz AUS). Das Absinken des Füllstandes wurde durch eine zu geringe Kondensatnachförderung verursacht. Da eine der Kondensatpumpen in Betrieb gehalten werden konnte, fiel nicht wie in drei vergleichbaren Fällen gleichzeitig die Hauptwärmesenke durch "Einspritzwasserdruck tief" aus. Der RDB-Füllstand wurde mit dem TH-HD-System gehalten. Die Abschaltung erfolgte damals jedoch bei $LH2_{\text{Alt}} = 15,30 \text{ m}$, mit der Folge eines Füllstandanstiegs durch Erwärmung des Wassers über $LH3 = 15,60 \text{ m}$ und einem Ausfall der Hauptwärmesenke und einem DDA der Speisewasserleitungen 13 Minuten nach dem Ausfall des Hauptspeisewassers.

Die zweite Transiente trat ebenfalls in Block B, am 10.01.1986, auf. Nach einem Umschalten von der Pumpe RL21 auf RL31 wegen einer Überprüfung fiel die Förderleistung der Pumpe RL11 auf Null ab. Die Pumpe RL31 wurde daraufhin auf Hand genommen und zurückgefahren, um die Pumpe RL11 an der Förderung zu beteiligen. Die Pumpe förderte jedoch keine erhöhte Menge. Durch den abfallenden RDB-Füllstand wurde die RESA ($L_{\text{RDB}} < LT1$) und die TH-HD-Einspeisung ($L_{\text{RDB}} < LT2$) angeregt. Der Einspeiseweg über die Speisewasserleitungen blieb während der Transiente offen. Nach ca. 3 h 20 min konnten die Hauptspeisewasserpumpen wieder zugeschaltet werden.

Störungen, die zu einer Beeinträchtigung der Funktion einer Hauptspeisewasserpumpe führten, traten insgesamt siebenmal auf, drei Störungen in Block B und vier in Block C. Eine dieser Störungen war auf eine fehlerhafte Regelung durch die Schöpfrohrregelung der Pumpe zurückzuführen. Zwei Fälle wurden durch das Hängenbleiben eines Rückschlagventils während des Umschaltvorgangs auf die Reservepumpe ausgelöst, in einem Fall lag ein Kupplungsschaden vor und in einem anderen Fall erfolgte die Abschaltung der Pumpe durch das Signal "Lagertemperatur zu hoch". In allen Fällen konnte die Speisewasserversorgung durch das Umschalten auf die Reservepumpe bzw. durch die nicht betroffene Pumpe aufrechterhalten werden. In zwei weiteren Fällen zeigte sich nach einer Analyse der WKP "Lastabwurf auf Eigenbedarf" bzw. nach

einer TUSA, daß die Hauptspeisewasserpumpen für ca. 25 bis 55 Sekunden in Kavitation liefen. Die Speisewasserversorgung wurde dadurch nicht gefährdet.

3.1.2.2 Häufigkeit des "Ausfalls der Hauptspeisewasserversorgung"

■ Anlagenspezifische Auswertung

Der Erwartungswert der Häufigkeit des "Ausfalls der Hauptspeisewasserversorgung" (T_2) wurde aus der anlagenspezifischen Betriebserfahrung mit

$$h_{T_2} = 0,2 \text{ a}^{-1}$$

ermittelt.

Der Erwartungswert basiert auf den zwei Ereignissen, die innerhalb der Beobachtungszeit auftraten.

- Ermittlung von bedingten Wahrscheinlichkeiten

Die in Abschnitt 3.1.2.1 für den Ausfall der Hauptwärmesenke ermittelten bedingten Wahrscheinlichkeiten sind, soweit zutreffend, für den "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" zu überprüfen.

- ◆ Durchdringungsabschluß der Speisewasserleitungen

Im Hinblick auf alternative Einspeisemöglichkeiten über die Speisewasserleitungen nach einem Ausfall der TH-Einspeisungen ist die Wahrscheinlichkeit dafür, daß ein DDA der RL-Leitungen während der Transiente erfolgte, von Interesse. Die Anregung eines DDA-RL ist bei der betrachteten Transiente nur durch $L_{RDB} > LH3$ möglich. Die Auslösung des DDA-RL durch Überspeisung mit dem RL-System ist aber hier nicht relevant, da dies aus gemeinsamer Ursache zu einem Ausfall der Hauptwärmesenke führt und somit das Ereignis zur Eintrittshäufigkeit dieser Transiente beitragen würde. Eine Überspeisung mit dem TH-System wird durch die Fehlerbaumanalyse ermittelt. Die Ermittlung einer bedingten Wahrscheinlichkeit für einen "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" und einen DDA-RL aus gemeinsamer Ursache entfällt daher.

- ◆ Langfristiges Offenbleiben eines TK-Ventils

Beim "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" erfolgen die Anregungen zum Öffnen der S+E-Ventile weniger häufig als beim Ausfall der Hauptwärmesenke, da die Druckbegrenzung durch die Umleitstellventile erfolgt. Die betrieblichen Anregungen zum Öffnen nach einer TUSA sind jedoch identisch.

Zur Verbreiterung der Basis werden die Ausfälle der Hauptwärmesenke bei der Ermittlung der bedingten Wahrscheinlichkeit ebenfalls berücksichtigt. Das langfristige Offenbleiben eines TK-Ventils nach Auslösung der Transiente erfolgt dann mit einer Wahrscheinlichkeit von

$$p = 0,05.$$

■ **Auswertung anderer deutscher Anlagen mit SWR**

Die Auswertung der anderen Kernkraftwerke mit SWR in der Bundesrepublik Deutschland ergab, daß nur in einer Anlage ein "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" ohne gleichzeitigen Ausfall der Hauptwärmesenke aus gemeinsamer Ursache aufgetreten ist. Mit der gepoolten Betriebszeit der ausgewerteten Anlagen von ca. 41,4 Jahren führt dies zu einem Erwartungswert der Häufigkeit von $h_{T2} = 0,04 \text{ a}^{-1}$. Die Eintrittshäufigkeit dieser Transiente ist somit in den anderen Anlagen deutlich niedriger als in der Referenzanlage.

3.1.3 Notstromfall

3.1.3.1 Ursachen für einen "Notstromfall"

Die elektrischen Anlagen innerhalb des Kraftwerkes bestehen aus der

- Generatoranlage, der

- Eigenbedarfsanlage und der
- Notstromanlage.

Die Generatoranlage übernimmt die Ableitung der erzeugten elektrischen Energie in das 380-kV-Verbundnetz. Das Eigenbedarfsnetz (EB-Netz) dient der Versorgung der zum Betrieb des Kraftwerks erforderlichen Aggregate mit elektrischer Energie. Im Leistungsbetrieb wird das EB-Netz, bestehend aus sechs blockgebundenen und vier blockgemeinsamen 10-kV-Hauptverteilungen, vom Generator über drei EB-Trafos gespeist. Bei einem Ausfall der Energieversorgung durch das EB-Netz übernimmt das Notstromnetz die Versorgung der sicherheitstechnisch relevanten Komponenten mit elektrischer Energie.

Der "Notstromfall" ("NSF") ist durch den Ausfall der gesamten EB-Versorgung gekennzeichnet. Die Eigenbedarfsversorgung ist nach KTA 3701.1 die Versorgung der Eigenbedarfsverbraucher und des Notstromsystems aus Netzanschlüssen oder eigenem Blocktransformator.

Während des Beobachtungszeitraums ist kein "Notstromfall" in den beiden Anlagen aufgetreten. Die Diskussion der Ursachen eines "Notstromfalls" basiert daher auf theoretischen Überlegungen auf der Grundlage des in KRB realisierten Netzanschlusses. Die Ursache für einen "Notstromfall" kann entweder außerhalb oder innerhalb der Anlage auftreten.

Eine Ursache außerhalb der Anlage liegt dann vor, wenn durch Einwirkungen aus dem Netz ein Abwurf der Anlage auf Eigenbedarf erforderlich wird. Die Eigenbedarfsschienen der Referenzanlage sind über die Netztransformatoren mit einem Netzanschluß verbunden. Ein Reservenetzanschluß mit der Möglichkeit der Eigenbedarfsumschaltung existiert nicht. Bei einem Ausfall des Hauptnetzanschlusses muß sich die Anlage im Eigenbedarf fangen, ansonsten tritt der "Notstromfall" ein. Die zweite Einspeisung versorgt in KRB ausschließlich die Notstromschienen und wird über ein Reaktorschutzsignal zugeschaltet.

Ursachen innerhalb der Anlage liegen vor, wenn Störungen innerhalb der Anlage zum Ausfall der Eigenbedarfsversorgung führen. Hier sind insbesondere auslösende Ereignisse durch Störungen im Generator oder den Netztransformatoren bzw. der Ausfall eines Eigenbedarfstransformators denkbar. Der Ausfall von einem der drei

Eigenbedarfstransformatoren führt zum Ausfall der 10-kV-Eigenbedarfsschienen. Es ist keine selektive Störungsabschaltung möglich, da die EB-Transformatoren oberspannungsseitig keine Leistungsschalter besitzen und sowohl der Generator- als auch der Maschinentrafoschalter geöffnet werden muß.

3.1.3.2 Häufigkeit des "Notstromfalls"

■ Anlagenspezifische Auswertung

In den Anlagen KRB-II-B und C trat während des Beobachtungszeitraums kein "Notstromfall" (T1) auf.

Der Erwartungswert der Eintrittshäufigkeit eines "Notstromfalls" (T1) wird auf dieser Basis zu

$$h_{T1} = 0,04 \text{ a}^{-1}$$

ermittelt.

- Ermittlung von bedingten Wahrscheinlichkeiten

Der "Notstromfall" ist zwar ein Sonderfall des Ausfalls der Hauptwärmesenke, die für den Ausfall der Hauptwärmesenke ermittelten bedingten Wahrscheinlichkeiten können jedoch aufgrund der unterschiedlichen Randbedingungen bei der Auslösung der Transiente nicht ohne weiteres übernommen werden.

- ◆ Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen

Im "Notstromfall" fällt die Hauptwärmesenke durch das Zufallen der Umleitstellventile aus. Eine gemeinsame Ursache, die zur Auslösung eines DDA führt, ist nicht gegeben, so daß eine bedingte Wahrscheinlichkeit hierfür im "Notstromfall" nicht zu ermitteln ist.

- ◆ Durchdringungsabschluß der Speisewasserleitungen

Die Hauptspeisewasserpumpen fallen mit der Auslösung des "Notstromfalls" aufgrund des Spannungsabfalls an den Eigenbedarfsschienen aus. Eine gemeinsame Ursache für die Auslösung eines Durchdringungsabschlusses-RL liegt beim "Notstromfall" nicht vor, die Ermittlung einer bedingten Wahrscheinlichkeit erübrigt sich daher.

- ◆ Langfristiges Offenbleiben eines TK-Ventils

Da die Anforderungen zur Druckbegrenzung an die TK-Ventile vergleichbar sind mit denjenigen beim Ausfall der Hauptwärmesenke, wird die bedingte Wahrscheinlichkeit dafür, daß eines der Ventile nach einer Anforderung langfristig offenbleibt, ebenfalls mit

$$p = 0,05$$

ermittelt.

■ **Andere deutsche Anlagen**

Innerhalb des Beobachtungszeitraums trat während des Leistungsbetriebs nur in einer Anlage ein Notstromfall auf. Mit der gesamten Betriebszeit von 41,4 Jahren der Kraftwerke innerhalb des Beobachtungszeitraums ergibt sich ein Erwartungswert der Häufigkeit von ebenfalls $h_{T1} = 0,04 \text{ a}^{-1}$.

3.1.4 Offenbleiben eines S+E-Ventils

3.1.4.1 Ursachen für das "Offenbleiben eines S+E-Ventils"

Die S+E-Ventile werden entweder zur Druckbegrenzung oder zur Druckentlastung des RDB automatisch oder von Hand geöffnet. Diese Funktionen werden betrieblich oder durch den Reaktorschutz angefordert.

Jedes S+E-Ventil besteht aus einem Hauptventil, einem magnetisch betätigten und einem federbelasteten Vorsteuerventil. Die zur Druckentlastung angesteuerten Ventile sind darüber hinaus mit einem zweiten Magnetventil sowie mit einem Offenhalte-magneten versehen. Zum Öffnen eines Hauptventils ist es erforderlich, daß eines der zugehörigen Vorsteuerventile öffnet. Zum Schließen des Hauptventils ist es erforderlich, daß alle dem Hauptventil zugeordneten Vorsteuerventile geschlossen sind.

Zur Druckbegrenzung des RDB öffnet eine unterschiedliche Anzahl von S+E-Ventilen. Die Ventile können

- betrieblich angesteuert nach einer TUSA bei einer Reaktorleistung $P > 50 \%$ (max. vier S+E-Ventile bei $P > 90 \%$) oder
- durch den Reaktorschutz angesteuert oberhalb eines RDB-Drucks von 7,3 MPa (Anzahl der Ventile druckgestaffelt) öffnen.

Des Weiteren werden zur Druckbegrenzung die diversitären Bypass-Ventile bei einem RDB-Druck von 8,8 MPa bzw. bei Anstehen eines RESA-Signals bei 7,2 MPa geöffnet.

Das Schließen der S+E-Ventile erfolgt

- nach der betrieblichen Anregung nach 7 - 10 s zeitlich verzögert (der Schließ-befehl wird nach 4 - 7 s ausgelöst),
- nach der Reaktorschutzanregung nach Unterschreitung des Anregedrucks um 0,25 bzw. 0,5 MPa.

Die Bypass-Ventile können nach einer Unterschreitung von 8,8 MPa wieder von Hand geschlossen werden (Prozedur noch nicht festgelegt), nach einem Öffnen bei 7,2 MPa sollen die Bypass-Ventile druckgestaffelt bei 6,7 MPa, 6,1MPa und 5,0 MPa automa-tisch geschlossen werden.

Ein Öffnen der S+E-Ventile erfolgt außerdem im Rahmen der Wiederkehrenden Prü-fungen (WKP) einmal jährlich (scharfe Funktionsprüfung).

Eine Ursache für das "Offenbleiben eines S+E-Ventils" nach einer der aufgeführten Anforderungen zum Öffnen kann das fehlerhafte Offenbleiben eines Vorsteuerventils

(mechanischer Fehler oder Fehler in der Ansteuerung) oder eines Hauptventils (mechanischer Fehler) sein.

Ein Bypass-Ventil kann durch einen mechanischen Fehler am Ventil oder durch ein Versagen des zugehörigen Elektromotors bzw. dessen Ansteuerung fehlerhaft offenbleiben.

Das fehlerhafte Offenbleiben eines S+E-Ventils trat innerhalb der Beobachtungszeit in sechs Fällen nach einer Anforderung auf, einmal in Block B und fünfmal in Block C. Fünf der sechs Fälle erfolgten während einer scharfen Funktionsprüfung, in einem Fall blieb das Ventil nach der betrieblichen Anregung infolge TUSA offen. In zwei Fällen wurde aufgrund des Offenbleibens der TK-Ventile ein Ausfall der Hauptwärmesenke ausgelöst.

In allen Fällen wurde versucht, durch Wiederholen des Schließbefehls (Taster Warte) bzw. durch Ziehen von Elektronikarten das Ventil wieder zu schließen. Dies gelang in fünf Fällen nach unterschiedlich langen Zeiträumen (einige Sekunden bis Minuten), wobei sich ein entsprechender Druckabfall im RDB einstellte. In einem Fall, der auch zum Ausfall der Hauptwärmesenke führte, gelang es nicht, das Ventil zu schließen, so daß der RDB bis zum Druckausgleich mit der Kondensationskammer druckentlastet wurde.

3.1.4.2 Häufigkeit für das "Offenbleiben eines S+E-Ventils"

■ Anlagenspezifische Auswertung

Der Erwartungswert der Häufigkeit für das fehlerhafte "Offenbleiben eines S+E-Ventils" (T_4) wurde aus der anlagenspezifischen Betriebserfahrung mit

$$h_{T_4} = 0,1 \text{ a}^{-1}$$

ermittelt.

Der Ermittlung dieses Wertes liegt ein Ereignis innerhalb der Beobachtungszeit in den beiden Anlagen zugrunde. Es wurde zwar insgesamt sechsmal das fehlerhafte

Offenbleiben eines S+E-Ventils beobachtet, in fünf Fällen schloß das Ventil jedoch wieder nach einer mehr oder minder starken Druckentlastung des RDB.

In einem Fall blieb das S+E-Ventil langfristig offen.

■ **Auswertung anderer deutscher Anlagen mit SWR**

Die Auswertung der Betriebstransienten aller Kernkraftwerke mit SWR in der Bundesrepublik Deutschland zeigte sechs weitere Fälle für das fehlerhafte "Offenbleiben eines S+E-Ventils". Diese Fälle traten in zwei verschiedenen Anlagen auf. Mit der gepoolten Betriebszeit von 41,4 Jahren für alle Kernkraftwerke mit SWR (außer KRB) ergibt sich ein Erwartungswert der Häufigkeit von

$$h_{T4} = 0,2 \text{ a}^{-1}.$$

Die Ermittlung einer Wahrscheinlichkeit dafür, daß das fehlerhaft offene Ventil durch eine Handmaßnahme wieder geschlossen werden konnte, ist aufgrund des geringen Detaillierungsgrades der Unterlagen (Monatsberichte etc.) nicht möglich.

3.1.5 Überspeisungstransiente

3.1.5.1 Ursachen für eine "Überspeisungstransiente"

Bei dieser Transiente wird eine Überspeisung mit dem Hauptspeisewassersystem untersucht. Mögliche Überspeisungen mit dem nuklearen Nachkühlsystem werden innerhalb der Transienten behandelt, bei denen das Nachkühlsystem zur Einspeisung angefordert wird. Eine Überspeisung mit dem Hauptspeisewassersystem kann dann auftreten, wenn die Hauptspeisewasserpumpen fehlerhaft einen zu hohen Massenstrom fördern und eine rechtzeitige Reduzierung der Fördermenge nicht erfolgt.

Innerhalb der Betriebszeit der Anlagen KRB-II-B und C traten bis zum 31.12.1990 vier Ereignisse auf, die mit einem fehlerhaften Anstieg der Fördermenge der Hauptspeisewasserpumpen verbunden waren. Drei der Ereignisse wurden durch elektronische oder mechanische Fehler in der Regelung (Schöpfrohrverstellung) ausgelöst. In einem Fall veränderten sich die hydraulischen Bedingungen im Speisewassersystem

während einer WKP derart, daß die Regelabweichung eine Erhöhung der Fördermenge vorgab, die aufgrund des RDB-Füllstandes jedoch nicht erforderlich war.

Bei einem Anstieg des Füllstandes über LH1 (15,28 m) sollen die Einspeisewege von Hand geschlossen werden (Schließen aller Druck- und Anfahrchieber) und nur noch eine Hauptspeisewasserpumpe über die Mindestmenge laufen. Wird ein Füllstand von $L_{RDB} > 15,45$ m erreicht, soll auch diese Pumpe von Hand abgeschaltet werden. Bei einem Anstieg über LH3 erfolgen Maßnahmen durch den Reaktorschutz (DDA-RL, DDA-FD, DDA-HiDa u. a.), die die Einspeisung unterbrechen und die Frischdampfleitungen schließen.

In einem der beobachteten Fälle führte der Füllstandsanstieg durch den DDA der Frischdampfleitungen (bei LH3) zum Ausfall der Hauptwärmesenke, in einem anderen Fall erfolgte der Füllstandsanstieg unmittelbar nach einem AHWS, da die Fördermenge nicht rechtzeitig heruntergeregelt werden konnte. In den beiden anderen Fällen konnte die Regelung auf "Hand" genommen und die Fördermenge durch den Operateur reduziert werden.

3.1.5.2 Häufigkeit für eine "Überspeisungstransiente"

■ Anlagenspezifische Auswertung

Zur Ermittlung des Erwartungswertes der Eintrittshäufigkeit einer "Überspeisungstransiente" (T5) liegen vier Ereignisse in Verbindung mit einem fehlerhaften Anstieg der Fördermenge der Hauptspeisewasserpumpen vor.

Zwei der vier Transienten wurden durch Handmaßnahmen beherrscht, bevor automatische Maßnahmen erfolgten. Da zur Beherrschung der Transiente noch eine nachgeschaltete automatische Maßnahme zur Verfügung stand, werden diese beiden Ereignisse bei der Ermittlung der Häufigkeit für das auslösende Ereignis nicht mitgezählt.

In zwei weiteren Ereignissen wurde der Füllstandsgrenzwert LH3 erreicht, bei dem das Hauptspeisewassersystem automatisch abgeschaltet wird. Diese beiden Ereignisse werden zur Ermittlung des Erwartungswertes der Häufigkeit herangezogen. Unter Berücksichtigung des Beobachtungszeitraumes ergibt sich ein Erwartungswert von

$$h_{T5} = 0,2 \text{ a}^{-1}.$$

■ **Auswertung anderer deutscher Anlagen mit SWR**

Die Auswertung der Betriebstransienten der anderen Kernkraftwerke mit SWR in der Bundesrepublik Deutschland ergab, daß innerhalb der Beobachtungszeit keine Überspeisungenstransiente aufgetreten ist. Im Gegensatz zur Auswertung der Transienten in KRB-II-B und C sind jedoch Transienten, die vor einer Überspeisung der Frischdampfleitungen durch manuelle oder automatische Maßnahmen beendet wurden, aus den verfügbaren Unterlagen nicht erkennbar. Die Ermittlung eines Vergleichwertes der Eintrittshäufigkeit ist daher nicht möglich.

3.1.6 Fehlfahren von Turbinen- oder Umleitventilen

3.1.6.1 Ursachen für das "Fehlfahren von Turbinen- oder Umleitventilen"

In jeder zur Turbine führenden Frischdampfleitung ist kurz vor dem Eintritt in die Turbine ein kombiniertes Turbinen-Schnellschluß-Stellventil eingebaut. Die Stellventile regeln im Normalbetrieb den Dampfstrom zur Turbine entsprechend der geforderten Leistung. Die Schnellschlußventile haben die Aufgabe, im Fall einer Schnellschlußauslösung (z. B. Überdrehzahl) die weitere Dampfeinströmung in die Turbine zu unterbinden.

Das Turbinen-Schnellschlußventil ist ein unter Federwirkung stehendes Ventil, das nur bei vorhandenem Steuerflüssigkeitsdruck gegen die Federkraft in Offenstellung gehalten wird. Durch Ableiten der Steuerflüssigkeit oder durch Zusammenbrechen des Drucks in diesem System wird das Ventil durch die Feder geschlossen. Das Turbinen-Stellventil wird dann ebenfalls in Schließrichtung gefahren, so daß eine redundante Absperrung vorhanden ist.

Die Umleitstation hat die Aufgabe, den vom Reaktor erzeugten und den von der Turbine nicht abgenommenen Dampf in den Kondensator abzuführen. Der Dampf wird über vier kombinierte Umleitschnellschluß-Stellventile abgeleitet. Die Umleitstellventile werden bei einer Anforderung durch die Reaktordruckregelung so verfahren, daß der

Reaktordruck auf den Sollwert von $p_{RDB} = 6,96$ MPa geregelt wird. Das Schnellschlußventil wird ebenfalls durch den Steuerflüssigkeitsdruck gegen eine Federkraft offen gehalten. Nach der Auslösung eines Schutzsignals (Kondensatorschutz) wird die Steuerflüssigkeit abgeführt, und das Schnellschluß- und Stellventil schließt (Umleitstation verblockt). Gleiches gilt bei einem Abfall des Druckes im Steuerflüssigkeitssystem.

Eine Fehlfunktion der Turbinen- oder Umleitventile kann in Richtung Öffnen, in Richtung Schließen oder durch "Klemmen" bei Anforderung erfolgen. Mögliche Verursacher der Fehlfunktion können die Regelung, das Steuerflüssigkeitssystem oder die Ventilmechanik sein.

Wird eines oder mehrere der Turbinen- oder Umleitventile fehlerhaft verfahren oder klemmt eines oder mehrere der Ventile bei Anforderung, so stellt sich eine Umverteilung des Dampfmassenstroms zwischen den Frischdampfleitungen ein. Dabei können im Vergleich zum Vollastbetrieb erheblich höhere Dampfurchsätze in den Frischdampfleitungen auftreten. Durch den Reaktorschutz wird der Frischdampfmassenstrom in den Frischdampfleitungen auf 120 % begrenzt. Wird dieser Durchsatz in einer Leitung erreicht, wird durch den Reaktorschutz ein Durchdringungsabschluß aller Frischdampfleitungen ausgelöst. In der Hilfsdampfleitung wird durch den Reaktorschutz ein Durchdringungsabschluß bei einem Durchsatz von 200 % in dieser Leitung ausgelöst.

Bei einem Versagen des Durchdringungsabschlusses der Frischdampfleitungen wird der maximale Durchsatz durch die unmittelbar am RDB angebrachten Strömungsbegrenzer auf ca. 200 % begrenzt. Bei diesem Durchsatz würden überhöhte Lasten auf die Frischdampfleitungen wirken. Insbesondere würden hohe dynamische Belastungen auftreten, wenn bei überhöhtem Dampfurchsatz die Schnellschlußventile schließen würden. Öffnet eines der Stellventile fehlerhaft, kann darüber hinaus eine erhöhte Belastung durch eine sich in die Frischdampfleitungen hineinbewegende Dichtefront aufgrund von Wassermiße auftreten.

Innerhalb der Beobachtungszeit der Anlagen KRB-II-B und C traten insgesamt fünf Ereignisse in Verbindung mit dem Fehlfahren von Turbinen- oder Umleitventilen auf, davon drei Ereignisse in Block B und zwei Ereignisse in Block C. Die Ereignisse decken ein weites Feld der möglichen Störungen ab. Ursachen und Art der Störung sind in Tabelle 3.5 aufgelistet.

3.1.6.2 Häufigkeit für das "Fehlfahren von Turbinen- oder Umleitventilen"

■ Anlagenspezifische Auswertung

Innerhalb des Beobachtungszeitraums traten in den Anlagen KRB-II-B und C fünf Ereignisse mit einem "Fehlfahren von Turbinen- oder Umleitventilen" (T6) auf. Eines der Ereignisse trat nach dem Abfahren der betroffenen Anlage auf. Bei zwei der restlichen vier Ereignisse während des Leistungsbetriebes wurden Reaktorschutzaktionen durch den Grenzwert "Frischdampfdurchsatz zu hoch $m_{FD} > 120 \%$ " ausgelöst. Drei dieser Ereignisse führten zu einem Ausfall der Hauptwärmesenke und sind insofern bereits als Transiente erfaßt. Beim vierten Ereignis konnte die Anlage nach einer TUSA wieder den Leistungsbetrieb aufnehmen.

Da bei der Transiente "Fehlfahren von Turbinen- oder Umleitventilen" die Belastung der Frischdampfleitungen im Vordergrund steht, werden zur Ermittlung des Erwartungswertes der Eintrittshäufigkeit nur die beiden Ereignisse herangezogen, bei denen Reaktorschutzmaßnahmen aufgrund des erhöhten Frischdampfdurchsatzes ausgelöst wurden. Unter Zugrundelegung der Beobachtungszeit von 12,3 Jahren folgt daraus ein Erwartungswert für die Häufigkeit des "Fehlfahrens von Turbinen- oder Umleitventilen" von

$$h_{T6} = 0,2 \text{ a}^{-1}.$$

■ Auswertung anderer deutschen Anlagen mit SWR

Die Auswertung der anderen deutschen Anlagen mit SWR kann aufgrund der zur Verfügung stehenden Informationen (Monatsberichte, Jahresberichte) nur in einem geringen Detaillierungsgrad erfolgen. Insgesamt sind 12 Ereignisse bekannt, die hinsichtlich des Fehlfahrens der Turbinenventile (Richtung Öffnen oder Schließen) und der Umleitventile (nur Richtung Öffnen) unterschieden werden können. In Tabelle 3.6 sind die aufgetretenen Ereignisse den Anlagen zugeordnet.

Tabelle 3.5 Beobachtete Ereignisse "Fehlfahren von Turbinen- oder Umleitventilen"

Ereignis		Betroffene Ventile		Richtung Fehlfahren		Anlagenzustand		Einleitung der Störung während	Folgen	
Lfd.-Nr.	Anlage	TV	ULV	Schließen	Öffnen	L.-Betrieb	Stillstand		RESA	Transiente
1	C	1		X		55 %		TPA	$m_{FD} > 120 \%$	T3
2	C		4		X	97 %		Reparatur	$m_{FD} > 120 \%$	T3
3	B		1	X		96 %		nach Anforderung	$p_{RDB} > P4$	T3
4	B	4			X		X	Kühlung der Turbine	$L_{RDB} > LH3$	(T3T2)
5	B	2		X		97 %		Reparatur	$NFL > 120 \%$	-

Erläuterungen zur Tabelle:

TV Turbinenventil
 ULV Umleitventil
 L.-Betrieb Leistungsbetrieb
 TPA Turbinenprüfung
 (T3T2) Ereignis bei Anlagenstillstand, wird in der vorliegenden Untersuchung nicht betrachtet.

Tabelle 3.6 Ereignisse mit Fehlfahren der Turbinen und Umleitventile

Anlage		KKW-1	KKW-2	KKW-3	KKW-4	KKW-5	Σ
TV	öffnen	-	-	-	1	-	1
	schließen	-	5	1	2	1	9
ULV öffnen		-	1	1	-	-	2

Bezogen auf die Betriebszeit der Anlagen von 41,4 Jahren kann auf der Basis dieser Ereignisse ein Erwartungswert der Häufigkeit von

$$h_{T6} = 0,3 \text{ a}^{-1}$$

ermittelt werden. Dieser Erwartungswert ist jedoch nicht unmittelbar mit demjenigen für die Anlage KRB zu vergleichen, da eine Differenzierung hinsichtlich des Kriteriums "Frischdampfmassenstrom hoch" ohne detaillierte Untersuchung nicht möglich ist.

3.1.7 Leck in einem Nachkühlstrang

Die Nachkühlstränge bestehen aus dem

- nuklearen Nachkühlsystem, dem
- nuklearen Zwischenkühlsystem und dem
- nuklearen Nebenkühlwassersystem.

Für diese Systeme und den Kondensationskammer-Entleerungsstrang werden die Ursachen eines Lecks untersucht und die Erwartungswerte der Häufigkeit hierfür ermittelt /BEL 92/.

3.1.7.1 Ursache für ein Leck in einem Nachkühlstrang

Zur Ermittlung der Leckmöglichkeiten in den einzelnen Systemen wurde ein neu entwickeltes Beurteilungssystem eingesetzt. Der Einsatz dieses Systems erfolgte aus zwei Gründen:

- Die bisher für die Risikostudie DWR eingesetzte Methode beschränkte sich auf die Auswertung von Betriebsstatistiken und auf Überlegungen, die auf sehr spezielle, aber eingehend analysierte Betriebsbedingungen anwendbar erschienen.
- Bei den hier zu untersuchenden Systemen eines SWR ist die verfügbare Betriebsstatistik für die Ermittlung von Häufigkeiten von Rohrleitungslecks insgesamt nicht ausreichend bzw. im Hinblick auf die in Teilsystemen sehr unterschiedlichen Betriebsbedingungen, Prozeßmedien und Qualitätsanforderungen nicht ausreichend aufschlüsselbar.

Die Kriterien für Schadensmöglichkeiten werden anhand eines Katalogs von Grundelementen überprüft. Dieser Katalog enthält verschiedene Komponenten und Bauteile, für die mögliche Schädigungsmechanismen in Abhängigkeit von möglichen Belastungen aus Betrieb und Störfällen angeführt werden. Darüber hinaus können Schadensmöglichkeiten identifiziert werden, die nicht für einzelne Grundelemente typisch sind, sondern für ganze Systeme gelten.

Details zur Anwendung des Beurteilungssystems können /BEL 92/ entnommen werden. Für die einzelnen Systeme führte die Anwendung des Beurteilungssystems hinsichtlich der möglichen Ursachen für ein Leck zu folgenden Ergebnissen:

■ **Nukleares Nebenkühlwassersystem VE**

Eines der drei nuklearen Nebenkühlwassersysteme (VE 10) befindet sich im nuklearen Betriebsgebäude, während die anderen beiden Systeme (VE 20 und VE 30) im Reaktorgebäude untergebracht sind.

Auf ein potentielles Leck hin zu untersuchen sind im VE-System alle Abschnitte, die mit dem Kühlmittelstrom in nicht absperrbarer Weise verbunden sind.

Zu untersuchende Abschnitte sind:

- die Leitung für den Hauptstrom des Kühlmittels (NW 700)
- ein Leitungsstrang für den Spülstrom des Taprogge-Kreislaufs (NW 80)
- diverse Anschlußleitungen der NW 15 bis NW 450

Die Anwendung der Beurteilungskriterien auf das VE-System ergibt für die Schadensart Lochfraß und Korrosionsriß ein mögliches Leck $< 1 \text{ mm}^2$, für die Schadensart Flächenkorrosion ein Leck $< 4 \text{ mm}^2$.

Für die Häufigkeit eines größeren Lecks scheint das Versagen eines Festpunktes an Rohrleitungen großer Nennweite oder Arbeitsunfälle an solchen Leitungen maßgeblich zu sein. Größere Lecks infolge eines Korrosionsmechanismus werden als wesentlich unwahrscheinlicher eingestuft. Störfälle mit unbeabsichtigtem Druckaufbau oder Wasserhammer-Effekten sind nicht zu unterstellen, da die Abschlußarmaturen für den Kühlmittelstrom langsam schließen.

■ **Nukleares Zwischenkühlsystem TF**

Die Zwischenkühlsysteme TF 20 und TF 30 befinden sich vollständig im Reaktorgebäude, während sich die nuklearen Zwischenkühler, die nukleare Zwischenkühlpumpe, das Ausdehnungsgefäß und einige Nebenkühlstellen des Zwischenkühlsystems TF 10 im nuklearen Betriebsgebäude befinden.

Das TF-System enthält mit Hydrazin versetztes Deionat. Durch diese Wasserchemie wird ein ausreichender Schutz der Komponenten gegen Korrosion sichergestellt. Jedes der drei Zwischenkühlsysteme enthält zwei Wärmetauscher zum nuklearen Nachkühlsystem (nukleare Nachkühler) und zwei zum nuklearen Nebenkühlwassersystem, die nuklearen Zwischenkühler. Die Wärmetauscher sind jeweils in Reihe geschaltet.

Zu untersuchende Abschnitte sind im einzelnen:

- die Leitung für den Hauptstrom des Kühlmittels (NW 600)
- die Verbindungsleitung zwischen Ausdehnungsgefäß und TF-Kreislauf (NW 80)
- Leitungen zwischen dem Kreislauf und den Absperrarmaturen zu den Nebenkühlstellen (NW 50 und NW 80)
- Wärmetauscherrohre

Die Anwendung der Beurteilungskriterien auf die Stahlrohre des TF-Systems ergibt zu untersuchende Leckmöglichkeiten als Folge der Schadensart Korrosionsriß. Dafür wird

eine mögliche Leckgröße von < einigen mm² angesetzt. Das sehr geringe Spannungsniveau und das Fehlen von Ursachen für eine größere äußere Einwirkung lassen das spontane Entstehen eines größeren Lecks für ausreichend unwahrscheinlich erscheinen. Störfälle mit unbeabsichtigtem Druckaufbau oder Wasserhammer-Effekte sind nicht zu unterstellen. Auch ein spontanes Versagen der Wärmetauscherrohre der nuklearen Nachkühler wird nicht unterstellt. Als Schadensmechanismus an den Messingrohren der Wärmetauscher werden Lochfraß und Korrosionsrißbildung mit Leckflächen < einige mm² unterstellt. Kleine Lecks bewirken einen Anstieg des Kühlmittelspiegels im Ausgleichsgefäß, der durch die Instrumentierung detektiert werden kann.

■ **Nukleares Nachkühlsystem TH**

Das TH-System besteht aus unterschiedlichen Abschnitten, deren Betrieb zur Erfüllung unterschiedlicher Aufgaben erforderlich werden kann. Der erste Abschnitt besteht aus der Ansaugleitung der Vorstufe der Niederdruckpumpe, aus der Vorstufe selbst, der Verbindungsleitung von der Vorstufe zur Niederdruckstufe über die nuklearen Nachkühler, der Verbindungsleitung von der Vorstufe zum BE-Absatzbecken und zu den Frischdampfleitungen und aus der Mindestmengenleitung der Vorstufe.

Der zweite Abschnitt der TH-Systeme besteht aus den Leitungen der Druckseite der Niederdruckstufe. Über die Leitungen kann Kühlmittel in die Kondensationskammer und in die Speisewasserleitungen gefördert werden.

Der dritte Abschnitt der TH-Systeme ist der Hochdruckteil, d. h. der Strang zwischen der Hochdruck-Pumpe und dem RDB. Die HD-Pumpe fördert im Druckbereich bis 8,0 MPa.

Alle drei TH-Systeme befinden sich vollständig im Reaktorgebäude. Auf Leckhäufigkeiten zu untersuchen sind alle genannten Abschnitte. Im einzelnen sind dies:

- ein doppelwandiger Abschnitt im Saugstrang der ND-Vorstufe von der Kondensationskammer bis zur 1. Absperrarmatur (NW 450)
- verschiedene Leitungsabschnitte im Niederdruckbereich, d. h. zwischen der 1. Absperrarmatur der Kondensationskammer im Saugstrang über die ND-Pumpe bis zur nächsten Absperrarmatur einschließlich der Flansche (NW100-600)

- Anschlüsse von Kleinleitungen im Niederdruckbereich (NW10-25)
- die Leitung des Hochdruckabschnittes (NW250) und Anschlüsse von Kleinleitungen im Hochdruckbereich (NW10-25)

In den Abschnitten zwischen der Kondensationskammer und der 1. Absperrarmatur, die als Doppelrohre ausgebildet sind, werden nur Tropfleckagen für relevant gehalten. Für den übrigen Niederdruckteil sind drei verschiedene Leckarten zu betrachten:

- Lecks $< 0,1 F$ aus dem Anriß von Kleinleitungen an Anschlußstellen als Folge von Schwingbelastungen oder $1 F$ infolge von Unfällen bei Wartungs- oder Reparaturarbeiten
- Lecks aus unterlassener Verschraubung von Flanschen nach Wartungsarbeiten
Die Folge ist ein Leck in der ein- oder zweifachen Querschnittsfläche der betroffenen Rohrleitung.
- Lecks aus unterlassenem Festziehen der Flanschverschraubungen
Dabei wird als plausibel ein Leck von der Größe Dichtungsumfang $\times 0,5 \text{ mm}$ angesetzt.

Im ersten Fall wird ein vollständiges Abreißen der Leitungen wegen des niedrigen Spannungsniveaus nicht unterstellt. Lecks aus Korrosionsrissen werden bei dem austenitischen Werkstoff X 10 CrNiTi (1.4541) nicht in Betracht gezogen. Dieser Ti-stabilisierte Austenit ist seit langem erprobt und zeigt bei vollentsalztem Wasser keine Neigung zu Spannungsrißkorrosion.

Für den Hochdruckteil werden jene Leckquerschnitte betrachtet, die durch das Abreißen von Anschlußleitungen entstehen können. Dies sind $F = 551 \text{ mm}^2$ für Anschlußstellen der NW25 und $F = 106 \text{ mm}^2$ für NW10.

■ **Kondensationskammer-Entleerungsstrang TM**

Ist eine Füllstandabsenkung oder Entleerung der Kondensationskammer erforderlich, dann fördert das Kondensationskammer-Entleerungssystem das in der Kondensationskammer enthaltene Wasser in das Aufbereitungssystem TD. Darüber hinaus ist ein Verbindungsstrang zwischen der Kondensationskammer-Entleerungspumpe und

dem BE-Beckenreinigungssystem vorhanden. Der Vorlaufabschnitt dieses Stranges besteht in Richtung der Strömung gesehen aus der Kondensationskammerdurchführung, aus zwei Anschlußarmaturen einer Rohrleitung NW200, einer Pumpe mit Sieb, einem Rohrleitungsstrang NW100 und NW150, je einer Rückschlagarmatur zu den Systemen TD und TG sowie einer Absperrarmatur zum System TD. Diese Komponenten befinden sich im Reaktorgebäude. Der Strang zum BE-Beckenreinigungssystem befindet sich zum Teil im Hilfsanlagengebäude (Länge etwa 40 m).

Da die Rohrleitungen aufgrund des Innendrucks nur ein sehr niedriges Spannungsniveau haben, sind generell aus Korrosionsschäden nur kleine Lecks zu erwarten. Aus der Rißbildung an Anschlußstellen von Kleinleitungen, herrührend von Schwingungen, werden Leckflächen $< 50 \text{ mm}^2$, aus Unfällen bei Wartungsarbeiten ebenfalls Leckflächen $< 50 \text{ mm}^2$ für wahrscheinlich gehalten. Wegen der vorhandenen Flansche sind Leckflächen aus Installations- und Wartungsfehlern mit Flanschen zu berücksichtigen.

3.1.7.2 Häufigkeiten für ein Leck im Nachkühlstrang

Zur Ermittlung der Erwartungswerte für die Eintrittshäufigkeit von Lecks ist generell zu sagen, daß es sich aufgrund der geringen Datenmenge und der methodischen Unsicherheiten um Schätzwerte handelt, in deren Bestimmung nicht nur statistische Überlegungen eingegangen sind.

Zu Leckgrößen, deren Häufigkeit um Größenordnungen kleiner eingeschätzt wird als 10^{-4} a^{-1} , wird bei den hier betrachteten Systemen keine Aussage gemacht, d. h. die Leckhäufigkeit 10^{-4} a^{-1} wird als sog. "Abschneidekriterium" definiert.

Bei allen hier betrachteten Systemen werden für Leitungen kleiner Nennweiten (NW < 25) in der Nähe von Pumpen Schwingungsrisse als risikodominant gehalten. Die resultierende Leckgröße hängt u. a. vom Spannungsniveau in der Leitung ab. In den nuklearen Zwischenkreisläufen (TF) tragen auch die Lecks an Wärmetauscherrohren zur Leckhäufigkeit aus diesen Systemen bei.

Aufgrund der Betriebsbedingungen, der anzunehmenden Störungen und der Überwachungsart der betrachteten Systeme wird die Häufigkeit großer Brüche in /BEL 92/ als $< 10^{-4} \text{ a}^{-1}$ eingestuft.

Die angegebenen Leckhäufigkeiten verstehen sich pro Anlage-Jahr.

Häufigkeiten für das Eintreten von Lecks aufgrund fehlerhafter Wartungs- oder Reparaturmaßnahmen werden nicht betrachtet.

Die ermittelten Erwartungswerte für die Eintrittshäufigkeiten von Lecks in den betrachteten Systemen sind in Tabelle 3.7 am Ende des Abschnitts zusammengestellt.

■ **Nukleares Nebenkühlwassersystem VE**

◆ Kleine Lecks

Für die Ermittlung von Leckhäufigkeiten im VE-System ist die Ereignisstatistik der Referenzanlage (bisher keine Leckvorkommnisse) nicht ausreichend. Aufgrund der Verwertung allgemeiner Erfahrung mit Korrosionsprozessen bei der Auslegung und der Fertigung des Systems kann davon ausgegangen werden, daß eine wesentlich geringere Leckhäufigkeit erwartet werden kann als jene, die nur durch die anlagen-spezifische Nullfehlerstatistik belegt werden kann.

In die Auswertung wurde die Ereignisstatistik der VE-Systeme aller LWR-Anlagen einbezogen. Diese Systeme sind bei SWR- und DWR-Anlagen sehr ähnlich. Sie werden zwar vom Wasser verschiedener Flüsse durchströmt, diese Unterschiede sind aber bezüglich der Auslegung gegen Korrosionsschäden nicht entscheidend und scheinen die Wahrscheinlichkeit eines Korrosionsangriffes nicht wesentlich zu beeinflussen.

Unter Berücksichtigung von zwei Vorkommnissen in deutschen SWR- und DWR-Anlagen in ausgekleideten Rohrleitungen und unter Berücksichtigung der Unsicherheit hinsichtlich der Altersabhängigkeit und wahrscheinlicher Lerneffekte wird in /BEL 92/ für sehr kleine Lecks ($< 1 \text{ cm}^2$) in ausgekleideten Rohrleitungen ein Erwartungswert für die Eintrittshäufigkeit von $h = 1,6 \cdot 10^{-2} \text{ a}^{-1}$ ermittelt.

Für sehr kleine Lecks ($< 1 \text{ cm}^2$) von nicht ausgekleideten Rohrleitungen wird auf der Basis von einem Vorkommnis ein Erwartungswert der Eintrittshäufigkeit von $h = 8 \cdot 10^{-3} \text{ a}^{-1}$ ermittelt.

◆ Großes Leck

Für die Betrachtungen der Häufigkeit von großen Lecks ist die Datenbasis "deutsche Anlagen" für die Vorkommnisauswertung zu gering. Eine Berichterstattung über Vorkommnisse in Bezug auf eine größere Datenbasis stellen die Ereignisberichte der US-amerikanischen Betreiber an die NRC dar.

Die auf Schäden in Nebenkühlwassersystemen (service water systems) durchsuchte Datenbasis entspricht ca. 1200 Reaktorbetriebsjahren. Die konstruktive Ausführung dieser Systeme ist vielfältig, dürfte aber nach den gleichen Grundsätzen der Anlagenbautechnik erfolgt sein.

In diesem Zeitraum ist kein Versagen von Rohrleitungen großer Durchmesser der Art, wie sie hier beschrieben wurden, erfolgt. Unter Anwendung der Nullfehlerstatistik wird in /BEL 92/ als Erwartungswert für die Häufigkeit großer Brüche $h = 1,6 \cdot 10^{-4} \text{a}^{-1}$ ermittelt.

Verfügbarkeitseinschränkungen des VE-Systems können auch durch Lecks in erdverlegten Teilen dieses Systems entstehen. Es sind zwei derartige Vorkommnisse bekannt. In einem Fall erfolgte dieses durch Senkung des Erdreichs und Biegung der Rohrleitung über eine quer verlaufende Beton-Regenwasserleitung. Im zweiten Fall trat eine Beschädigung der Bitumenisolierung mit anschließendem Angriff durch elektrochemische Korrosion auf.

Mit Lecks aus Schäden dieser Art liegen in konventionellen Wasserleitungen Erfahrungen vor. Solche Schäden können vom vollständigen Trennbruch bis zu kleinen Lecks reichen. Das VE-System eines LWR ist allerdings eines mit relativ geringem Druck im Vergleich zu Wasserleitungssystemen. Bei den Lecks im erdverlegten Teil des VE-Systems wird keine Prognose über die Leckgröße gemacht, sondern es wird generell von einem als Ausfall der Verfügbarkeit des entsprechenden Stranges ausgegangen.

Aufgrund der zwei Vorkommnisse wird für ein Leck im erdverlegten Teil eine Häufigkeit von $h = 1,5 \cdot 10^{-2} \text{a}^{-1}$ abgeschätzt.

■ Nukleares Zwischenkühlsystem TF

Auch für die nuklearen Zwischenkühlkreisläufe wird die Betriebserfahrung sowohl in SWR- als auch in DWR-Anlagen verwertet. Auch diese Systeme sind für diese Untersuchung hinreichend ähnlich.

In den 61 SWR- und 103 DWR-Betriebsjahren sind keine Lecks durch Korrosionsrisse an den Rohrleitungen dieser Systeme aufgetreten. An den Wärmetauscherrohren in nuklearen Zwischenkühlkreisläufen sind drei Anrisse mit Leckagen vorgekommen.

Unter Anwendung der Nullfehlerstatistik für die Rohrleitungen und unter Berücksichtigung der Anrisse für Wärmetauscherrohre wird für ein sehr kleines Leck ($< 1 \text{ cm}^2$) im TF-System ein Erwartungswert der Häufigkeit von $h = 3 \cdot 10^{-3} \text{ a}^{-1}$ ermittelt.

Die Häufigkeit für größere Lecks im TF-System wird unterhalb des Abschneidekriteriums ($< 1,0 \cdot 10^{-4} \text{ a}^{-1}$) abgeschätzt.

■ **Nukleares Nachkühlsystem TH**

Hinsichtlich des Erwartungswertes der Eintrittshäufigkeit eines Lecks im nuklearen Nachkühlsystem wird unterschieden zwischen einem Leck

- im Niederdruckteil,
- im Hochdruckteil und
- zwischen der Kondensationskammer und der ersten Absperrarmatur.

Die Eintrittshäufigkeit für ein sehr kleines Leck ($< 1 \text{ cm}^2$) im Niederdruckteil wird in /BEL 92/ mit $h = 1,6 \cdot 10^{-3} \text{ a}^{-1}$ ermittelt. Brüche von Leitungen werden nicht unterstellt.

Im Hochdruckstrang werden Lecks durch den Abriß von Leitungen der NW25 und NW10 unterstellt. Für eine Leckfläche von 5 cm^2 wird eine Eintrittshäufigkeit von $h = 1,6 \cdot 10^{-3} \text{ a}^{-1}$ und für eine Leckfläche von 1 cm^2 $h = 4,8 \cdot 10^{-3} \text{ a}^{-1}$ ausgewiesen.

Die Häufigkeit von Lecks zwischen der Kondensationskammer und der ersten Absperrarmatur wird um einige Größenordnungen kleiner eingeschätzt als die Lecks im ND- bzw. HD-Strang. Sie werden daher als nicht risikorelevant angesehen.

■ **Kondensationskammer-Entleerungsstrang**

Für den Leitungabschnitt zwischen der Kondensationskammer und der ersten Ab-sperrarmatur wird die Eintrittshäufigkeit für ein Leck ebenfalls wesentlich kleiner ein-geschätzt als für alle anderen Bereiche.

Die Eintrittshäufigkeit für sehr kleine Lecks in den anderen Leitungsabschnitten wird mit $h = 2,7 \cdot 10^{-4} \text{a}^{-1}$ ermittelt. Lecks mit größerem Querschnitt werden in diesem Sy-tem nicht erwartet.

Tabelle 3.7 Erwartungswerte für Eintrittshäufigkeiten von Lecks im Nachkühl-strang pro Anlage-Jahr

System	Leitungsabschnitt	Leckquerschnitt		
		< 1 cm ²	5 cm ²	> 5 cm ² (großer Bruch)
VE	ausgekleidet	$1,6 \cdot 10^{-2}$	---	$< 1,0 \cdot 10^{-4}$
	nicht ausgekleidet	$8,0 \cdot 10^{-3}$	---	$< 1,0 \cdot 10^{-4}$
	erdverlegt	---	---	$1,5 \cdot 10^{-2}$
	nicht erdverlegt	---	---	$1,6 \cdot 10^{-4}$
TF		$3,0 \cdot 10^{-3}$	---	$< 1,0 \cdot 10^{-4}$
TH	ND-Strang	$1,6 \cdot 10^{-3}$	---	$< 1,0 \cdot 10^{-4}$
	HD-Strang	$4,8 \cdot 10^{-3}$	$1,6 \cdot 10^{-3}$	$< 1,0 \cdot 10^{-4}$
TM		$2,7 \cdot 10^{-4}$	---	$< 1,0 \cdot 10^{-4}$

Tabelle 3.8 Erwartungswerte der Eintrittshäufigkeiten von auslösenden Ereignissen pro Jahr und Anlage für die Referenzanlage KRB und alle anderen deutschen SWR-Anlagen

		Häufigkeit/Anlage-Jahr		
Transiente	Bezeichnung	KRB-II-B und C		SWR ²
			*1	
Ausfall der Hauptwärmesenke	T3	0,5	0,5	1,2
Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung aus gemeinsamer Ursache	T3T2	0,3	0,1	
Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	T2	0,2		0,04
Notstromfall	T1	0,04		0,04
Offenbleiben eines S+E-Ventils	T4	0,1		0,2
Überspeisungstransiente	T5	0,2		n.e.
Fehlfahren von Turbinen- oder Umleitventilen	T6	0,2		0,3
Leck im Nachkühlsystem	T7			n.e.
kleines Leck		~ 10 ⁻³		
großes Leck		< 10 ⁻⁴		

¹ Werte in dieser Spalte gelten für den verkürzten Beobachtungszeitraum

² Werte in dieser Spalte gelten für alle anderen deutschen SWR-Anlagen

n.e. nicht ermittelt

3.1.8 Kühlmittelverluststörfälle

3.1.8.1 Ursachen für Kühlmittelverluststörfälle

Ein Kühlmittelverluststörfall (KMV) liegt vor, wenn Kühlmittel aus dem unter RDB-Druck stehenden Teil des Reaktorkühlkreislaufes oder aus Systemen, die während des Betriebes nicht abgesperrt mit dem Reaktorkühlkreislauf verbunden sind, in die

Umgebung austritt. Bei einem Siedewasserreaktor kann ein Leck sowohl innerhalb als auch außerhalb des Sicherheitsbehälters auftreten.

Innerhalb des Sicherheitsbehälters können die Anlagenteile

- Reaktordruckbehälter,
- Frischdampfleitungen und
- Speisewasserleitungen

des Reaktorkühlkreislaufs betroffen sein. Die an den Reaktorkühlkreis anschließenden Systeme sind

- das nukleare Nachkühlsystem (TH),
- die Primärkühlmittelreinigung (TA, TC),
- die Hilfsdampfleitung (RA),
- das Vergiftungssystem (TW) und
- das Druckentlastungssystem (TK).

Die Primärkühlmittelreinigung befindet sich bis auf die Anschwemmbehälter (zur Anmischung der Reinigungsharze) vollständig innerhalb des SB, ebenfalls das Druckentlastungssystem. Alle anderen Systeme werden bis zur ersten Absperrung vor der Durchführung durch den Sicherheitsbehälter betrachtet.

Außerhalb des Sicherheitsbehälters sind die Anlagenteile

- Frischdampfleitungen,
- Hilfsdampfleitung und
- Speisewasserleitungen

mit Kühlmittel unter RDB-Druck beaufschlagt. Die Anlagenteile

- Turbine,
- Kondensatsystem und

- Hilfsdampfsystem

werden während des Leistungsbetriebs ebenfalls von Kühlmittel durchströmt, der Druck ist jedoch z. T. erheblich niedriger als der RDB-Druck. Diese Anlagenteile werden im weiteren nicht betrachtet.

Im Hinblick auf mögliche Versagensmechanismen der kühlmittelführenden Leitungen und deren Häufigkeit wurde in der GRS eine Voruntersuchung durchgeführt /BEL 88/. Der Umfang dieser Voruntersuchung umfaßt

- die Auswertung der Betriebserfahrung der deutschen SWR bezüglich Rohrleitungslecks,
- eine Bestandsaufnahme der Rohrleitungen, die in KRB-II-B durch Leck oder Bruch zu einem störfallauslösenden Ereignis führen können, und
- eine Auswahl der Schadensbefunde aus Fertigung und Betrieb, die für die Ermittlung von Häufigkeitsbeziehungen zwischen Lecks verschiedener Größe relevant sind.

Die Auswertung der Betriebserfahrung der deutschen Siedewasserreaktoren für den Zeitraum von 1967 - 1987 hinsichtlich der aufgetretenen Leck- und Bruchereignisse ist in Tabelle 3.9 und 3.10 dargestellt. Es wurden insgesamt 45 Lecks und 8 Brüche in die Statistik einbezogen.

Tabelle 3.9 Lecks in Kernkraftwerken mit SWR, nach Nennweitenklassen aufgeteilt

Nennweite	< 25	50 - 100	150 - 250	250 - 500	Unbekannt	Bemerkung
KWW	11	-	1	1	1	Baulinie 69
KKB	6	-	-	1	1	
KKI	4	-	-	1	6	
KKP-1	6	-	1	2	3	
KKK	-	-	-	-	1	
KRB-II/B	-	-	-	-	-	Baulinie 72
KRB-II/C	-	-	-	-	-	
Summe	27	-	2	5	12	

Tabelle 3.10 Bruchvorkommnisse in deutschen Siedewasserreaktoren

	Anzahl	Nennweite
KWW	3	10
KKB	1	80
KKP-1	1	25
KKP-1	1	10
KKI	2	10
insgesamt	8	

Die Auswertung dieser Vorkommnisse zeigt, daß bei den Anlagen KKK und KRB-II-B und C die Häufigkeit der Leckvorkommnisse statistisch signifikant geringer ist als bei den anderen Anlagen der Baulinie 69. Die Anlage KKK zählt ebenfalls noch zur Baulinie 69, während die Anlagen KRB-II-B und C die Baulinie 72 repräsentieren. Im Unterschied zu den anderen Anlagen der Baulinie 69 wurden in KKK als letzter Anlage dieser Baulinie die Anforderungen der Basissicherheit bereits bei der Errichtung berücksichtigt.

Nach /BEL 88/ zeigt die Erfahrung, daß innerhalb eines Systems zwischen risikorelevanten und nicht risikorelevanten Bereichen unterschieden werden kann. In nicht risikorelevanten Bereichen sind die Leckhäufigkeiten um Größenordnungen kleiner als in den risikorelevanten Bereichen des gleichen Systems. Aufgrund der allgemeinen technischen Erfahrung und der Betriebserfahrung sowohl mit Druck- als auch Siedewasserreaktoren werden

- Anschlußbereiche an Komponenten,
- Anschlußbereiche an Abzweigungen und
- Bereiche um Rundnähte bei Querschnitts- und Wanddickenänderungen

als risikorelevant eingestuft. Im Rahmen der Voruntersuchung wurden bei der Untersuchung möglicher Schädigungseffekte auch solche Effekte berücksichtigt, die nicht an Schweißnahtumgebungen gebunden sind, die jüngere Betriebserfahrung läßt jedoch im Vergleich zu Schweißnähten keine dominanten Oberflächeneinflüsse erkennen. In Tabelle 3.11 sind die nach der Auswertung als risikorelevant eingestuft Stellen innerhalb des nicht absperbaren Bereichs der Anlage KRB-II-B aufgelistet.

Die Betriebserfahrung zeigt auch, daß die Zahl der herstellungsbedingten Anfangsrisse allein nicht repräsentativ ist für das Entstehen von Lecks, sondern daß insbesondere bei stärkeren korrosiven Einflüssen die betrieblich bedingte Rißbildung zur Leckentstehung beiträgt. Einfluß auf Entstehung und Wachstum von Rissen haben insbesondere

- form- und fertigungsbedingt höhere Spannungen,
- thermisch induzierte Spannungen,
- Versprödung sowie
- Strömungskräfte und Schwingungen.

Tabelle 3.11 Risikorelevante Stellen innerhalb der nicht absperrbaren Systemabschnitte

System	Nennweite	Werkstoffe	risikorelevante Stellen
Frischdampfsystem (RA)	600	WB 36	8
	300	WB 36	1
	250	WB 36	11
	32	1.4541	20
	25	15 Mo 3	17
Speisewassersystem (RL)	450	WB 36	9
	32	15 Mo 3	8
	25	15 Mo 3	25
Druckentlastungssystem (TK)	250	WB 36	11
	32	1.4541	20
	25	1.4541	2
Kühlmittelentnahme und Kühlmittelrückführung (TA/TC)	150	1.4541	4
	100	1.4541	8
	50	1.4541	2
	25	1.4541	2
	15	"Austenit"	15
Nukleares Nachkühlsystem (TH)	450	1.4541 und WB 36	3
	350	1.4541	1
	250	1.4541	5
Vergiftungssystem (TW)	80	1.4541	4

Längsrisse werden als nicht risikorelevant eingestuft, da Längsnähte bei den betrachteten Systemen nicht vorkommen. Querrisse im Schweißgut und in der Wärmeeinflußzone mit Hauptausdehnung quer zu einer Umfangsnaht sind zwar Längsrisse, aber ihre Ausbreitung weit in den Grundwerkstoff wird nicht unterstellt und somit bleiben sie Kleinstrisse, die nur selten und dann maximal zu Tropfleckagen führen.

Aufgrund von bruchmechanischen Überlegungen wird für Rohrleitungen, deren Belastung maßgeblich vom Innendruck bestimmt ist, davon ausgegangen, daß bei Betrachtung von Umfangsrissen nur Lecks im Bereich von 0 - 2 % des lichten Querschnitts F der Rohrleitung auftreten können. Aus einem Leck $> 0,02 F$ wird aufgrund der Länge des entsprechenden Risses mit hoher Wahrscheinlichkeit ein kritischer Wert erreicht, der dann zu einem Bruch führt entsprechend einem Leckquerschnitt von 1 F . Dementsprechend wird der Leckquerschnittsbereich $0,02 < F < 1$ nicht betrachtet.

3.1.8.2 Häufigkeit von Kühlmittelverluststörfällen

Die Ermittlung der Häufigkeit von Lecks verschiedener Größe in Rohrleitungen der Referenzanlage KRB-II wurde ebenfalls im Rahmen der Voruntersuchung /BEL 88/ durchgeführt.

Die Basis zur Ermittlung der Häufigkeiten von Lecks und Brüchen bilden

- die Statistiken der aufgetretenen Brüche und Lecks in deutschen SWR (siehe Tabelle 3.11 in Abschnitt 3.1.8.1),
- die anlagenspezifische Rohrleitungsanordnung, insbesondere die Anzahl der risikorelevanten Bereiche und die verwendeten Werkstoffe, sowie
- ergänzende Annahmen, die aus dem aktuellen Kenntnisstand der Bruchmechanik bzw. aus der allgemeinen technischen Erfahrung abgeleitet werden.

Über die Häufigkeit der Lecks ergibt die vorliegende Statistik ohne Verwendung zusätzlicher Überlegungen sehr unzulängliche Werte. Dies gilt insbesondere für Rohrleitungen mit $NW > 25$. Für Brüche dieser Rohrleitungen in den Systemen, die für die Untersuchung von Interesse sind, liegen keine Ereignisse vor.

Der Bruch einer Rundnaht in einer Rohrleitung mit NW 80 in der Anlage KKB (s. Tabelle 3.10) erfolgte außerhalb der 2. Absperrarmatur unter besonderen Betriebsbedingungen. Darüber hinaus erfolgte er in einer Gruppe von SWR-Kernkraftwerken (Baulinie 69), in denen Leckvorkommnisse statistisch signifikant wesentlich häufiger vorgekommen sind als in der Referenzanlage.

Die Ermittlung der entsprechenden Häufigkeiten, allein mit Hilfe einer Nullfehlerstatistik, ergäbe ein Konfidenzband, dessen oberer Bereich aufgrund der Erfahrungen mit ähnlichen Systemen nicht realistisch erscheint.

Dementsprechend wurde auch andere Erfahrung - insbesondere solche, die das Beseitigen von Konstruktionsmängeln nach dem Auffinden unvorhergesehener Schädigungsmechanismen betrifft - quantifiziert und in die Berechnungen einbezogen. Methodisch wurde dabei nach dem Bayes'schen Verfahren vorgegangen, wobei die Häufigkeit als Parameter eines Poisson'schen Prozesses berechnet wurde.

Für den a-priori-Ansatz von Häufigkeiten wird angenommen, daß die Häufigkeit von Lecks infolge bei der Auslegung noch nicht vorausgesehener Mechanismen gegenüber solchen infolge bekannter Mechanismen als sehr unwahrscheinlich eingestuft Ursachen überwiegt, so daß die Häufigkeit letzterer Ursachen vernachlässigt werden kann.

Bei der Betrachtung von Häufigkeiten infolge nicht vorausgesehener Mechanismen wird angenommen, daß solche, die zu hohen Versagensraten führen würden, mit hoher Wahrscheinlichkeit vorzeitig entdeckt werden und ihr Wirken durch konstruktive oder betriebliche Maßnahmen unterbunden wird.

Auf der Basis dieser Überlegungen werden für verschiedene Nennweitengruppen für die Schätzwerte der Häufigkeit von Lecks und Brüchen Verteilungsfunktionen und Parameter gewählt.

Die Häufigkeit von Brüchen von Rohrleitungen mit NW25 und NW32 wurde mit Hilfe der vorhandenen Statistik bestimmt, ohne zusätzliche Postulate (Vorinformation) anzuwenden. Es wurde ein Ereignis in allen sieben deutschen SWR berücksichtigt (s. Tabelle 3.10).

Für Rohrleitungen mit $32 < NW < 250$ wurde postuliert, daß Mechanismen, die zu Brüchen führen, mit 95%iger Wahrscheinlichkeit vor dem Bruch entdeckt werden, wenn sie eine Häufigkeit $> 10^2/\text{Anlage-Jahr}$ haben. Als a-priori-Verteilung der Häufigkeit wurde eine χ^2 -Verteilung mit dem Freiheitsgrad eins (entsprechend keinem Vorkommnis) und einem 95 % oberen Konfidenzwert von 10^{-2} angesetzt.

Für Rohrleitungen mit $NW > 250$ gelten die Postulate der Basissicherheit. Für basischer ausgelegte Rohrleitungen gilt: die Bruchhäufigkeit ist kleiner $10^{-8}/\text{Jahr}$ und risikorelevantem Bereich oder kleiner als $10^{-7}/\text{Jahr}$ und Abschnitt. Dabei wird die Erfahrung verwertet, daß ein jeweils spezifischer Abschnitt im allgemeinen weniger als 10 risikorelevante Bereiche aufweist.

Der Ansatz einer Bruchhäufigkeit von $10^{-8}/\text{Jahr}$ und risikorelevantem Bereich für Rohrleitungen nach der Spezifikation Basissicherheit beruht auf der Erfahrung aus zahlreichen Rechnungen in verschiedenen Risikostudien. Im Zusammenhang mit der DWR-Risikostudie wurde festgestellt, daß alle veröffentlichten Ergebnisse unter Berücksichtigung von Störfallanalysen und bruchmechanischen Gesetzmäßigkeiten Häufigkeiten aufweisen, die unter diesem Wert liegen, oft sogar um einige Größenordnungen.

Erwartungswerte von Häufigkeiten, die nach diesen Überlegungen $< 10^{-7}/\text{Anlage-Jahr}$ sind, werden hier nicht entsprechend dem errechneten Wert, sondern mit " $< 10^{-7}$ " ausgewiesen.

In den Tabellen 3.12 und 3.13 werden die aus den Vorkommnissen mit diesen Annahmen ermittelten Häufigkeiten von Lecks verschiedener Größe dargestellt. Für Lecks, die nicht durch Brüche (Trennung), sondern durch klaffende (wanddurchdringende) Risse entstehen, werden keine Häufigkeiten angegeben. In /BEL 88/ wird gezeigt, daß die Häufigkeit eines Lecks bestimmter Größe bruchbedingt wesentlich größer ist als die Häufigkeit dafür, daß ein klaffender Riß ein Leck gleicher Fläche erzeugt. Der Leckquerschnitt des klaffenden Risses wird dabei auf der Basis der bruchmechanischen Überlegungen in Abschnitt 3.1.8.1 mit maximal 0,02 F des Querschnittes der betrachteten Rohrleitung festgelegt. Aufgrund dieser Relationen werden in dieser Analyse als auslösende Ereignisse für KMV-Störfälle ausschließlich Brüche von Rohrleitungen betrachtet.

Die ausgewerteten Vorkommnisse beziehen sich i. a. auf eine Population von Rohrleitungen, die eine wesentlich größere Zahl von risikorelevanten Stellen enthält als die Abschnitte, die für Lecks als auslösende Ereignisse für einen Kühlmittelverlust maßgeblich sind. Daher sind auch die geschätzten Häufigkeiten für Brüche an kleinen Leitungen in Tab. 3.12 kleiner, als dies ein Vergleich mit der Gesamtzahl der Vorkommnisse ergeben würde.

Tabelle 3.12 Erwartungswerte der Häufigkeit von Brüchen innerhalb SB

Erwartungswerte der Häufigkeit von Brüchen innerhalb SB			
Nennweite [mm]	Leckfläche [cm²]	System [AKZ]	Häufigkeit [1/Anlage-Jahr]
25	5	TA, RA, RL, TK	$3,5 \cdot 10^{-3}$
32	9	RA, RL, TK	$3,6 \cdot 10^{-3}$
50	20	TA	$4 \cdot 10^{-5}$
80	43	TW	$1 \cdot 10^{-4}$
100	81	TA	$1,8 \cdot 10^{-4}$
150	177	TA	$9 \cdot 10^{-5}$
250	500	RA, TH, TK	$< 3 \cdot 10^{-7}$
> 250	> 500	RA, TH, RL	$< 1 \cdot 10^{-7}$

Tabelle 3.13 Erwartungswerte der Häufigkeit von Brüchen außerhalb SB

Erwartungswerte der Häufigkeit von Brüchen außerhalb SB			
Nennweite [mm]	Leckfläche [cm²]	Medium	Häufigkeit [1/Anlage-Jahr]
25	5	SPW+FD	$1,1 \cdot 10^{-2}$
50	20	SPW	$2,7 \cdot 10^{-4}$
80	43	FD	$7 \cdot 10^{-4}$
100	81	FD	$4 \cdot 10^{-5}$
150	177	FD	$1,5 \cdot 10^{-5}$
200	314	SPW	$3,5 \cdot 10^{-4}$
> 250	500	SPW	$< 1,6 \cdot 10^{-6}$
> 250	> 500	FD	$< 5,5 \cdot 10^{-7}$

Für die Ereignisablaufanalysen werden die durch Brüche möglichen Leckflächen in Klassen eingeteilt, die sich dadurch unterscheiden, daß in jeder Klasse unterschiedliche Systemfunktionen erforderlich sind, um den Störfall zu beherrschen. In Tabelle 3.14 sind die Erwartungswerte der Häufigkeiten dafür, daß ein Bruch in der jeweiligen Klasse auftritt, zusammengefaßt. Da ausschließlich Brüche von Haupt- bzw. Anschlußleitungen betrachtet werden, sind in verschiedenen Klassen keine Brüche zu erwarten.

Der Erwartungswert für die Häufigkeit eines RDB-Bodenlecks wurde in der vorliegenden Untersuchung nicht ermittelt.

Die Ermittlung der Erwartungswerte für Eintrittshäufigkeiten betrifft bis hierhin Lecks, die als auslösendes Ereignis auftreten. Darüber hinaus können aber auch Lecks infolge von Transienten auftreten. Es sind also fernerhin auch die Häufigkeiten von Folgeereignissen

- innerhalb des SB und
- außerhalb des SB

zu berücksichtigen.

Tabelle 3.14 Eintrittshäufigkeit von Leckklassen

Leck-Klasse	Bezeichnung	Eintrittshäufigkeit [1/Anlage-Jahr]	
		innerhalb SB	außerhalb SB
Kleines Leck Speisewasser	LI1, LA1-RL	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$9,1 \cdot 10^{-3}$
Mittleres Leck Speisewasser	LI2, LA2-RL	$9 \cdot 10^{-5}$	---
Großes Leck Speisewasser	LI3, LA3-RL	$< 1 \cdot 10^{-7}$	$3,5 \cdot 10^{-4}$
Kleines Leck Frischdampf	LI1, LA1-FD	$4,2 \cdot 10^{-3}$	$2,5 \cdot 10^{-3}$
Mittleres Leck Frischdampf	LI2, LA2-FD	---	$1,9 \cdot 10^{-4}$
Großes Leck Frischdampf	LI3, LA3-FD	$< 1 \cdot 10^{-7}$	$< 5 \cdot 10^{-7}$
RDB-Bodenleck	LIB	nicht ermittelt	---

Innerhalb des SB können dynamische Belastungen der Entlastungsleitungen zu den S+E-Ventilen (NW 250) bzw. zu den geplanten Bypass-Ventilen (NW 100) durch eine Überspeisung bei hohem Druck mit Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen zu einem KMV führen.

Außerhalb des SB können Brüche der Frischdampfleitungen aufgrund von dynamischen Belastungen nach einer Überspeisung oder nach einem Fehlfahren von Turbinen- oder Umleitventilen aufgrund des Ausfalls des Durchdringungsabschlusses einer Frischdampfleitung auftreten.

3.2 Ereignisablaufanalyse

Zur Beherrschung eines auslösenden Ereignisses werden Betriebs- und Sicherheitssysteme benötigt, mit denen

- die Unterkritikalität,
- die Kernkühlung und
- die Aktivitätsrückhaltung

sicherzustellen sind.

Die Unterkritikalität wird durch eine Reaktorschnellabschaltung bewirkt.

Eine ausreichende Kernkühlung erfordert die

- Druckbegrenzung im RDB und eventuell eine Druckabsenkung sowie die
- Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel bzw. eine rechtzeitige Nachspeisung im Fall des Ausdampfens, bevor unzulässige Kerntemperaturen erreicht werden.

Die Aktivitätsrückhaltung erfordert die Erhaltung der Integrität des SB. Hierzu ist eine ausreichende Wärmeabfuhr aus der Kondensationskammer bzw. aus dem RDB und, bei einem Leck innerhalb des SB, eine Druckbegrenzung im SB erforderlich.

Zur Erfüllung dieser Anforderungen sind je nach Ablauf und Dauer der Transienten verschiedene Systeme erforderlich. Dies sind in der Regel

- das Schnellabschaltsystem YT,
- das Druckentlastungssystem TK,
- das Frischdampfsystem RA (Durchdringungsabschluß),
- das Hauptspeisewassersystem RL,
- das Hauptkondensatsystem RM und
- das nukleare Nachkühlsystem TH mit dem nuklearen Zwischenkühlsystem TF und dem nuklearen Nebenkühlwassersystem VE

sowie die jeweils erforderlichen Hilfssysteme. Soweit Systeme nicht oder zusätzlich erforderlich sind, wird bei den jeweiligen Transienten darauf verwiesen.

Das zur Ertüchtigung der Anlage konzipierte zusätzliche Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA) wird in der Ereignisablaufanalyse gesondert betrachtet, d. h. die Analyse wird zunächst ohne Berücksichtigung von ZUNA durchgeführt. Auf Unterschiede, die sich aufgrund des Einsatzes von ZUNA ergeben, wird im einzelnen hingewiesen.

Für den Ablauf der Transienten sind außerdem die Systemzustände zum Zeitpunkt des Eintritts der Transiente wesentlich. Für die vorliegende Analyse wird ein ungestörter Leistungsbetrieb mit den nachfolgend angegebenen Betriebsparametern unmittelbar vor der Auslösung der Transiente angenommen.

Reaktordruckbehälter:	Druck	$p = 6,96 \text{ MPa}^1$
	Füllstand	$L = 14,70 \text{ m}$
	Leistung	$P = 3840 \text{ MW}_{\text{th}} (100 \%)$

Kondensationskammer:	Füllstand	$L = 2,00 \text{ m}$
	Temperatur	$T = 30 \text{ °C}$

Speisewassersystem:	Füllstand Spw. Beh.	$2,10 \text{ m}$
---------------------	---------------------	------------------

¹ Druckwerte werden als Überdrücke gegenüber Atmosphärendruck angegeben, sofern sie nicht als Absolutdrücke bezeichnet werden.

3.2.1 Ausfall der Hauptwärmesenke

3.2.1.1 Sicherheitstechnische Funktionen zur Beherrschung des Ausfalls der Hauptwärmesenke (AHWS)

Im folgenden wird der beherrschte Ablauf der Transiente mit den obengenannten Randbedingungen beschrieben. Die Untergliederung entspricht den beschriebenen sicherheitstechnischen Anforderungen.

Die automatisch ausgelösten Maßnahmen und erforderlichen Handmaßnahmen sind im wesentlichen im

- Betriebshandbuch (BHB), Teil 3, Kapitel 1 (Störfall-Leitschema) und dem
- Betriebshandbuch, Teil 4 (Betrieb der Systeme)

beschrieben.

Ein gestörter Anlagenzustand soll parallel nach dem

- Störfall-Leitschema (BHB, Teil 3, Kapitel 1) und dem
- ereignisorientierten Teil des BHB (BHB, Teil 3, Kapitel 2 und 3)

abgearbeitet werden.

Das Störfalleitschema ist schutzzielorientiert in Maßnahmemodulen aufgebaut.

Wichtige Module sind z. B.:

- Maßnahmemodul U: Unterkritikalität
- Maßnahmemodul F: Füllstandhaltung RDB
- Maßnahmemodul D: Druckentlastung RDB
- Maßnahmemodul K: Kühlung der Kondensationskammer bzw. des RDB

Je nach Grad der Abweichung vom Sollwert werden innerhalb eines Maßnahmemoduls Maßnahmegruppen aufgeführt, in denen die Maßnahmen beschrieben werden,

und mit denen die Abweichung vom Sollwert behoben werden kann, z. B. Maßnahme-
gruppe F 10: Einspeisen mit einem TH-System von Hand bei $L_{RDB} < 13,00\text{m}$.

Aufgrund des hohen Detaillierungsgrades einer Störung wird nachfolgend hauptsächlich Bezug auf das Störfall-Leitschema (Betriebshandbuch, Teil 3, Kapitel 1, im folgenden abgekürzt BHB, T3, K1) mit Stand vom 10.03.1992 Bezug genommen.

■ **Unterkritikalität**

Durch die sehr kurzen Schließzeiten der Isolations- bzw. Turbinenschnellschlußventile wird die Dampfenahme aus dem RDB abrupt unterbrochen. Die Dampfproduktion läuft jedoch zunächst unvermindert weiter. Bei Nennleistung des Reaktors vor Eintritt der Transiente führt dies zu einem Druckanstieg von ca. 0,8 MPa/s. Infolge dieses Druckanstieges brechen die Dampfblasen zusammen und der Neutronenfluß steigt durch die daraus resultierende bessere Moderation an. Zur Sicherstellung der Unterkritikalität erfolgt durch das Reaktorschutzsystem eine Reaktorschnellabschaltung (RESA) und das Abfahren der Kühlmittelumwälzpumpen. Die nukleare Kettenreaktion wird durch die RESA unterbunden und die Anlage in den Zustand "unterkritisch heiß" gebracht. Die Maßnahmen zur Sicherstellung der Unterkritikalität sind im BHB, Teil 3, Kapitel 14 aufgeführt.

■ **Kernkühlung**

- **Druckbegrenzung**

Zur Aufrechterhaltung der Kernkühlung ist es wesentlich, daß der Druck im RDB auf einen Wert (ca. 10 MPa) begrenzt wird, bei dem das Hauptspeisewassersystem RL oder das Nachkühlsystem TH mit der Hochdruckeinspeisung noch in der Lage sind, ausreichend Kühlmittel in den RDB einzuspeisen. Oberhalb von ca. 10 MPa ist eine Bespeisung des RDB mit diesen Systemen nicht mehr möglich und ab ca. 12 MPa wird für die vorliegende Untersuchung ein Funktionsverlust des RDB (Undichtigkeit der Deckeldichtung) angenommen.

Bei den in dieser Analyse zugrunde gelegten Randbedingungen werden vier S+E-Ventile bis zu 7 Sekunden lang über eine betriebliche Ansteuerung geöffnet. Nach dem

Anstehen eines RESA-Signals werden auch die Bypass-Ventile bei einem Druck von 7,2 MPa betrieblich angesteuert geöffnet. Aufgrund der geringen Abblasekapazität der Bypass-Ventile steigt der Druck weiter an. Alle Maßnahmen zur Druckbegrenzung des RDB sind im BHB, T3, K1D aufgeführt. Die Druckbegrenzung kann entweder durch das Öffnen von Sicherheits- und Entlastungventilen (S+E-Ventile) von Hand erfolgen oder es kommt zu einer gestaffelten Anregung der S+E-Ventile des Druckentlastungssystems TK in der Funktion "Automatische Druckbegrenzung" (ADB). Durch insgesamt 11 S+E-Ventile und 3 Bypassventile kann der überschüssige Dampf in die Wasservorlage der Kondensationskammer (KOKA) geleitet und dort kondensiert werden. Nach einer Druckabsenkung von 0,5 MPa bzw. 0,25 MPa, ausgehend vom jeweiligen Ansprechdruck, schließen die S+E-Ventile wieder (Hysterese der Grenzsignalgeber).

Aufgrund der fortwährenden Dampfproduktion durch die Nachwärmeleistung kommt es langfristig zu einem intermittierenden Öffnen und Schließen nur eines Ventils. Dies kann automatisch durch das zuerst angesteuerte Ventil oder von Hand durch den Operateur erfolgen. Zur Verminderung der Häufigkeit des intermittierenden Ansprechens des S+E-Ventils ist vorgesehen, die betrieblich angesteuerten Bypass-Ventile bis zu einer deutlichen Druckabsenkung im RDB offenzuhalten. Das Schließen der Ventile soll gestaffelt bei 6,7 MPa, 6,1 MPa und 5,0 MPa erfolgen.

Öffnen die S+E-Ventile in der Funktion "Automatische Druckbegrenzung" nicht oder verzögert, so daß ein Druck von 8,8 MPa überschritten wird, dann erhalten die Bypass-Ventile bei 8,8 MPa einen Öffnungsbefehl durch den Reaktorschutz. Nach Unterschreitung von 8,8 MPa können die Ventile von Hand geschlossen werden.

Bleibt eines der Hauptventile fehlerhaft offen, so sinkt der Druck im RDB innerhalb von ca. 30 Minuten unterhalb von 1 MPa. Da der Haltemagnet bei einem fehlerhaft offenen Ventil nicht angesteuert wird, fällt das Ventil bei annäherndem Druckausgleich des RDB mit der Kondensationskammer wieder zu, es sei denn, das Offenbleiben ist durch ein Klemmen des Hauptventils verursacht.

Bei einem Versagen der Schließfunktion eines S+E-Ventils oder eines Bypassventils ist das Einleiten des Abfahrkühlens mit dem bisherigen Abfahrkühlensystem nicht möglich. Dies gilt auch, wenn das S+E-Ventil nach einem Druckausgleich zugefallen ist, aber durch den Ausfall eines zugehörigen Vorsteuerventils nicht geschlossen gehalten

werden kann. Das Hauptventil wird in diesem Fall durch die hydraulischen Kräfte beim Fluten des RDB wieder geöffnet. Erst nach der Installation der im Zusammenhang mit dem ZUNA-System geplanten modifizierten Abfahrkühlleitung in der Höhe der Speisewasserstutzen ist ein Abfahrkühlen in dieser Situation möglich.

- Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel

Zur Füllstandshaltung im RDB muß die abgeblasene Dampfmasse durch Kühlmittel ersetzt werden. Der Reaktor kann so im Zustand "unterkritisch heiß" gehalten werden, bis die Hauptwärmesenke wieder bereitgestellt werden kann.

Bei einem Ausfall der Hauptwärmesenke können die folgenden Einspeisesysteme zur Füllstandshaltung zur Verfügung stehen (BHB, T3, K1F):

- Hauptspeisewassersystem RL (über den gesamten Druckbereich)
- Nukleares Nachkühlsystem TH mit den
TH-Hochdruckpumpen und (gesamter Druckbereich)
TH-Niederdruckpumpen (unter 1,4 MPa)
- ZUNA-System TH (geplant) (unter 4 MPa)

Neben diesen, für die Füllstandshaltung des RDB auslegungsgemäß vorgesehenen Systemen speisen während eines "Ausfalls der Hauptwärmesenke" auch das

- Dichtungssperrwassersystem TE und das
- Steuerstabskühlwassersystem YT

in den RDB ein. Diese Systeme speisen betrieblich und auch nach einer RESA ständig ca. 4,5 kg/s (TE-System) bzw. 3,5 kg/s (YT-System) aus dem Kondensatvorratsbehälter in den RDB und wirken damit bei Ausfällen der Einspeisesysteme füllstandsstützend. Ihre gemeinsame betriebliche Fördermenge ist jedoch erst nach ca. 20 h für eine Füllstandshaltung des RDB ausreichend.

Im Rahmen von anlageninternen Notfallmaßnahmen ist nach dem Ausfall der auslegungsgemäß vorgesehenen Einspeisesysteme die Aktivierung von alternativen Einspeisungen im

- Hochdruckbereich (BHB, T3, K1F, Maßnahmegruppe F50)

- Mitteldruckbereich (BHB, T3, K1F, Maßnahmegruppe F60) und im
- Niederdruckbereich (BHB, T3, K1F, Maßnahmegruppe F70)

vorgesehen.

Die verschiedenen Einspeisemöglichkeiten werden in Kapitel 4 "Anlageninterne Notfallmaßnahmen" beschrieben.

Parallel zur Aktivierung dieser Einspeisemöglichkeiten sollen Versuche unternommen werden, das ausgefallene TH- und RL-System wieder zu aktivieren.

Soweit die Notfallmaßnahmen selbsttätig erfolgen, werden sie in dieser Analyse berücksichtigt. Dabei ist jedoch zu überprüfen, ob die Wirksamkeit der Maßnahme im Hinblick auf Zeitpunkt und Menge der Einspeisung ausreichend ist, um das Aufheizen von Kernstrukturen hinauszuzögern oder zu verhindern.

- ◆ Füllstandshaltung mit dem Hauptspeisewassersystem RL

Beim Ausfall der Hauptwärmesenke soll die Füllstandshaltung des RDB nach den BHB-Anweisungen für den anomalen Betrieb (T2, K4.1, S6 "Halten auf Druck und Temperatur") mit dem Hauptspeisewassersystem RL erfolgen. Der Füllstand soll mittels der Füllstandsregelung über die Anfahrregelstation auf 14,50 m (LH2) eingestellt und gehalten werden. Der Zeitraum nach Eintritt der Transiente, in dem die Füllstandshaltung mit dem RL-System erfolgt, kann zum einen durch das verfügbare Speisewasser und zum anderen durch die Aufnahmekapazität für das durch die Nachwärme verdampfte und in der Kondensationskammer kondensierte Kühlmittel limitiert sein. Ist die Dauer des Ausfalls der Hauptwärmesenke länger als der Zeitraum der Verfügbarkeit des RL-Systems, muß auf eine Nachspeisung mit dem TH-System übergegangen werden. Nachfolgend werden die limitierenden Größen zur Nutzung des RL-Systems diskutiert:

- Verfügbares Speisewasser

Das verfügbare Speisewasser setzt sich zusammen aus dem

- Speisewasservorrat im Speisewasserbehälter, dem

- Kondensatvorrat im Verweilbehälter des Kondensators und dem
- Kondensatvorrat im Kondensatvorratsbehälter

sowie den möglichen Nachspeisungen in den Kondensatvorratsbehälter. Zur Nutzung des Kondensates aus dem Kondensator ist die Funktion der Kondensatpumpen und der Regelventile zur Nachspeisung in den Speisewasserbehälter, bei der Nutzung des Kondensatvorratsbehälters zusätzlich die Funktion des Kondensatorzulaufregelventils erforderlich.

Der Speisewasservorrat im Speisewasserbehälter beträgt beim Sollfüllstand von $L_{SPWB} = 2,10$ m (BHB, T4, K3.4, S33) ca. $V_{SPWB} = 330$ m³. Durch ein starkes Ungleichgewicht zwischen den anfallenden Kondensatmengen und den erforderlichen Speisewassermengen nach einem AHWS steigt der Speisewasserbehälter-Füllstand durch die Nachspeisung über die Kondensatablauf-Regelstation und durch ablaufende Nebenkondensate auf ca. 2,55 m an. Da diese Kondensatmengen im wesentlichen dem Kondensator entnommen werden, vorausgesetzt die Kondensatpumpen funktionieren, werden sie in der folgenden Betrachtung dem verfügbaren Volumen des Kondensators zugeschlagen.

Ausgehend vom oben genannten Sollfüllstand von 2,10 m beträgt das nutzbare Volumen des Speisewasserbehälters bis zum Abschalten der Hauptspeisewasserpumpen bei $L_{SPWB} = 1,50$ m ca. $V_{SPWB} = 120$ m³.

Die nutzbare Kondensatmenge im Verweilbehälter (VWB) des Kondensators zwischen dem Regelfüllstand $L_{VWB} = 0,72$ m und dem Grenzwert für die Abschaltung der RM-Pumpen $L_{VWB} = 0,20$ m beträgt nach Angabe des Betreibers ca. $V_{VWB} = 120$ m³.

Zur Bespeisung des RDB steht zusätzlich zu diesen Volumina das Kondensat aus dem Kondensatvorratsbehälter (KVB) zur Verfügung. Die Füllstandsregelung des Kondensatvorratsbehälters hält das Kondensatvolumen im Behälter zwischen 98 und 169 m³. Beim Normalfüllstand beträgt das Volumen 118 m³. Das Kondensat läuft über das Kondensatorzulaufregelventil RM00S103 zum Kondensator und wird mittels der Hauptkondensatpumpen über die Kondensatablauf-Regelstation zum Speisewasserbehälter gefördert. Die Füllstandshaltung des Kondensatvorratsbehälters erfolgt durch das Kühlmittelaufbereitungssystem TD oder alternativ über das Deionatsystem UD.

Die zur Bespeisung des RDB mit dem Hauptspeisewassersystem verfügbaren Volumina setzen sich demnach wie folgt zusammen:

- Speisewasserbehälter ca. 120 m³
- Kondensator-Verweilbehälter ca. 120 m³
- Kondensatvorratsbehälter ca. 120 m³
- Nachspeisung KVB im UD-System min. 425 m³ Deionat
im TD-System min. 300 m³ Reinwasser

Zusätzlich zum verfügbaren Volumen im Speisewasserbehälter stehen somit ca. 965 m³ zur Nachspeisung in den RDB zur Verfügung, vorausgesetzt der Nachspeiseweg ist freigeschaltet.

- Füllstandshaltung der Kondensationskammer

Für die Aufnahme des verdampften und wieder kondensierten Kühlmittels stehen

- die Kondensationskammer und
- die Pufferbehälter des TD-Systems

zur Verfügung. Bei einer Füllstandshaltung des RDB mit dem Hauptspeisewassersystem steigt der Füllstand der Kondensationskammer durch die Kondensation des verdampften Kühlmittels kontinuierlich an. Der Normalfüllstand der Kondensationskammer beträgt 2,00 m. Die folgenden, im Störfall-Leitschema festgelegten Maßnahmen sollen bei ansteigendem Füllstand in der Kondensationskammer ergriffen werden.

- $L_{KOKA} > 2,05$ m
Ab diesem Füllstand ist nach BHB (T3, K1N, Gruppe N120) mit dem Abfahren des Wassers mit der Kondensationskammer-Entleerungspumpe des TM-Systems (TM04-Pumpe) zum TD-System zu beginnen. Die Volumendifferenz zum Normalfüllstand beträgt $\Delta V_{KOKA} = 22$ m³.
- $L_{KOKA} > 2,20$ m
Ist das Kondensationskammerwasser bis zu diesem Füllstand angestiegen, soll das Hauptspeisewassersystem abgeschaltet werden, wenn sichergestellt ist, daß ein TH-System in der Funktion Füllstandhalten einspeist (BHB, T3,

K1N, Gruppe N130). Die Volumendifferenz zum Normalfüllstand beträgt in diesem Fall ca. $\Delta V_{\text{KOKA}} = 87 \text{ m}^3$,

- $L_{\text{KOKA}} = 2,60 \text{ m}$

Bei diesem Füllstand ist die Unterkante der Überlaufrohre erreicht. Bei einem weiteren Wassereintrag in die Kondensationskammer läuft das Wasser in den Steuerstabantriebsraum und dort in das Entwässerungssystem. Die Volumendifferenz zum Normalfüllstand beträgt bei diesem Füllstand ca. $\Delta V_{\text{KOKA}} = 270 \text{ m}^3$.

Das abgefahrte Kondensationskammerwasser wird mit der TM04-Pumpe in die für beide Blöcke gemeinsam genutzten Pufferbehälter 1 oder 2 des TD-Systems gefördert. Jeder dieser Behälter hat ein Speichervolumen von 350 m^3 . In Abhängigkeit von der betrieblichen Fahrweise des Kühlmittelaufbereitungssystems und den aufgenommenen Wassermengen vor Eintritt der Transiente können die Behälter zu einem unterschiedlichen Grad gefüllt sein. Das verfügbare Speichervolumen schwankt daher zwischen 0 und 700 m^3 . Sind beide Behälter gefüllt, ist nach BHB (T4, K2.10, S26) die TM04-Pumpe abzuschalten.

Funktionieren die aufgeführten Zu- und Abspeisesysteme, kann der Kühlmittelkreislauf geschlossen werden, indem die in den Pufferbehältern aufgenommenen Wassermengen aufbereitet und wieder zur Nachspeisung in den Kondensatvorratsbehälter bereitgestellt werden. In diesem Fall kann die Bespeisung mit dem Hauptspeisewassersystem unbegrenzt aufrechterhalten werden.

- Füllstandshaltung mit dem nuklearen Nachkühlsystem TH

Steht das Hauptspeisewassersystem RL von Beginn der Transiente an nicht zur Verfügung oder wird es abgeschaltet, kommt es zu einer Füllstandsabsenkung im RDB. Ab einem Füllstand $L_{\text{RDB}} < 13,00 \text{ m}$ soll nach BHB (T3, K1F, Gruppe F10) mit einem TH-System von Hand in den RDB eingespeist werden. Sinkt der Füllstand weiter, werden bei $L_{\text{RDB}} < 12,35 \text{ m}$ (LT2) zwei TH-Nachkühlsysteme über die Untergruppensteuerung in der Funktion "Füllstand halten" zwischen den Füllständen LT2 und LH2 angeregt. Das Kühlmittel wird von den Niederdruckpumpen des TH-Systems aus der Kondensationskammer angesaugt und ein Teilstrom nach der Vorstufe der ND-Pumpe zur Hochdruckpumpe geleitet. Die TH-Hochdruckpumpen sind in der Lage, den RDB über den

gesamten Druckbereich zu bespeisen. Die entsprechend der Nachwärmeleistung verdampfte Wassermenge wird über die Bypass-Ventile bzw. über die S+E-Ventile wieder zurück in die Kondensationskammer abgeblasen und dort kondensiert. Das von den Niederdruckpumpen geförderte und nicht zur Bespeisung benötigte Wasser wird über die nuklearen Nachkühler zurück in die Kondensationskammer gefördert. Die nuklearen Nachkühler geben die in der Kondensationskammer gespeicherte Nachwärme an die Systeme TF und VE der Nachkühlkette ab.

Zwischen den Grenzwerten LT2 und LT3 wurde ein weiterer Grenzwert LT2.1 bei $L_{\text{RDB}} = 11,80$ m eingeführt. Nach Unterschreitung dieses Grenzwertes wird die Hochdruckpumpe des TH10-Stranges (TH14D101, im weiteren als TH14-Pumpe bezeichnet) durch den Reaktorschutz angeregt und fördert auch ohne Vorstufe der Niederdruckstufe. Die Abschaltung der Pumpe erfolgt durch den Füllstand-Grenzwert LH2. Ein Start der TH14-Pumpe wird unterbunden, solange der RDB-Druck größer als 7,8 MPa ist.

Fällt der Füllstand im RDB unter den Grenzwert LT3 (11,00 m), so werden die TH-Systeme durch den Reaktorschutz in der Funktion "RDB-Fluten" angeregt. Die Füllstandsgrenzwerte zum Abschalten der TH-Systeme sind in diesem Fall unwirksam und der RDB wird bis über die Frischdampfleitungen geflutet. Gleichzeitig wird eine langsame Druckentlastung (LADE) des RDB mit zwei S+E-Ventilen und ein Durchdringungsabschluß der vier Frischdampfleitungen und der Hilfsdampfleitung eingeleitet.

Kann der Füllstand im RDB nicht innerhalb von 200 Sekunden über den Grenzwert LT3 angehoben werden (entspricht einem Grenzwert LT4), so wird eine schnelle automatische Druckentlastung (SCHADE) mit vier weiteren S+E-Ventilen und ebenfalls das geplante ZUNA-System in der Funktion "RDB-Fluten" angeregt.

Das Kühlmittel wird in dieser Betriebsweise von den TH-Systemen aus der Kondensationskammer angesaugt und in den RDB eingespeist und im geschlossenen Kreislauf über die offenen S+E-Ventile zurück in die Kondensationskammer geleitet. Die direkte Kühlung des Kondensationskammerwassers erfolgt in diesem Fall nur noch über die Mindestmengenleitungen, da bei Erreichen von LT3 die Schieber in der Kondensationskammer-Kühlleitung vom Reaktorschutz geschlossen werden. Nach einer Druckabsenkung auf den Einspeisedruck des ZUNA-Systems (ca. 4 MPa) bzw. der TH-Niederdruckpumpen (ca. 1,4 MPa) erfolgt die Wärmeabfuhr direkt aus dem

Kühlkreislauf über die ZUNA-Nachkühler bzw. den in den TH-ND-Strängen angeordneten nuklearen Nachkühlern.

Mit dieser Fahrweise kann die Anlage vom Zustand "unterkritisch heiß" in den Zustand "unterkritisch kalt" gebracht werden.

◆ RDB-Bespeisung mit anderen Systemen

Nach einem Ausfall der auslegungsgemäß vorgesehenen Systeme zur Füllstandshaltung des RDB stehen anlageninterne Notfallmaßnahmen zur Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel bereit (s. Kapitel 5). Die Einspeisungen mit

- RM/RL-Direktverbindung,
- Entleerung des Speisewasserbehälters durch Dampfdruck,
- Primärfüllpumpen des TH-Systems

erfolgen automatisch und werden daher in dieser Untersuchung berücksichtigt. Diese Einspeisemöglichkeiten stehen jedoch erst nach einer Druckabsenkung des RDB zur Verfügung. Diese Maßnahmen sind im Detail im Notfallhandbuch (NHB) beschrieben.

- RM/RL-Direktverbindung

Die RM/RL-Direktverbindung ist eine Verbindung des Hauptkondensatsystems (RM) mit dem Hauptspeisewassersystem (RL) unter Umgehung des Speisewasserbehälters und der Hauptspeisewasserpumpen. Die Verbindungsleitung (NW150) zweigt hinter der zweiten Stufe der Hauptkondensatpumpe RM11D101 ab und bindet vor der Anfahrregelstation in das RL-System ein. Sie ist durch eine motorbetriebene Armatur abgesperrt, die automatisch öffnet, wenn der Druck im RL-System $p < 3$ MPa und im RM-System $p > 2,5$ MPa ist. Ist der Einspeiseweg freigeschaltet, kann mit den Hauptkondensatpumpen füllstandgeregelt über die Anfahrregelstation in den RDB eingespeist werden.

Das System hat sowohl betriebliche als auch sicherheitstechnische Aufgaben zu erfüllen.

Betrieblich wird das System nach einer Absenkung des RDB-Drucks zur

- Druckhaltung im Speisewassersystem und damit Vermeidung von Ausdampfungsvorgängen und zur
- Einspeisung von Hauptkondensat in den RDB über die Anfahrregelstation zur
 - * Füllstandshaltung bei An- und Abfahrvorgängen und
 - * Füllstandsanhhebung beim Übergang vom Abfahren der Anlage zum Abfahrkühlen genutzt.

Die sicherheitstechnische Funktion des Systems wird nach einem Ausfall der Hochdruckeinspeisungen und des geplanten ZUNA-Systems angefordert. Nach einer Druckabsenkung des RDB auf ca. 2,5 MPa kann, wenn der Einspeiseweg offen ist, automatisch mit dem System Hauptkondensat aus dem Kondensator-Verweilbehälter in den RDB eingespeist werden (NHB, T3, K10, Gruppe F 61).

Zur Beurteilung der Wirksamkeit des Systems sind die anlagendynamischen Vorgänge während des Ausfalls der Hauptwärmesenke von Bedeutung.

Der nutzbare Wasservorrat im Verweilbehälter (Abschaltung der RM-Pumpen bei $L_{VWB} = 0,2 \text{ m}$) beträgt, ausgehend vom Regelfüllstand von 0,72 m, ca. 120 m³. Nach der Unterbrechung des Speisewasser-Dampf-Kreislaufs laufen aus dem Kondensatorbereich noch Wassermengen nach, deren Volumen vom Betreiber auf der Basis einer Überschlagsrechnung mit ca. 70 m³ angegeben wird /KGB 91/. Gleichzeitig wird jedoch über die Kondensatablaufregelung Kondensat in den Speisewasserbehälter gefördert, bis ein Füllstand von $L_{SPWB} = 2,55 \text{ m}$ erreicht ist. Dies entspricht einem Volumen von ca. 60 m³ Kondensat, die dem Verweilbehälter entnommen werden. Somit stehen etwa 130 m³ Kondensat zur Einspeisung über die RM/RL-Direktverbindung zur Verfügung.

Darüber hinaus ist eine Nachspeisung von Kondensat aus dem Kondensatvorratsbehälter über die Kondensatzulaufregelung in den Kondensatverweilbehälter möglich (max. 50 kg/s). Die Regelung ist als Massenbilanzregelung ausgelegt, die als Regelgröße die Summe des Speisewasser- und Verweilbehälterinhalts aufgeschaltet hat. Wenn der Speisewasserbehälter nach wie vor bis $L_{SPWB} = 2,55 \text{ m}$ gefüllt ist, erfolgt keine automatische Nachspeisung des Verweilbehälters. Es wird daher davon ausgegangen, daß das verfügbare Kondensatvolumen von ca. 130 m³ durch die Nachspeisung nicht erhöht werden kann.

Eine automatische Einspeisung mit der RM/RL-Direktverbindung ist dann nicht möglich, wenn während der Auslösung oder im Verlauf der Transiente der Einspeiseweg geschlossen wurde (z.B. DDA-RL durch LH3). In diesem Fall sind zusätzliche Handmaßnahmen gegen den Reaktorschutz erforderlich, um den Einspeiseweg zu öffnen (BHB, T3, K1F, S5, Gruppe F60).

- Entleerung des Speisewasserbehälters

Bei einer Druckabsenkung des RDB unter 0,7 MPa kann es durch den Dampfdruck im Speisewasserbehälter zu einer selbsttätigen Entleerung des Speisewasserbehälters in den RDB kommen, vorausgesetzt, es liegt kein Speisewasser-DDA vor und der Druck im Speisewasserbehälter reicht aus, um die Strömungswiderstände zu überwinden (NHB, T3, K2.11, Gruppe F71).

Betrieblich wird der Speisewasserbehälter durch die Anzapfbedampfung A4 auf einen Druck von 0,8 MPa gehalten. Nach einem Ausfall der Hauptwärmesenke fällt die Anzapfbedampfung aus. Ein Druckabfall im Speisewasserbehälter kann dann durch

- Dampfentnahme über die Entlüftungsleitung,
- Wärmeverluste über die Isolation oder
- Zuspeisung von kaltem Kondensat

erfolgen. Eine Druckhaltung ist nur mit der Stützbedampfung möglich.

Die Auswertung einer Transiente in Block C (AHWS) ergab einen Druckabfall von ca. 0,17 MPa/h aufgrund der Dampfentnahme über die Entlüftungsleitung und der Wärmeverluste. Die Entlüftungsleitung des Speisewasserbehälters zum Kondensator soll zur Aufrechterhaltung des Dampfdruckes durch manuelles Schließen des Ventils RF04S411 abgesperrt werden.

Die Nachspeisung von kaltem Kondensat erfolgt

- zum Auffüllen des Speisewasserbehälters und
- zur Füllstandshaltung bei Entnahme von Speisewasser.

Nach einem Ausfall der Hauptwärmesenke wird der Speisewasserbehälter durch rücklaufende Kondensate über die Sprühentgaser aus den Anzapfleitungen und durch die Kondensatablaufregelung auf einen Füllstand von $L_{\text{SPWB}} = 2,55 \text{ m}$ aufgefüllt. Insbesondere die Nachspeisung kalter Kondensate hat einen starken Abfall des Druckes im Speisewasserbehälter zur Folge. Der Druck fällt noch weiter, wenn im Fall einer RL-Bespeisung Kondensat zur Füllstandshaltung in den Speisewasserbehälter nachgespeist wird.

Die Stützbedampfung des Speisewasserbehälters erfolgt über Verbindungsleitungen (RA12 und RA32) zu den Frischdampfleitungen RA11 und RA31. Die Stützdampfregelung öffnet die Stützdampfventile jedoch erst bei Druckgradienten, die wesentlich steiler sind als diejenigen, die durch das Einspeisen von kaltem Kondensat erzeugt werden /KGB 86/. Erfolgte der Ausfall der Hauptwärmesenke durch einen DDA-FD bzw. erfolgte ein DDA-FD nach dem Ausfall der Hauptwärmesenke, steht die Stützbedampfung über die Frischdampfleitung ohnehin nicht zur Verfügung.

- Primärfüllpumpen des TH-Systems

Die Primärfüllpumpen dienen der Druckhaltung im TH-System. Sie saugen permanent über die ND-Saugleitungen aus der Kondensationskammer an und fördern über eine eigene Mindestmengenleitung in die Kondensationskammer zurück. Bei einem Ausfall der ND-Pumpen können die Primärfüllpumpen in das TH-System und bei geöffnetem Einspeiseweg ab ca. 0,3 MPa in den RDB einspeisen (NHB, T3, K2.18, Gruppe F78). Mögliche Einspeisewege sind sowohl die ND- als auch die HD-Leitungen des TH-Systems. Versuche zur Ermittlung des in den RDB einspeisbaren Massenstroms wurden während der jährlichen Revision am 10. und 13.11.1991 in der Anlage durchgeführt. Diese Versuche zeigten, daß nur dann ein nennenswerter Massenstrom eingespeist werden kann, wenn die durch den Reaktorschutz geöffneten ND-Mindestmengenleitungen, die in die Kondensationskammer führen, geschlossen werden. Eine entsprechende Maßnahme ist bisher im NHB nicht berücksichtigt. Daber

hinaus ist durch thermohydraulische Analysen noch zu überprüfen, ob die Pumpen nach einer Druckentlastung des RDB so rechtzeitig einspeisen, daß Kernschäden vermieden werden können. Aus diesen Gründen wird eine Einspeisung mit den Primärfüllpumpen in dieser Analyse nicht berücksichtigt.

■ **Aktivitätsrückhaltung**

Zur Sicherstellung der Aktivitätsrückhaltung ist die Abfuhr der Nachwärme aus dem Sicherheitsbehälter erforderlich.

Die Nachwärme kann entweder

- im TH-Kühlbetrieb aus der Kondensationskammer oder
- während des "RDB-Flutens" im direkten Kreislauf aus dem RDB

abgeführt werden. Während des "RDB-Flutens" nach Anregung durch $L < LT3$ ist ein

- Durchdringungsabschluß der Hilfsdampf- und Frischdampfleitung

erforderlich.

Kann die Hauptwärmesenke in absehbarer Zeit nicht wieder bereitgestellt werden oder sind während der Transiente Sicherheitsfunktionen ausgefallen, kann eine Nachwärmeabfuhr des RDB bis zu einem "unterkritisch kalten" Zustand in Form des

- Abfahrkühlens

erforderlich werden.

Fällt die Nachwärmeabfuhr mit den Nachkühlssystemen vollständig aus, kann die Nachwärme im Rahmen einer internen Notfallmaßnahme durch die

- gefilterte Druckentlastung des SB, das "Venting",

abgeführt werden.

◆ TH-Kühlbetrieb

Im TH-Kühlbetrieb (KOKA-Kühlen) wird die in die Kondensationskammer eingebrachte Nachwärme über die Kühler des nuklearen Nachkühlsystems TH an das nukleare

Zwischenkühlsystem TF und von diesem über das nukleare Nebenkühlwassersystem VE an die Donau abgegeben.

Auch bei ungestörtem Leistungsbetrieb erfolgt eine langsame Aufheizung des Kondensationskammerwassers. Durch betriebliche Kühlintervalle wird die eingebrachte Wärme über die Nachkühlkette an die Donau abgegeben. Das betriebliche Kühlen der Kondensationskammer wird bei einer Temperatur von 32 °C angeregt und erfolgt so lange, bis eine Temperatur von 28 °C erreicht ist. In dieser Analyse wird angenommen, daß sich zum Zeitpunkt der Auslösung der Transiente das Kondensationskammerwasser auf eine mittlere Temperatur von 30 °C erwärmt hat. Die Auswirkungen einer höheren oder niedrigeren Kondensationskammerwasser-Ausgangstemperatur auf die Aufheizzeit des Kondensationskammerwassers bis zum Erreichen unerwünscht hoher Temperaturen werden in der Ereignisablaufanalyse untersucht.

Abweichend von dieser vorgesehenen Betriebsweise wurde in der betrieblichen Praxis die Kondensationskammer-Kühlung in der Regel vor dem Erreichen von 32 °C von Hand eingeleitet. Nach Mitteilung des Betreibers wurde diese Vorgehensweise jedoch dahingehend geändert, daß die Ansteuerung überwiegend über die Automatik durchgeführt wird.

Überschreitet die Kondensationskammerwasser-Temperatur 36 °C, so werden alle drei TH-Systeme in der Funktion "Kondensationskammer-Kühlen" durch den Reaktorschutz angeregt. Bei einer weiteren Temperaturerhöhung über die Marke T2 (geplant 40 °C) wird das ZUNA-System in der Funktion "Kondensationskammer-Kühlen" durch Reaktorschutzsignale angeregt. In diesen Fällen erfolgt keine automatische Abschaltung der Nachkühlsysteme.

Die TH-ND-Pumpen speisen bei auslegungsgemäßer Betriebsweise das gekühlte Kondensationskammerwasser über die Druckleitungen und die Mindestmengenleitungen zurück in die Kondensationskammer. Die Förderleistung beträgt je ND-Pumpe ca. 640-680 kg/s. Bei einem Versagen der Druckschieber in den Druckleitungen (öffnen nicht) fördern die ND-Pumpen noch ca. 150 kg/s je TH-Strang über die nuklearen Nachkühler und die Mindestmengenleitungen in die Kondensationskammer (ermittelt während eines Versuchs in der Anlage am 12.03.1991).

Bei einem Ausfall der ND-Pumpen öffnen die zur Druckhaltung des Systems stets mitlaufenden Primärfüllpumpen die Rückschlagklappen TH10/20/30S205 und speisen

über die nuklearen Nachkühler und die Druck- bzw. Mindestmengenleitungen in die Kondensationskammer ein. Während der Versuche am 12.03.1991 wurde festgestellt, daß bei geschlossenen KOKA-Druckschiebern je Strang ca. 47-49 kg/s über die Mindestmengenleitungen gefördert werden .

Das Schließen der stark gedrosselten Druckleitungen der Primärfüllpumpen während des Versuchs führte lediglich zu einer Erhöhung der Fördermenge um ca. 1-2 kg/s.

Bei einem weiteren Versuch mit offener Druck- und Mindestmengenleitung am 10.11.1991 im KRB-II wurde für diese Betriebsweise eine Fördermenge von ca. 80 kg/s je Strang festgestellt. Insbesondere konnte bei diesem Versuch nachgewiesen werden, daß die Primärfüllpumpe in dieser Betriebsweise bei einem Förderdruck von ca. 0,3 MPa stabil auf ihrer Kennlinie läuft.

Die Effektivität der Nachwärmeabfuhr ist u.a. von der Temperaturdifferenz über die Nachkühlkette und damit auch von den jahreszeitlichen Schwankungen der Donau-Temperatur abhängig. Die Aufzeichnungen der Temperaturen im Einlaufkanal zeigen für die Jahre 1989 und 1990 eine Schwankungsbreite von 0 °C bis 20 °C. Die Auswertung der Temperaturverläufe für die beiden Jahre ergab, daß die Temperatur von

15 °C mit $p = 0,8$,
10 °C mit $p = 0,55$ und
5 °C mit $p = 0,25$

unterschritten wurde. Die Störfallauslegungstemperatur beträgt 23,5 °C.

- Nachwärmeabfuhr beim "RDB-Fluten"

Im Fall des "RDB-Flutens" wird, wie unter dem Punkt Kernkühlung beschrieben, die Nachwärme nach einer Druckabsenkung unter 1,4 MPa (bei einer Anregung des ZU-NA-Systems unter 4 MPa) im direkten Kreislauf aus dem RDB abgeführt. In diesem Fall kann die Nachwärmeabfuhr ebenfalls mit den Primärfüllpumpen (bei Ausfall aller anderen Pumpen im Strang) über die Mindestmengenleitungen erfolgen.

- Durchdringungsabschluß der FD-Leitungen bei Überspeisung

Ein Überspeisen des RDB bis oberhalb der Anschlußstutzen der Frischdampfleitungen kann auslegungsgemäß erfolgen ("RDB-Fluten") oder durch das Versagen der Abschaltung eines Einspeisesystems verursacht werden. In beiden Fällen wird vom Reaktorschutz ein Durchdringungsabschluß (DDA) der Frischdampfleitungen angeregt.

Eine Überspeisung des RDB durch Versagen der Abschaltung kann bei einer Bespeisung mit

- dem Hauptspeisewassersystem RL oder
- dem TH-HD-System bei einer Füllstandshaltung bei $L_{RDB} > LT3$

erfolgen.

Eine Überspeisung mit dem Hauptspeisewassersystem wird als eigene Transiente untersucht, so daß an dieser Stelle nicht weiter darauf eingegangen wird.

Bei einer Bespeisung mit dem TH-HD-System bei Füllständen $L_{RDB} > LT3$ erfolgt eine

- automatische Abschaltung aller HD-Pumpen und das Schließen der äußeren HD-Einspeise-Iso-Ventile nach Maßnahmegruppe F110 (BHB, T3, K1F, S6) bei $LH2 = 14,50$ m und
- eine automatische Abschaltung aller TH-Pumpen nach Maßnahmegruppe F140 bei $LH3 = 15,60$ m.

Bei Erreichen der Füllstandsmarke $LH3 = 15,60$ m wird automatisch auch ein Durchdringungsabschluß angeregt (Maßnahmegruppe F140).

Das auslegungsgemäße Überspeisen des RDB erfolgt nach Unterschreiten des RDB-Füllstandes unter den Grenzwert $LT3 = 11,00$ m mit den TH-HD-Pumpen bzw. nach Unterschreiten des RDB-Drucks von 1,4 MPa durch die gleichzeitig angeregten RDB-Druckentlastung auch mit den TH-ND-Pumpen. Nach einer Anregung durch diesen Grenzwert (BHB, T3, K1F, S2, Maßnahmegruppe F30) werden die Systeme nicht bei hohem Füllstand abgeschaltet. Über die offenen S+E-Ventile wird das Kühlmittel zurück in die Kondensationskammer geleitet. Der Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen und der Hilfsdampfleitung wird ausgelöst bei einem

- RDB-Füllstand $LT3 = 11,00$ m (Maßnahmegruppe F30) und einem

- RDB-Füllstand LH3 = 15,60 m (Maßnahmegruppe F140).

Darüber hinaus kann ein Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen durch das Reaktorschutzsignal

- schnelle Druckabsenkung $> 1 \text{ MPa/ Zeit}$ (BHB, T3, K1D, Maßnahmegruppe D110), z.B. beim Offenbleiben eines S+E-Ventils, erfolgen.

Kommt es zu einer Überspeisung, auslegungsgemäß oder durch Ausfall der Abschaltung der Pumpen, und ist der Durchdringungsabschluß in einer oder mehreren der fünf Leitungen nicht erfolgt, kommt es zu einem Auffüllen der entsprechenden Leitung(en) außerhalb des SB mit Kühlmittel aus der Kondensationskammer. Für die dynamischen Belastungen, insbesondere Kondensations- und Wasserschläge, die in diesem Fall auftreten können, sind die Leitungen nicht ausgelegt. In einer von der GRS durchgeführten Eigengewichtsanalyse der Frischdampfleitungen wurde ermittelt, daß weder die Aufhängungen noch die Leitungen selbst durch statische Wasserlasten in ihrer Integrität gefährdet sind. Eine Analyse der dynamischen Belastungen und Lastabtragung konnte mangels geeigneter Methoden nicht durchgeführt werden. Eine Auswertung internationaler Vorkommnisse zeigte jedoch, daß bei Ereignissen in Zusammenhang mit Überspeisung und Wasserschlag nicht von vornherein mit einem Folgeversagen der Leitungen zu rechnen ist. Die Wahrscheinlichkeit hierfür ist kleiner als eins anzusetzen. Für eine weitere Quantifizierung sind noch vertiefte analytische, anlagen-spezifische Untersuchungen erforderlich.

Erfolgt die Überspeisung des RDB bei hohem Druck, sind bei einem erfolgreichen DDA der Frischdampfleitungen die S+E-Ventile in ihrer Integrität gefährdet, da die Hauptventile nicht für die bei einer Druckentlastung aus der unterkühlten Wasserphase bei hohem RDB-Druck auftretenden Kräfte ausgelegt sind. In diesem Fall ist mit einem Integritätsverlust der Ventilleitungen, d. h. mit einem Leck innerhalb des SB zu rechnen. Auch zu diesem möglichen Folgeversagen sind noch weitere analytische Untersuchungen erforderlich.

- Nachwärmeabfuhr durch Abfahrkühlen

Ist absehbar, daß aufgrund der Art des einleitenden Ereignisses oder aufgrund von Fehlfunktionen von Sicherheitssystemen die Hauptwärmesenke in nächster Zeit nicht

wiederherstellbar ist, kann das Abfahrkühlen erforderlich werden, um die Anlage in einen sicheren Zustand zu überführen.

Das Abfahrkühlen erfolgt über die nuklearen Nachkühlsysteme. Der RDB muß hierzu bis über die Frischdampfleitungen geflutet werden. Über die in die Frischdampfleitungen RA11, 21 und 31 einbindenden Abfahrkühlleitungen wird dann das Kühlmittel von den ND-Pumpen angesaugt und über die nuklearen Nachkühler und die in die Speisewasserleitungen einbindenden ND-Druckleitungen wieder in den RDB eingespeist.

Insbesondere bei einem fehlerhaft offenen S+E-Ventil oder beim Versagen eines Durchdringungsabschlusses ist diese Fahrweise nicht möglich. Um die Anlage auch in diesen Situationen in einen sicheren Zustand überführen zu können, ist ein modifizierter Abfahrkühlbetrieb geplant.

Die geplante Abfahrkühlleitung schließt am ursprünglichen Instrumentierungsstutzen "J" auf dem Niveau der Speisewasserleitungen an den RDB an. Über eine eigene SB-Durchführung wird die Leitung in den Reaktorgebäuderingraum geführt und bindet hier im Bereich der vorhandenen Abfahrkühlleitung in den TH-Nachkühlstrang ein. Es ist geplant, diese Verbindung zum betrieblichen Abfahrkühlen zu nutzen. Sicherheitstechnische Bedeutung hat sie im Fall eines Integritätsverlustes der Hilfsdampf- oder einer Frischdampfleitung, da in diesem Fall nur über diese Leitung ein Abfahrkühlbetrieb ohne gleichzeitigen Verlust von Kühlmittel möglich ist.

- Nachwärmeabfuhr durch Venting

Bei einem vollständigen Ausfall der Nachwärmeabfuhr kann die Nachwärme noch durch die anlageninterne Notfallmaßnahme "gefilterte Druckentlastung" (Venting) abgeführt werden (s. Kapitel 4).

3.2.1.2 Systemfunktionen und Mindestanforderungen

Zur Beherrschung der Transiente Ausfall der Hauptwärmesenke sind je nach Ablauf und Dauer verschiedene Systeme erforderlich. Die Systeme haben minimale Funktionen zu erfüllen, die als Systemfunktionen bezeichnet werden. Die folgenden Systemfunktionen werden unterschieden:

- REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG

- AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG
- SCHLIESSEN DER TK-VENTILE
- EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM
- EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$
- EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L < LT3$
- ÜBERSPEISUNGSSCHUTZ
- NACHWÄRMEABFUHR
- DRUCKENTLASTUNG
- EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM
- EINSPEISUNG MIT RM/RL-DIREKTVERBINDUNG
- DDA BEI ÜBERSPEISUNG

Das konzipierte ZUNA-System unterstützt die derzeit vorhandenen Systeme bei der Erfüllung der Systemfunktionen NACHWÄRMEABFUHR und EINSPEISEN MIT TH-ND-SYSTEM. Es kann jedoch möglicherweise bei einem Ausfall der Systemfunktion DDA BEI ÜBERSPEISUNG zu ungünstigeren Zeiten bis zum Erreichen eines Gefährdungszustandes führen (siehe Abschnitt 3.2.1.3).

In den Ereignisablaufdiagrammen Bild 3.1 und Bild 3.2 wird für die zur Beherrschung der Transiente angeforderten Systemfunktionen unterschieden, ob sie ausfallen oder funktionieren. Ausgehend vom einleitenden Ereignis werden so beherrschte und nicht beherrschte Ereignisabläufe ermittelt.

Nachfolgend werden die Systemfunktionen und die an sie zu stellenden Mindestanforderungen beschrieben.

■ REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG

Zur Sicherstellung der Unterkritikalität wird eine REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG (RESA) vorgenommen. Die RESA wird nach einem "Ausfall der Hauptwärmesenke" durch TUSA ohne FDU über das Reaktorschutzsystem durch eines der Kriterien

- RDB-Füllstand < LT1 (13,91 m)
(bei Ausfall des Hauptspeisewassersystems RL)
- RDB-Füllstand > LH1 (15,28 m) oder > LH3 (15,60 m)
(bei Überspeisung)
- Neutronenfluß > 120 % (feste Neutronenfluß-Schnellabschaltmarke)
- RDB-Druck > 7,3 MPa
- RDB-Druckerhöhung > 0,35 MPa/Zeit
- KOKA-Wassertemperatur > 36° C

ausgelöst.

Bei einem RDB-Füllstand $L_{\text{RDB}} < \text{LT3}$ (11,00 m) wird ebenfalls eine RESA angeregt. Dieses Kriterium wird hier nicht berücksichtigt, da sich in diesem Fall teilweise Abweichungen in den Systemfunktionen ergeben.

Die nukleare Kettenreaktion wird durch die RESA unterbunden und die Anlage in den Zustand "unterkritisch heiß" gebracht.

Ein Ausfall der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG wird gesondert untersucht (s. ATWS-Störfall in Abschnitt 3.3.4).

■ AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG

Zur Aufrechterhaltung der Kernkühlung muß der Druck im RDB auf ca. 10 MPa begrenzt werden. Oberhalb von 10 MPa kann der RDB nicht mehr mit dem Hauptspeisewassersystem RL oder dem Nachkühlsystem TH bespeist werden. Ab einem Druck von ca. 12 MPa wird in dieser Analyse von einem Funktionsverlust des RDB (Undichtigkeit der Deckeldichtung) ausgegangen.

In /HÖP 89/ wurden Untersuchungen zum Druckanstieg beim Ausfall der AUTOMATISCHEN DRUCKBEGRENZUNG für das Kernkraftwerk Krümmel (KKK) durchgeführt. Aufgrund nur geringer Unterschiede zwischen KKK und KRB-II-B in der Dimensionierung des RDB und der S+E-Ventile sowie in der thermischen Leistung können die Ergebnisse dieser Analyse übernommen werden. Nach /HÖP 89/ stellt sich ein Druck von 10 MPa bei einem Ausfall der Systemfunktion nach 2-3 Minuten und von 12 MPa nach ca. 10-15 Minuten ein. Die jeweils kürzere Zeit ist maßgeblich bei einem Ausfall der Hauptwärmesenke durch einen Durchdringungsabschluß, die längere Zeit bei einem Turbinenschnellschluß mit verblockter Frischdampfumleitstation.

Zur Aufrechterhaltung der Funktion des RDB, das radioaktive Inventar sicher einzuschließen ($p < 12$ MPa), ist es ausreichend, wenn

- 1 v 11 der Hauptventile oder
- 1 v 3 der Bypassventile

geöffnet werden. Das Öffnen der Hauptventile kann durch das Öffnen des zugehörigen Feder-Vorsteuerventiles bzw. des Magnet-Vorsteuerventils durch den Frischdampfdruck (d.h. auch bei Ausfall der Ansteuerung) erfolgen. Das Öffnen der Bypassventile kann entweder durch betriebliche Signale bei 7,2 MPa (bei Anstehen eines RESA-Signals) oder durch Reaktorschutzsignale bei 8,8 MPa erfolgen.

Die Anforderung an die AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG zur Einspeisung in den RDB ($p < 10$ MPa) ist höher als die zur Aufrechterhaltung der Funktion des RDB. Hierzu müssen

- 1 v 11 der Hauptventile oder
- 2 v 3 der Bypassventile

geöffnet werden. Das Öffnen eines der Hauptventile muß bei dieser Anforderung über die Ansteuerung des Magnet-Vorsteuerventils beim Ansprechdruck oder durch das zugehörige Feder-Vorsteuerventil erfolgen. Für das Öffnen der Bypassventile gilt das oben gesagte.

Für die vorliegende Analyse wird aus Gründen der Vereinfachung von der höheren Anforderung ausgegangen.

■ **SCHLIESSEN DER TK-VENTILE**

Nach einer erfolgreichen AUTOMATISCHEN DRUCKBEGRENZUNG ist für den weiteren Ereignisablauf das SCHLIESSEN DER TK-VENTILE wesentlich.

Zum Halten des Reaktors auf Druck und Temperatur bis zur Wiederherstellung der Hauptwärmesenke ist es erforderlich, daß alle S+E-Ventile und Bypass-Ventile wieder schließen und geschlossen gehalten werden.

Zur Durchführung des Abfahrkühlens über die an die Frischdampfleitungen anschließenden Abfahrkühlleitungen ist es ebenfalls notwendig, daß die TK-Ventile wieder schließen und geschlossen gehalten werden. Nach der Installation der neuen Abfahrkühlleitung in Höhe der Speisewasserleitungen (Anschluß an den "J"-Stutzen) ist auch bei einem offenen TK-Ventil ein Abfahrkühlen über diese Leitung möglich.

Bei einer Nutzung der TH14-Pumpe ohne Vorpumpe ist das Schließen der TK-Ventile erforderlich, um eine Druckabsenkung und damit die Kavitation der TH14-Pumpe zu vermeiden.

Ausgehend von dem in dieser Untersuchung vorausgesetzten Anlagenzustand zum Zeitpunkt des Eintritts der Transiente (siehe Abschnitt 3.2.1.1) wird angenommen, daß die Anregestufen aller Magnetvorsteuer-Ventile erreicht werden und alle 11 Hauptventile öffnen, auch wenn die Ventile der ersten Anregestufen auslegungsgemäß angesprochen haben.

Diese Annahme wird zwar nicht durch die Betriebserfahrung bestätigt, bei den beobachteten Transienten öffneten max. 4 Ventile (s. Abschnitt 3.1.1.1), dabei ist jedoch zu berücksichtigen, daß die Randbedingungen der Transienten nicht mit den in dieser

Analyse angenommenen Randbedingungen übereinstimmen. Thermohydraulische Analysen zur Druckbegrenzung /HÖP 89/ zeigten, daß im ungünstigsten Fall alle 11 S+E-Ventile angesteuert werden.

Bleibt eines der Hauptventile offen, so sinkt der Druck im RDB in ca. 30 Minuten unterhalb von 1 MPa. Bei einem Offenbleiben mehrerer S+E-Ventile läuft die Druckabsenkung erheblich schneller ab. Bei einer Druckabsenkung mit z. B. zwei S+E-Ventilen (LADE) sinkt der Druck in ca. 10 Minuten auf 1 MPa und bei sechs S+E-Ventilen (SCHADE) innerhalb von etwa 5 Minuten.

Das Schließen der Bypassventile ist davon abhängig, über welches Signal die Ventile zum Öffnen angesteuert wurden. Nach einem betrieblichen Öffnen (bei 7,2 MPa) schließen die Ventile gestaffelt bei 6,7, 6,1 und 5,0 MPa. Bei einer Bespeisung des RDB mit der TH14-Pumpe ohne Vorpumpe nähert sich die Pumpe durch die Druckabsenkung der Kavitationsgrenze (ca. 80 °C Kondensationskammerwassertemperatur bei 5,0 MPa RDB-Druck). In dieser Analyse wird davon ausgegangen, daß die Pumpe nicht kavitiert und der RDB-Füllstand in dieser Betriebsweise weiter gehalten werden kann.

Nach einem Öffnen der Bypass-Ventile durch den Reaktorschutz (bei 8,8 MPa) werden die Ventile nicht mehr automatisch geschlossen, ein Schließen von Hand ist jedoch nach Unterschreitung von 8,8 MPa möglich. In dieser Analyse wird davon ausgegangen, daß nach einem Öffnen der Ventile durch den Reaktorschutz die Ventile bis zum Druckausgleich offen bleiben. Eine Füllstandshaltung mit der TH14-Pumpe ohne Vorpumpe ist in diesem Fall nicht möglich.

Um das Abfahren des Reaktors in einen kalt unterkritischen Zustand zu ermöglichen, muß somit als Mindestanforderung an die Funktion SCHLIESSEN DER TK-VENTILE das Schließen von

- 11 v 11 S+E-Ventilen und
- 3 v 3 Bypassventilen

gewährleistet sein.

■ EINSPEISUNG MIT DEM RL-SYSTEM

Die Füllstandshaltung des RDB kann in KRB-II-B während einer Transiente mit zwei voneinander unabhängigen Systemen erfolgen, dem Hauptspeisewassersystem RL oder dem nuklearen Nachkühlsystem TH. Beim Ausfall der Hauptwärmesenke soll die Füllstandshaltung des RDB nach BHB (T2, K4.1, S6) mit dem Hauptspeisewassersystem erfolgen. Die Füllstandshaltung des RDB durch das RL-System erfolgt über die Anfahrregelstation und ist im gesamten Druckbereich mit den Speisewasserpumpen möglich. Der Einsatz dieses Systems kann jedoch aufgrund der in Abschnitt 3.2.1.1 spezifizierten Abschaltkriterien zeitlich begrenzt sein bzw. es steht mit einer bestimmten Wahrscheinlichkeit (s. Abschnitt 3.1.1.1) bereits zu Beginn der Transiente nicht zur Verfügung. Der Zeitraum der Verfügbarkeit des RL-Systems ist davon abhängig, ob ein Kreislauf der zu- und abgespeisten Wassermengen (s. Abschnitt 3.2.1.1) über die Kondensationskammer auf Dauer aufrechterhalten werden kann.

Das auf der zuspaisenden Seite zur Füllstandshaltung bereitstehende Speisewasservolumen setzt sich aus den folgenden Volumina zusammen (siehe Abschnitt 3.2.1.1):

- | | | |
|------------------------------------|------------------------|---|
| - Speisewasserbehälter | ca. 120 m ³ | (ca. 30 min) |
| - Verweilbehälter des Kondensators | ca. 120 m ³ | (Σ 240 m ³ , ca. 2 h 10 min) |
| - Kondensatvorratsbehälter | ca. 120 m ³ | (Σ 360 m ³ , ca. 4 h 20 min) |
| - Nachspeisung (TD+UD) | ca. 725 m ³ | (Σ 1085 m ³ , ca. 24h) |

Diese Volumina sind als Mittelwerte zu verstehen, da die unterschiedlichen Abläufe, die zum Ausfall der Hauptwärmesenke führen können, und die transienten Vorgänge während des AHWS zu geringeren oder größeren bzw. zwischen den Behältern verschobenen Volumina führen können. Die in Klammern angegebenen Zeiten geben den Zeitraum an, während dem der Füllstand des RDB bei funktionierender Nachspeisung mit diesen Volumina mit dem RL-System bei der Fahrweise "Halten auf Druck und Temperatur" gehalten werden kann. Kann der Kreislauf durch das Abspeisen aus der Kondensationskammer in das TD-System und aus diesem in den Kondensatvorratsbehälter geschlossen werden, ist die Füllstandshaltung mit dem Speisewassersystem zeitlich nicht begrenzt.

Zur Nutzung dieser Vorräte sind neben den Speisewasserpumpen und der Anfahrrgelstation weitere aktive Komponenten erforderlich. Dies sind bei der Nutzung des

- Kondensator-Verweilbehälters die Hauptkondensatpumpen (RM11, 21 oder 31D101) und das Kondensatablauf-Regelventil (RM38S205) mit der zugehörigen Regelung, bei der Nutzung des
- Kondensatvorratsbehälters zusätzlich das Kondensatorzulauf-Regelventil (RM00S103) und bei Nutzung der Nachspeisemöglichkeiten die
- Reinwasserpumpe TD61 oder 62D001 und die Deionatpumpe UD11 oder 12D001.

Zeitliche Begrenzungen der Nutzbarkeit des Speisewassersystems können auf der abspeisenden Seite durch die Füllstandshaltung der Kondensationskammer gegeben sein. Die zur Füllstandshaltung durchzuführenden Maßnahmen sind im Detail dem Abschnitt 3.2.1.1 zu entnehmen. Im Hinblick auf die Beeinflussung des RL-Systems können drei Zustände unterschieden werden:

- Die Füllstandshaltung der Kondensationskammer funktioniert.
Unmittelbare Abschaltkriterien für das RL-System werden in diesem Fall nicht gebildet. Bei eventuellen Engpässen der Wasseraufnahme im TD-System (Pufferbehälter sind gefüllt etc.) ist nach BHB (T4, K2.10, S26) die TM04-Pumpe abzuschalten. Die Füllstandshaltung ist damit ausgefallen, der Zustand geht in einen der beiden nachfolgenden über.
- Die Füllstandshaltung der Kondensationskammer ist ausgefallen, mindestens ein TH-HD-System läuft in der Funktion RDB-Füllstandshaltung.
Nachdem durch Einschalten von Hand kontrolliert wurde, ob das TH-HD-System in den RDB einspeist, wird das RL-System von Hand abgeschaltet. Das verfügbare Speichervolumen in der Kondensationskammer bis zum Erreichen des Abschaltkriteriums ($L_{KOKA} > 2,20 \text{ m}$) beträgt ca. 87 m^3 . Der Abschaltzeitpunkt wird demzufolge nach etwa 20 Minuten erreicht.
- Die Füllstandshaltung der Kondensationskammer ist ausgefallen, ebenfalls die RDB-Füllstandshaltung mit dem TH-HD-System.
In diesem Fall wird das RL-System nicht abgeschaltet (BHB, T3, K1N, N130), ein eventuelles Überspeisen der Kondensationskammer nach ca. 100 Minuten wird in Kauf genommen. Das Kondensationskammerwasser läuft in diesem

Fall durch die Überlaufrohre (ab $L_{KOKA} = 2,60$ m) in den Steuerstabantriebsraum und wird dort über das Entwässerungssystem TX abgeleitet.

Die Mindestanforderungen an die Funktion EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM hängen von der jeweiligen Zeitdauer der Transiente ab und sind in Tabelle 3.15 dargestellt.

Tabelle 3.15 Mindestanforderungen zur RDB-Füllstandshaltung mit dem RL-System

Mindestanforderungen		T[min]				
		T<30	30<T<130	130<T<260	T>260 T<1440	T>1440
1v3 1v2	RL-Pumpen und Anfahrregelventilen	X	X	X	X	X
1v3 1v1	RM-Pumpen und Kondensatorablauf-Sch wachlast-Regelventil		X	X	X	X
1v1	Kondensatorzulauf- Regelventil			X	X	X
1v2 1v2	Reinwasserpumpen und Deionatpumpen				X	
1v1 1v2	Kondensationskammer- Entleerungspumpe und Reinwasserpumpen und geschlossener Kreislauf im TD-System					X

Die Zeilen der Tabelle sind als UND-Verknüpfung zu verstehen, d. h. bei einer bestimmten Dauer des AHWS sind die angekreuzten Komponenten mindestens erforderlich.

■ EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$

Ist die Funktion EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM ausgefallen, kommt es zu einer Füllstandsabsenkung im RDB. Über die gestaffelten Füllstandsmarken

- $L = 13,00$ m (1 TH-Strang von Hand)
- $LT2 = 12,35$ m (2TH-Stränge betrieblich angeregt)
- $LT2.1 = 11,80$ m (TH14-Pumpe, RS-angeregt)

wird die Funktion EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM von Hand, betrieblich oder durch den Reaktorschutz angeregt.

Nach BHB (T3, K1F, F10) soll nach einer Füllstandsabsenkung unter $L = 13,00$ m ein TH-Strang von Hand über die Untergruppensteuerung zugeschaltet werden. Bei einem AHWS mit gleichzeitigem Ausfall des RL-Systems wird dieser Grenzwert durch den Zusammenbruch des Füllstandes innerhalb von wenigen Sekunden nach dem Eintritt der Transiente unterschritten. Analysen zum Notstromfall /POI 92/ zeigen, daß der Grenzwert $LT2$ nach ca. 25 Sekunden und $LT2.1$ nach ca. 35 Sekunden erreicht wird. Bei einem AHWS wird der Füllstand aufgrund der im Vergleich zum Notstromfall früheren RESA etwas langsamer abfallen. Der Füllstand $LT3$ wird dann nach etwa 600 Sekunden erreicht.

Bei $LT2$ werden zwei Hochdruckstränge (TH10 und TH20 oder TH30) automatisch über ihre Untergruppensteuerungen angeregt. Nach /KGB 91/ stehen alle drei TH-Stränge auf "Automatik", und eine Auswahlschaltung regt von den Strängen TH20 oder TH30 einen Strang an. Bei einem Ausfall des Hochdruckstrangs TH20 oder TH30 wird der jeweils andere Strang angeregt. Der Betrieb der TH20- und TH30-HD-Pumpen ist nur bei funktionierenden ND-Pumpen bzw. deren Vorstufen möglich. Die Vorstufen der ND-Pumpen arbeiten gleichzeitig als Vorpumpen für die HD-Pumpen.

Aufgrund der geodätisch günstigeren Zulaufverhältnisse wurde die HD-Pumpe TH14D101 so nachgerüstet, daß sie bei einem Ausfall der ND-Pumpe betrieben werden kann (Änderungsantrag 55/89). Die Pumpe wird in dieser Betriebsweise automatisch durch den Reaktorschutz gestartet, wenn der Füllstandsgrenzwert $LT2.1$ unterschritten wird. Dieser Grenzwert wurde auf der Basis theoretischer Untersuchungen

mit $LT2.1=11,80$ m so festgelegt, daß bei einem Start der TH14-Pumpe bei diesem Grenzwert die Reaktorschutzanregungen bei $LT3=11,00$ m vermieden werden. In dieser Analyse wird davon ausgegangen, daß in diesem Fall keine Anregung der TH-Systeme durch LT3 erfolgt. Der Ablauf einer Transiente in Block C (AHWS aus Volllast) unterstützt diese Annahme.

Nach einer betrieblichen Anregung von Hand oder über die Untergruppensteuerung werden die Hochdruckpumpen bei Überschreiten des Grenzwertes $LH2 = 14,50$ m über die betriebliche Leittechnik bzw. bei $LH3 = 15,60$ m durch den Reaktorschutz abgeschaltet. Wurde die TH14-Pumpe durch den Grenzwert LT2.1 angeregt, erfolgt die Abschaltung durch den betrieblichen Grenzwert LH2.

Bei einem Ausfall der Systemfunktion NACHWÄRMEABFUHR ist die Funktion der TH-HD-Pumpen zeitlich eingeschränkt. Ab einer bestimmten Mediumtemperatur ist der sichere Dauerbetrieb der HD-Pumpen durch die thermische Überlastung nicht mehr gewährleistet. Nach einer Untersuchung des Pumpenherstellers, deren Ergebnisse in /RWE 91/ mitgeteilt wurden, können die Pumpen im sicheren Dauerbetrieb bis zu einer Mediumtemperatur von 85 °C betrieben werden. Bei ausgefallener NACHWÄRMEABFUHR wird diese Temperatur nach ca. 200 min erreicht. Bei einer EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM ($L > LT3$) ist die Funktion der TH-HD-Pumpen frühestens zu diesem Zeitpunkt durch thermische Überlastung gefährdet. Bei einer EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM wird eine Kondensationskammerwasser-Temperatur von 85 °C bereits nach ca. 140 min (siehe Systemfunktion NACHWÄRMEABFUHR) erreicht. Der Start und die weitere Funktion der TH-HD-Pumpen nach einem Ausfall des RL-Systems wäre ab diesem Zeitpunkt gefährdet.

Die Mindestanforderung an die Funktion EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM ist dann erfüllt, wenn mit

- 1 v 3 TH-HD-Strängen

so rechtzeitig in den RDB eingespeist wird, daß der Grenzwert LT3 vermieden wird. Bei einem Ausfall der EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM und EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM unmittelbar nach dem AHWS ist es zur Vermeidung eines Gefährdungszustandes ausreichend, wenn innerhalb von 30 Minuten eine Einspeisung mit einem der Systeme erfolgt.

■ EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L < LT3$

Sind die TH-Einspeisungen bei den Grenzwerten $L > LT3$ ausgefallen, wird ca. 10 Minuten nach der Auslösung der Transiente die Füllstandsmarke $LT3 = 11,00$ m erreicht, bei der alle drei TH-Stränge in der Funktion "RDB-Fluten" durch den Reaktorschutz angeregt werden. Gleichzeitig wird durch den Reaktorschutz eine langsame Druckentlastung (LADE, 2 S+E-Ventile) und ein Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen und der Hilfsdampfleitung angeregt (siehe Systemfunktionen DRUCKENTLASTUNG und DDA BEI ÜBERSPEISUNG). Steht das Signal $LT3$ länger als 200 s an, werden zur schnellen Druckentlastung vier weitere S+E-Ventile geöffnet (SCHADE).

Bei einer Anregung der TH-Stränge durch den Reaktorschutz erfolgt keine automatische Abschaltung der Einspeisung. Der RDB wird bis zu den Frischdampfleitungen geflutet und das Kühlmittel über die offenen Entlastungsventile zurück in die Kondensationskammer geleitet. Ein Eingriff von Hand kann frühestens 5 Minuten nach dem Gehen des $LT3$ -Signals erfolgen. Der Systemänderung (Änderungsantrag 15/89), nach deren Durchführung die Blockierungszeit im Bedarfsfall mittels Schlüsselschalter bereits nach 5 Minuten aufgehoben werden kann, ist mit der Genehmigung des Störfall-Leitschemas realisiert.

Der Ausfall der TH-HD-Pumpen durch thermische Überlastung nach einem Ausfall der Systemfunktion NACHWÄRMEABFUHR ist bei dieser Betriebsweise durch den Temperaturhub des Kondensationskammerwassers aufgrund des zusätzlichen Energieeintrags durch die Druckentlastung und das Fluten früher zu erwarten als in den Fällen mit einer Anregung bei $L > LT3$. Die Grenztemperatur für einen sicheren Dauerbetrieb der HD-Pumpen wird bereits nach ca. 70 Minuten erreicht (siehe Systemfunktion NACHWÄRMEABFUHR).

Die Systemfunktion ist erfüllt, wenn mit

- 1 v 3 TH-HD-Strängen

in den RDB eingespeist wird.

Fällt die Anregung der EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM bei der Anforderung aus, ist es zur Vermeidung eines Gefährdungszustandes ausreichend, wenn innerhalb von 15 Minuten eine Bespeisung mit dem System erfolgt.

■ ÜBERSPEISUNGSSCHUTZ

Bei einer Überspeisung des RDB wird mit Erreichen des Füllstandes LH3 ein Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen ausgelöst. Fällt die Abschaltung der Pumpen bei LH3 aus und erfolgt die Überspeisung bei hohem Druck, sind die S+E-Ventile in ihrer Integrität gefährdet, da sie für die Kräfte, die beim Öffnen bei hohem Druck und Anstehen einer unterkühlten Wasserphase auftreten, nicht ausgelegt sind. Die motorbetriebenen Bypassventile öffnen vergleichsweise langsam, es wird daher angenommen, daß diese Ventile unter diesen Bedingungen in ihrer Funktion nicht beeinträchtigt sind.

Bei einer Überspeisung aus der Systemfunktion EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$ ist zur Begrenzung des Drucks unterhalb des Ansprechdrucks des zuerst angesteuerten S+E-Ventiles ($p_{RDB} = 7,3 \text{ MPa}$) das

- Abschalten der TH-HD-Pumpen durch LH3 oder von Hand vor Erreichen der Frischdampfleitungen
oder
- das Öffnen von 2 v 3 Bypass-Ventilen zur Druckbegrenzung bei $p_{RDB} = 7,2 \text{ MPa}$ bzw. bei $L_{RDB} > LH3$ erforderlich.

Bei einer Überspeisung mit der Systemfunktion EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L < LT3$ (RDB-Fluten) ist

- das Öffnen von 1 v 6 S+E-Ventilen automatisch durch $L_{RDB} < LT3$ oder 1 v 7 S+E-Ventilen von Hand

oder

- das Öffnen von 3 v 3 Bypassventilen

oder

- das Abschalten der TH-Pumpen von Hand erforderlich.

Bei einem Ausfall des ÜBERSPEISUNGSSCHUTZES wird in dieser Analyse ein Bruch der Leitung zum Ventil angenommen. Eine genauere Untersuchung der möglichen Schadensmechanismen und möglicher Folgeschäden wurde bisher noch nicht durchgeführt.

■ **NACHWÄRMEABFUHR**

Die Mindestanforderungen an die NACHWÄRMEABFUHR sind davon abhängig,

- mit welchem System der RDB bespeist und
- mit welcher Donau-Temperatur das TF-System gekühlt wird.

Die Füllstandshaltung des RDB kann mit dem RL-System oder dem TH-System bzw. dem ZUNA-System erfolgen. Bei einer Füllstandshaltung mit dem RL-System wird in die Kondensationskammer zusätzlich die Enthalpie des Speisewassers eingebracht. Im Vergleich zu einer Füllstandshaltung mit dem TH-System oder dem ZUNA-System, die aus der Kondensationskammer ansaugen, wird das Kondensationskammerwasser durch den zusätzlichen Wärmeeintrag stärker erwärmt.

Erfolgt eine Anregung des TH-Systems zur Füllstandshaltung durch $L < LT3$, wird in die Kondensationskammer zusätzlich die Enthalpie der Druckentlastung des RDB und des RDB-Flutens eingebracht.

Die beiden Systemfunktionen EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM und NACHWÄRMEABFUHR sind neben den systemtechnischen Verknüpfungen (beide Funktionen können von einem TH-Strang ausgeführt werden) über die Temperatur des Kondensationskammerwassers gekoppelt. Erwärmt sich das Kondensationskammerwasser, wird zu einem bestimmten Zeitpunkt die jeweils für die verschiedenen Pumpen in einem TH-Strang maßgebliche maximale Mediumtemperatur erreicht. In dieser Analyse wird davon ausgegangen, daß mit dem Erreichen dieser Temperatur die jeweilige Pumpe ausfällt. Die verschiedenen Temperaturgrenzwerte sind:

- 85 °C für den sicheren Dauerbetrieb der TH-HD-Pumpen,
- 100 °C für den Betrieb der Primärfüllpumpen und
- 150 °C für den Betrieb der TH-ND-Pumpen.

Die TH-ND-Pumpen speisen bei auslegungsgemäßer Betriebsweise das gekühlte Kondensationskammerwasser über die Druckleitungen (KOKA-Kühlung) und die Mindestmengenleitungen zurück in die Kondensationskammer.

Nach einer Anregung des TH-Systems durch $L < LT3$ wird die NACHWÄRME nach einer Druckabsenkung auf den Einspeisedruck der TH-ND-Pumpen im direkten Kreislauf aus dem RDB abgeführt.

Fallen die ND-Pumpen aus, kann die NACHWÄRMEABFUHR auch mittels der Primärfüllpumpen über diese Leitungen erfolgen

Bei einem Ausfall der ND-Pumpe im TH10-Strang und einer Füllstandshaltung des RDB mit der TH10-HD-Pumpe ohne Vorpumpe ist die Primärfüllpumpe in diesem Strang nicht zur NACHWÄRMEABFUHR nutzbar, da sie als Vorpumpe für die HD-Pumpe wirkt.

Aus diesen Abhängigkeiten wurden insgesamt 21 Mindestanforderungen für die verschiedenen Betriebszustände abgeleitet, die in Tabelle 3.16 aufgelistet sind. Die Ermittlung dieser Mindestanforderungen basiert u. a. auf Versuchen, die in der Referenzanlage durchgeführt wurden (s. Abschnitt 3.1.2.1) sowie auf thermohydraulischen Analysen.

- ♦ Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung (Lfd.-Nr. 1 bis 10)

Bei einer RDB-Füllstandshaltung mit den TH-HD-Pumpen ($L > LT3$) ist eine NACHWÄRMEABFUHR mit

- 1 v 3 Nachkühlketten über die KOKA-Kühlleitung oder
- 1 v 3 Nachkühlketten über die ND-Mindestmengenleitung

ausreichend (Lfd.-Nr. 1 oder 2). Das gilt für alle Donautemperaturen unterhalb der Störfall-Auslegungstemperatur ($T_{VE} < 23,5 \text{ °C}$). Unterhalb einer Donautemperatur $T_{VE} < 10 \text{ °C}$ ist es ebenfalls möglich, mit

- 2 v 2 Primärfüllpumpen, die sich nicht in dem TH-Strang befinden, mit dem die Füllstandshaltung des RDB erfolgt, über die ND-Mindestmengenleitung oder die KOKA-Kühlleitung

die NACHWÄRMEABFUHR zu betreiben (Lfd.-Nr. 3).

Ist die Anregung des TH-Systems bei den Füllstandsgrenzwerten $L > LT3$ ausgefallen, wird bei $LT3$ das "RDB-Fluten" durch den Reaktorschutz angeregt. Der RDB-Füllstand kann in diesem Fall mit einer TH-HD-Pumpe oder einer TH-ND-Pumpe (Lfd.-Nr. 4 bis 9) gehalten werden. Die NACHWÄRMEABFUHR erfolgt nach einer Druckentlastung im direkten Kreislauf aus dem RDB.

Fällt die Druckentlastung aus oder fördern die ND-Pumpen aus anderen Gründen nicht in den RDB, kann die RDB-Füllstandshaltung auch mit einer TH-HD-Pumpe erfolgen. Eine NACHWÄRMEABFUHR im direkten Kreislauf aus dem RDB ist dann nicht möglich. Nach dem Hochfluten des RDB über den Grenzwert $LT3$ mit mindestens 1 v 3 TH-HD-Pumpen kann das Reaktorschutzsignal nach 5 min wieder zurückgesetzt werden. In diesem Fall öffnen bei einer KOKA-Temperatur $> 36\text{ °C}$ die KOKA-Druckschieber wieder automatisch. Die NACHWÄRMEABFUHR kann dann mit

- 1 v 3 ND-Pumpen über die KOKA-Kühlleitung

erfolgen (Lfd.-Nr. 4).

Bei einer RDB-Füllstandshaltung mit einer TH-HD-Pumpe und ausgefallener NACHWÄRMEABFUHR im direkten Kreislauf kann die Nachwärmeabfuhr mit

- 2 v 3 ND-Pumpen oder
- 1 v 3 ND-Pumpen und 2 v 2 Primärfüllpumpen

aus der Kondensationskammer erfolgen (Lfd.-Nr. 5 oder 6).

Sobald die ND-Pumpen nach einer Druckabsenkung in den RDB einspeisen, wird die Nachwärme im direkten Kreislauf aus dem RDB abgeführt (in Tabelle 3.16 gekennzeichnet durch *). Es ist ausreichend, wenn mit

- 1 v 3 ND-Strängen im direkten Kreislauf

die Nachwärme aus dem RDB abgeführt wird (Lfd.-Nr. 7). Um eine Einspeisung mit den ND-Pumpen zu ermöglichen, ist eine automatische Druckentlastung mit mindestens 2 v 6 S+E-Ventilen bzw. eine Druckentlastung von Hand mit mindestens 2 v 7 S+E-Ventilen erforderlich (Lfd.-Nr. 7 bis 9).

Erfolgt das "RDB-Fluten" nach einer Druckabsenkung mit 1 v 3 TH-ND-Pumpen, kann die NACHWÄRMEABFUHR auch mit

- 1 v 3 ND-Pumpen oder mit
- 2 v 2 Primärfüllpumpen

erfolgen (Lfd.-Nr. 8 und 9).

In dieser Analyse wird davon ausgegangen, daß das geplante ZUNA-System so ausgelegt wird, daß bei einer Bespeisung des RDB gleichzeitig die Nachwärme mit diesem System abgeführt werden kann (Lfd.-Nr. 10). Zur Druckentlastung ist das Öffnen von (automatisch) 1 v 6 bzw. (von Hand) 1 v 7 S+E-Ventilen ausreichend.

- ◆ Ausfall der Hauptwärmesenke mit funktionierendem Hauptspeisewasser (Lfd.-Nr. 11 bis 21)

Bei einem Ausfall der Hauptwärmesenke mit funktionierendem Hauptspeisewasser kann die NACHWÄRMEABFUHR mit

- 1 v 3 ND-Pumpen über die KOKA-Kühlleitung oder
- 1 v 3 ND-Pumpen

erfolgen. Bei einem Ausfall der ND-Pumpen ist es auch möglich, die NACHWÄRME-ABFUHR mit

- 3 v 3 Primärfüllpumpen

zu betreiben (Lfd.-Nr. 11 bis 13).

Die Mindestanforderungen der Lfd.-Nr. 14 bis 21 gelten für Anlagenzustände, die durch eine Bespeisung mit dem RL-System und einem Ausfall dieses Systems frühestens nach ca. 30 Minuten gekennzeichnet sind. Die Füllstandshaltung kann dann

durch das TH- oder ZUNA-System übernommen werden. Die Anforderungen an die NACHWÄRMEABFUHR können in diesen Fällen höher sein als bei einer unmittelbaren Bespeisung des RDB mit dem TH- oder ZUNA-System nach dem "AHWS", da durch die RL-Bespeisung in die Kondensationskammer zusätzlich die Enthalpie des Speisewasserbehälters eingebracht wird.

Bei einer an die RL-Bespeisung anschließenden Füllstandshaltung mit den TH-HD-Pumpen (Füllstand > LT3) kann die Nachwärme mit

- 1 v 3 TH-ND-Pumpen über die KOKA-Kühlleitung oder
- 2 v 3 TH-ND-Pumpen über die ND-Mindestmengenleitung

abgeführt werden (Lfd.-Nr. 14 und 15). Voraussetzung für die Nutzung der TH-HD-Pumpe ohne Vorpumpe ist dabei, daß keine RDB-Druckentlastung von Hand in Abhängigkeit von der Kondensationskammer-Temperatur durchgeführt wird. Im derzeitigen Stand des Störfall-Leitschemas (10.03.92) ist diese Druckentlastung vorgesehen (BHB, T3, F53/D120). Vor Durchführung der Druckentlastung wird jedoch durch die AM-Maßnahme F53 die Bespeisung mit einem Hochdrucksystem sichergestellt. Da AM-Maßnahmen in dieser Untersuchung nicht bewertet werden, wird die Druckentlastung aufgrund hoher Temperatur des Kondensationskammerwassers im weiteren nicht betrachtet.

Fällt die Anregung der TH-Systeme zur Füllstandshaltung bei Füllständen $L > LT3$ aus, erfolgt bei $L < LT3$ die Anregung zum "RDB-Fluten" (Lfd.-Nr. 16 bis 21). Nach einer Druckentlastung mit mindestens 2 v 6 (automatisch) oder 2 v 7 (von Hand) S+E-Ventilen kann die Nachwärme mit

- 1 v 3 ND-Pumpen im direkten Kreislauf oder
- 1 v 3 ND-Pumpen über eine Mindestmengenleitung

abgeführt werden (Lfd.-Nr. 19 und 20).

Fällt die Druckentlastung aus, kann der Füllstand mit einer TH-HD-Pumpe gehalten und über LT3 angehoben werden. Nach Überschreiten von LT3 kann nach 5 min das Reaktorschutzsignal zurückgesetzt werden. Die KOKA-Kühlschieber öffnen dann bei einer KOKA-Wassertemperatur > 36 °C. Zur NACHWÄRMEABFUHR sind dann

- 2 v 3 ND-Pumpen über die KOKA-Kühlleitung oder
- 1 v 3 ND-Pumpen über die KOKA-Kühlleitung und
2 v 2 ND-Pumpen über die ND-Mindestmengenleitung

erforderlich (Lfd.-Nr. 16 und 17). Ist die Donau-Temperatur_{VE} $T < 10 \text{ °C}$, ist zur NACHWÄRMEABFUHR

- 1 v 3 ND-Pumpen über die KOKA-Kühlleitung

ausreichend (Lfd.-Nr. 18).

Bei einer Anregung des ZUNA-Systems wird davon ausgegangen, daß nach einer Druckabsenkung mit 1 v 6 (automatisch) bzw. 1 v 7 (v. Hand) S+E-Ventilen die Nachwärme mit diesem System abgeführt werden kann (Lfd.-Nr. 21).

- Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR

Fällt die NACHWÄRMEABFUHR aus, so heizt sich die Kondensationskammer zunehmend auf. Die nachfolgenden Temperaturmarken sind dabei von Bedeutung.

- $T_{\text{KOKA}} = 36 \text{ °C}$:
Durch den Reaktorschutz werden alle drei Nachkühlketten in der Funktion Kondensationskammer-Kühlen angeregt.
- $T_{\text{KOKA}} = 40 \text{ °C}$:
Bei dieser Temperatur wird voraussichtlich das geplante ZUNA-System in der Funktion Kondensationskammer-Kühlen angeregt.

Tabelle 3.16 Mindestanforderungen an die Systemfunktionen zur RDB-Füllstandshaltung, Druckentlastung und Nachwärmeabfuhr

Transiente	Lfd.- Nr.	Donau- Temp. °C	RDB-Füllstandshaltung				DE	Nachwärmeabfuhr aus der Kondensationskammer		
			RL	HD (+=TH14 ND-Vorstufe)	HD mit >LT3	ND <LT3		ND-Pumpen oder ZUNA		Primärfüllpumpen
								KOKA-Kühlleitung bzw. RDB (*)	Mindestmengen- leitung	KOKA-Kühlleitung oder Mindestmengenleitung
Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserv ersorgung	1	<23,5	-	1v3	-	-	-	1v4	-	-
	2	<23,5	-	1v3	-	-	-	-	1v3	-
	3	<10,0	-	1v3	-	-	-	-	-	2v2
	4	<23,5	-	-	1+v3	-	-	1v4	-	-
	5	<23,5	-	-	1+v3	-	-	-	2v3	-
	6	<23,5	-	-	1+v3	-	-	-	1v3	2v2
	7	<23,5	-	-	-	1v3	2v7	1v4*	-	-
	8	<23,5	-	-	-	1v3	2v7	-	1v3	-
	9	<23,5	-	-	-	1v3	2v7	-	-	2v2
	10	<23,5	-	-	-	ZUNA	1v7	ZUNA	-	-
Ausfall der Hauptwärmesenke mit funktionierendem Hauptspeisewasser	11	<23,5	1v3	-	-	-	-	1v4	-	-
	12	<23,5	1v3	-	-	-	-	-	1v3	-
	13	<23,5	1v3	-	-	-	-	-	-	3v3
	14	<23,5	-	1v3	-	-	-	1v4	-	-
	15	<23,5	-	1v3	-	-	-	-	2v3	-
	16	<23,5	-	-	1+v3	-	-	2v4	-	-
	17	<23,5	-	-	1+v3	-	-	1v4	2v2	-
	18	<10,0	-	-	1+v3	-	-	1v4	-	-
	19	<23,5	-	-	-	1v3	2v7	1v4*	-	-
	20	<23,5	-	-	-	1v3	2v7	-	1v3	-
	21	<23,5	-	-	-	ZUNA	1v7	ZUNA	-	-

- $T_{\text{KOKA}} = 60 \text{ °C}$:
Nach dem Stand des Störfall-Leitschemas vom 10.03.92 wird bei dieser Temperatur des Kondensationskammerwassers und einem RDB-Druck von 6,9 MPa sowie einem Kondensationskammer-Füllstand von 2,00 m eine Druckentlastung von Hand durchgeführt, wenn zuvor die AM-Maßnahme F53 (Verstärkte Spülwassereinspeisung YT in den RDB) durchgeführt wird. Weiterhin wird der Lüftungsabschluß des Sicherheitsbehälters durchgeführt.
- $T_{\text{KOKA}} = 85 \text{ °C}$:
Bis zu dieser Temperatur ist die Funktion der TH-HD-Pumpen im sicheren Dauerbetrieb gewährleistet /RWE 91/.
- $T_{\text{KOKA}} = 90 \text{ °C}$:
Ab dieser Temperatur nimmt die Kondensationsfähigkeit der Wasservorlage ab, es können zunehmend Dampfblasen durch die Oberfläche des Kondensationskammerwassers austreten.
- $T_{\text{KOKA}} = 100 \text{ °C}$:
Bis zu dieser Temperatur ist die Funktion der Primärfüllpumpen gewährleistet /RÜT 91/.
- $T_{\text{KOKA}} = 150 \text{ °C}$:
Die Auslegungstemperatur der Nachkühlssysteme ist erreicht. Bei einem Überschreiten dieser Temperatur wird ein Versagen der Systemfunktion EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM angenommen.

Die Zeiten, in denen diese Temperaturen erreicht werden, sind davon abhängig, welche Ausgangstemperatur (28 °C bis 32 °C) beim Eintritt des "AHWS" in der Kondensationskammer herrscht, und ob die Systemfunktion EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM verfügbar ist. In diesem Fall wird während des Zeitraums der Bespeisung mit dem RL-System zusätzlich zur Nachwärme die Enthalpie des Speisewassers in die Kondensationskammer eingetragen. In der Tabelle 3.17 sind die ermittelten Aufheizzeiten eingetragen.

Tabelle 3.17 Aufheizzeiten des Kondensationskammerwassers bei ausgefallener NACHWÄRMEABFUHR (in Minuten)

Ausgangsbedingungen		Kondensationskammerwasser-Temperatur						100°C	150°C
		36°C	40°C	60°C	85°C	90°C			
RL-Einspeisung	28°C	6	14	60	150	170	190	600	
	30°C	4	10	55	140	160			
	32°C	1	6	50	135	155			
TH-Einspeisung	28°C	4	11	90	215	240	270		
	30°C	3	7	80	205	230			
	32°C	1	4	75	195	220			

Die unterschiedliche Ausgangstemperatur des Kondensationskammerwassers hat, ausgehend von der Mitteltemperatur, eine maximale Bandbreite von +/- 10 Minuten in den Zeiten bis zum Erreichen kritischer Temperaturen zur Folge. Eine Einspeisung mit dem TH- anstelle des RL-Systems führt dagegen zu einem Unterschied von 70 Minuten, bis eine Temperatur von 90 °C erreicht wird. Die Zeitangaben für Temperaturen oberhalb von 85 °C sind bei der TH-Bespeisung fiktiv, da ab 85 °C der sichere Dauerbetrieb der TH-HD-Pumpen nicht mehr gewährleistet ist. Im Intervallbetrieb mit zwischenzeitlichen Abkühlphasen können die Pumpen bis zu einer höheren, jedoch nicht quantifizierten Temperatur funktionieren. Eine Differenzierung der Aufheizzeiten bei einer Kondensationskammerwasser-Temperatur von 100 °C ist nicht sinnvoll, da ab ca. 90 °C physikalische Effekte (z.B. Durchschlagen von Dampfblasen) auftreten, deren Einfluß auf den Zeitverlauf nur schwierig abzuschätzen ist.

Im Verlauf der Aufheizphase der Kondensationskammer kommt es zur Anregung einer DRUCKENTLASTUNG durch das Reaktorschutzsignal "Differenzdruck Druck- kammer-Reaktorgebäude > P10 (25 kPA)". Die Druckerhöhung wird durch das Durchschlagen von Dampfblasen, der zunehmenden Verdampfung des Kondensationskammerwassers und des daraus resultierenden Überströmens von Luft und Dampf aus der Kondensationskammer in die Druckkammer hervorgerufen. Eine Abschätzung ergab, daß die Anregung dieses Reaktorschutzsignals frühestens 240 Minuten nach dem Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR erfolgt.

Die Versagenstemperatur der Systeme zur NACHWÄRMEABFUHR von 150 °C wird nach Analysen mit dem Programm MARCH nach ca. 10 Stunden erreicht.

- Lastabtragung des Containments

In /EIB 87/ wird eine Abschätzung des Tragverhaltens des Spannbeton-Containments durchgeführt. Es wird darin differenziert nach der Belastbarkeit der Betonstrukturen und der Stahlteile. Die Lastabtragung der Betonstrukturen wird bei Temperaturen von 100 °C und 300 °C, die der Stahlteile bei 150 °C und 300 °C untersucht. Bezüglich der Betonstrukturen wird festgestellt, daß ein Versagen bei einer Temperatur von 100 °C nicht vor etwa 1,05 MPa und bei einer Temperatur von 300 °C nicht vor ca. 0,75 MPa erfolgen wird. Weiterhin wird festgestellt, daß die Verankerungen der Stahl-einbauteile in der Betonstruktur keine Schwachstellen darstellen. Die Stahlteile des Containments können bei einer Temperatur von $T = 150$ °C einen maximalen inneren Überdruck von $p = 0,76$ MPa abtragen. Bei einem höheren Druck öffnet die Flanschverbindung des Ladedeckels XE05, und bei höherer Temperatur zersetzen sich die Weichstoffdichtungen der Durchdringungsabschlüsse. Nach dem Einbau geeigneter Dichtungswerkstoffe kann nach /EIB 87/ bei einer Temperatur von $T = 300$ °C ein innerer Überdruck von $p = 0,6$ MPa abgetragen werden.

Zur Ausnutzung der Druckreserven des Sicherheitsbehälters wurde mit den Änderungsanträgen 34/89 und 36/89 eine Erhöhung der Anzahl der Spannelemente der Flanschverbindung des Ladedeckels XE05 und des Montagedeckels XE01 beantragt und durchgeführt. In /TÜV 91/ wird festgestellt, daß die Deckel dann einem Innendruck von 0,11 MPa bei 200 °C standhalten.

Die Untersuchungsergebnisse aus /EIB 87/ können nicht ohne weiteres auf die Kondensationskammer übertragen werden, deren Auslegungstemperatur, bedingt durch die Festlegung im Genehmigungsverfahren, 100 °C beträgt. In einer ergänzenden Untersuchung /HOC 92/ wird durch eine Plausibilitätsbetrachtung auf der Basis der Ergebnisse in /EIB 87/ festgestellt, daß die Verbindung von Liner und Beton einer Belastung von 1,0 MPa bei einer Temperatur von 185 °C standhält.

In dieser Analyse wird davon ausgegangen, daß die Kondensationskammer die thermische und hydraulische Belastung bei einem Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR abtragen kann.

■ DRUCKENTLASTUNG

Die Systemfunktion DRUCKENTLASTUNG wird bei einem Absinken des RDB-Füllstandes unter 11,00 m (LT3) angefordert. Bei ausgefallener HD-Einspeisung wird dieser Grenzwert ca. 10 Minuten nach dem Eintritt der Transiente erreicht. Es wird zunächst eine langsame automatische Druckentlastung (LADE) mit zwei S+E-Ventilen angeregt. Steht das Signal LT3 länger als 200 s an (LT4), öffnen vier weitere Ventile (SCHADE). Die Druckabsenkung in den Niederdruckbereich ($< 1,4$ MPa) erfolgt mit zwei S+E-Ventilen innerhalb von ca. 10 Minuten und mit sechs S+E-Ventilen innerhalb von ca. 5 Minuten.

Bei einem Versagen der automatischen Druckentlastung sollen nach BHB (T3, K1D, D120) die S+E-Ventile TK41S231 und TK41S211 manuell von der Hauptwarte geöffnet werden. Sobald der RDB-Druck auf $p < 3,0$ MPa abgesunken ist, sollen weiterhin das S+E-Ventil TK21S231 von der Hauptwarte, die S+E-Ventile TK11S211 und TK31S221 von der Teilsteuereinrichtung 2 und die S+E-Ventile TK21S211 und TK41S211 von der Teilsteuereinrichtung 3 manuell geöffnet werden. Nach einem Versagen der automatischen Druckentlastung (sechs S+E-Ventile) können somit insgesamt sieben S+E-Ventile manuell geöffnet werden. Die Anzahl der zu öffnenden Ventile soll jedoch je nach Erfordernis gewählt werden. Als Anhaltspunkt bei entblößtem Kern wird ein einzustellender Dampfmassenstrom von $m_D > 130$ kg/s angegeben. Als weiterer Anhaltspunkt hierzu wird auf dem Übersichtsschema zum Kapitel 1 D auf eine auslegungsgemäß erforderliche Anzahl von drei S+E-Ventilen hingewiesen. Auf der Basis dieses Informationsstandes und vor dem Hintergrund des zeitintensiven Öffnens von den Teilsteuereinrichtungen aus ist zu erwarten, daß vom Operateur zunächst nur die drei von der Hauptwarte anzusteuernenden Ventile geöffnet werden.

Zur DRUCKENTLASTUNG ist das Öffnen und Offenhalten von S+E-Ventilen in einer Anzahl erforderlich, daß

- der Druckabfall auf den Einspeisedruck der Mittel- bzw. Niederdrucksysteme so schnell erfolgt, daß eine rechtzeitige Einspeisung gewährleistet ist und
- daß die der Nachwärmeleistung proportionale Dampfmenge bei dem für das Einspeisesystem erforderlichen Druck durch den freien Ventilquerschnitt abgeführt werden kann.

Untersuchungen zur Druckentlastung bei verschiedenen einspeisenden Systemen ergaben, daß die DRUCKENTLASTUNG dann den Anforderungen genügt, wenn

- 1 v 6 S+E-Ventilen automatisch öffnet und offenbleibt bei einer Einspeisung mit dem geplanten ZUNA-System (unterhalb von 4MPa möglich),
- 1 v 6 S+E-Ventilen automatisch öffnet und offenbleibt bei einer Einspeisung mit der RM/RL-Direktverbindung (unterhalb von 2MPa möglich),
- 2 v 6 S+E-Ventilen automatisch öffnen und offenbleiben bei einer Einspeisung mit den TH-ND-Strängen (unterhalb von 1,4 MPa möglich).

Bei einem Versagen der automatischen DRUCKENTLASTUNG ist die Systemfunktion noch erfüllt, wenn innerhalb von 30 Minuten

- n v 7 S+E-Ventile manuell geöffnet und offengehalten werden, wobei n = 1 oder 2 ist, entsprechend dem einspeisenden System.

Versagt die Systemfunktion DRUCKENTLASTUNG nach einem Ausfall der RDB-Bespeisung unmittelbar nach dem Eintritt der Transiente bei einer funktionierenden AUTOMATISCHEN DRUCKBEGRENZUNG, so muß innerhalb von 60 Minuten nach dem Erreichen von LT3 eine ausreichende Bespeisung bei hohem Druck durch interne Notfallmaßnahmen sichergestellt werden, um eine Aufheizung der Kernstrukturen zu verhindern.

Eine Druckentlastung ist auch bei einem Anstieg der Kondensationskammertemperatur auf 60 °C vorgesehen (siehe NACHWÄRMEABFUHR). Diese Druckentlastung wird jedoch nur dann durchgeführt, wenn zuvor die AM-Maßnahme F53 (verstärkte Spülwassereinspeisung) durchgeführt wird. Da in dieser Untersuchung AM-Maßnahmen nicht bewertet werden, wird diese Druckentlastung im weiteren nicht betrachtet.

Eine weitere Anregung einer DRUCKENTLASTUNG erfolgt nach einem Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR über das Differenzdruckkriterium P10 bei einem Differenzdruck von 25 kPa zwischen Druckkammer und Reaktorgebäude. Dieser Differenzdruck baut sich nach einer Aufheizung des Kondensationskammerwassers auf ca. 105 °C

durch Überströmen von Luft und Dampf in die Druckkammer auf. Bei Anstehen dieses Kriteriums wird durch den Reaktorschutz eine DRUCKENTLASTUNG mit zwei S+E-Ventilen (LADE) und nach einem Absinken des RDB-Druckes auf 2,9 MPa mit vier weiteren S+E-Ventilen (SCHADE) angeregt. Parallel dazu werden die Nachkühlketten in der Betriebsweise "RDB-Fluten" angeregt. Nach einer Abschätzung erfolgt die Anregung dieses Reaktorschutzsignals frühestens ca. 240 Minuten nach dem Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR. Bei ausgefallener Bespeisung und ausgefallener DRUCKENTLASTUNG kommt diese Anregung zu spät, um ein Aufheizen der Kernmaterialien zu verhindern. Sie kann daher lediglich einen Schädigungszustand bei hohem Druck in einen solchen bei niedrigem Druck überführen.

■ EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM

Die Systemfunktion EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM wird gleichzeitig mit der DRUCKENTLASTUNG und der EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM durch den Reaktorschutz bei einem RDB-Füllstand $L < LT3$ angeregt. Nach einer erfolgreichen DRUCKENTLASTUNG sinkt der Druck im RDB in Abhängigkeit von der Anzahl der geöffneten Ventile. Solange der Druck im RDB noch über der Förderhöhe der ND-Pumpen (1,4 MPa) liegt, fördern diese gegen die vom RDB-Druck geschlossen gehaltenen Rückschlagklappen der Einspeiseleitung. Bei einem Druck von 1,4 MPa beginnt die EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM und der RDB wird über die ND-Einspeiseleitungen, die in die Speisewasserleitungen einbinden, geflutet. Analog zur Reaktorschutzanregung der EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM erfolgt keine automatische Abschaltung der ND-Pumpen ("RDB-Fluten"). Das Kühlmittel wird über die offenen S+E-Ventile zurück in die Kondensationskammer geleitet. Ein Eingriff von Hand kann frühestens 5 Minuten nach dem Gehen des LT3-Signals erfolgen.

Die Anforderung an die EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM, den Kern mit Kühlmittel zu bedecken und bedeckt zu halten, wird erfüllt, wenn

- 1 v 3 TH-ND-Strängen

in den RDB einspeist.

Bei Berücksichtigung des geplanten ZUNA-Systems wird davon ausgegangen, daß 1 v 4 Strängen (3 x TH-ND, 1 x ZUNA) ausreicht, um den Kern bedeckt zu halten. Das

System wird in der Funktion "RDB-Fluten" angeregt, wenn der Grenzwert LT3 länger als 200 Sekunden ansteht (entspricht LT4). Die Einspeisung beginnt bei einem Unterschreiten des RDB-Drucks von ca. 4 MPa.

- Einspeisung mit den TH-Primärfüllpumpen

Nach einem Ausfall des ZUNA-Systems und der TH-ND-Stränge ist im NHB neben anderen Einspeisemöglichkeiten auch die selbsttätige Einspeisung in den RDB mit den Primärfüllpumpen des TH-Systems vorgesehen (T3, K2.18, F78). Bei einem Ausfall der ND-Pumpen können die Primärfüllpumpen in das TH-System und bei geöffnetem Einspeiseweg ab ca. 0,3 MPa in den RDB einspeisen. Eine nennenswerte Einspeisung in den RDB kann jedoch nur dann erfolgen, wenn die durch den Reaktor-schutz geöffneten ND-Mindestmengenleitungen geschlossen werden. Eine entsprechende Maßnahme ist bisher nicht vorgesehen, sie soll nach Aussage des Betreibers in das Störfall-Leitschema aufgenommen werden.

Zur Beurteilung der Wirksamkeit der Einspeisung mit den Primärfüllpumpen sind darüber hinaus noch detaillierte thermohydraulische Untersuchungen erforderlich.

Aufgrund dieser noch offenen Punkte wird eine Einspeisung mit den Primärfüllpumpen in dieser Untersuchung nicht berücksichtigt.

- Einspeisung mit RM/RL-Direktverbindung

Die RM/RL-Verbindungsleitung ist eine Direktverbindung des Hauptkondensatsystems (RM) mit dem Hauptspeisewassersystem (RL) unter Umgehung des Speisewasserbehälters und der Hauptspeisewasserpumpen. Über diese Verbindung kann mit den Hauptkondensatpumpen nach dem automatischen Öffnen einer Absperrarmatur (bei $p_{RL} < 3 \text{ MPa}$ und $p_{RM} > 2,5 \text{ MPa}$) über die Anfahrregelstation und die Speisewasserleitungen in den RDB eingespeist werden. Ein eventuell vorliegender Durchdringungsabschluß der Speisewasserleitungen muß zuvor zurückgesetzt werden.

Die Systemfunktion wird nach einem Ausfall der Hochdruckeinspeisungen und des geplanten ZUNA-Systems angefordert, wenn der RDB-Druck auf den Einspeisedruck des Systems (ca. 2,5 MPa) abgesenkt wird. Eine DRUCKENTLASTUNG des RDB erfolgt ausschließlich durch das RDB-Füllstandskriterium LT3, nachdem das Kriterium "Kondensationskammerwasser-Temperatur > 60 °C" in der vorliegenden

Untersuchung nicht berücksichtigt wird. Nach einer Druckentlastung auf den Einspeisedruck von ca. 2 MPa können mit dem System die verfügbaren 130 m³ Kondensat in den RDB eingespeist werden. Da durch die Verdampfung des Kühlmittelinventars aufgrund der RDB-Druckentlastung und der Nachwärmeleistung wesentlich höhere Kondensatmengen erforderlich sind (> 200 m³), ist das System nicht geeignet, den RDB wieder aufzufüllen. Auch im Fall einer Nachspeisung durch die Kondensatzulaufregelung reicht die im Vergleich zur Einspeisemenge geringe Nachspeisemenge nicht aus, um die Abschaltung der RM-Pumpen ($L_{VWB} < 0,2 \text{ m}$) zu verhindern. Die Funktion hat in dieser Situation die Wirkung einer Verlängerung des Zeitraums der Kernkühlung.

Thermohydraulische Analysen der Vorgänge während einer Druckentlastung /POI 92/ zeigen jedoch, daß nicht die gesamte Kondensatmenge zu einer Zeitverlängerung beiträgt. Dies ist auf parallel ablaufende Ausdampfvorgänge in den Speisewasserleitungen zurückzuführen. Aufgrund der sehr raschen Druckabsenkung kann das Ausdampfen auch nicht durch die druckhaltende Wirkung der RM-Pumpen verhindert werden. Unabhängig davon, ob die RM/RL-Verbindung zur Verfügung steht, werden aufgrund dieses Effektes ca. 80 m³ Speisewasser in den RDB geschoben, vorausgesetzt, der Einspeiseweg ist offen. Ein geschlossener Einspeiseweg (Speisewasser-DDA) ist nach dem letzten Revisionsstand des Störfall-Leitschemas (10.03.1992) nur zu erwarten, wenn zuvor die Füllstandsmarke LH3 erreicht wurde. Ein DDA-RL von Hand ist bei einer Druckabsenkung nicht mehr vorgesehen.

Die Nettowirksamkeit der RM/RL-Verbindung reduziert sich somit auf ca. 50 m³, die bei Verfügbarkeit dieser Systemfunktion zusätzlich in den RDB eingespeist werden können.

Wird während einer Druckentlastung des RDB der Füllstand mit den TH-HD-Pumpen gehalten, kann die RM/RL-Verbindung nach einem Ausfall der TH-HD-Pumpen die Füllstandshaltung übernehmen, da nur die durch die Nachwärmeleistung verdampfte Kühlmittelmenge ersetzt werden muß. Eingeschränkt ist die Nutzung der RM/RL-Verbindung in diesem Fall durch mögliche Durchdringungsabschlüsse der Speisewasserleitungen. Bei ausgefallener NACHWÄRMEABFUHR erfolgt ein DDA-RL nach dem Erreichen des Kriteriums P10 nach frühestens ca. 240 Minuten (s. Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR). Zu einem wesentlich früheren Zeitpunkt kann ein DDA-RL durch das Kriterium LH3 ausgelöst werden. Dieser Füllstand kann beim "RDB-Fluten"

oder durch das Ausdampfen der Speisewasserleitungen erreicht werden. Bei einem RDB-Druck $p_{\text{RDB}} > 0,9 \text{ MPa}$ erfolgt dann automatisch ein DDA-RL durch den Reaktorschutz. Nach einem Rücksetzen des DDA-RL kann die Einspeisung wieder aktiviert werden, diese Handmaßnahme wurde in dieser Analyse jedoch nicht bewertet.

Nach einer Nutzung des Speisewassersystems zur Füllstandshaltung des RDB kann die RM/RL-Direktverbindung nach einem Ausfall der Hochdruck-Einspeisesysteme nur dann genutzt werden, wenn durch die Füllstandshaltung des Verweilbehälters (Kondensatzulaufregelung) eine Nachspeisung des zur Füllstandshaltung des Speisewasserbehälters entnommenen Kondensats erfolgte.

- Passive Entleerung des Speisewasserbehälters

Nach einem Ausfall aller aktiven Systeme zur Füllstandshaltung des RDB kann nach einer weiteren Druckabsenkung im RDB der Inhalt des Speisewasserbehälters durch den Dampfdruck über die Anfahrregelstation in den RDB überströmen (BHB, T3, K1F, F71 bzw. NHB, T3, K2.11 und F71). Voraussetzung für eine rechtzeitige Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel ist ein ausreichend hohes Druckniveau im Speisewasserbehälter. Bei einer erfolgreichen Einspeisung kann Zeit bis zur Bereitstellung eines aktiven Einspeisesystems gewonnen werden, mit dem dann der Kern in einem sicheren Zustand gehalten werden kann.

Nach einem Ausfall der Hauptwärmesenke wird der Speisewasserbehälter durch rücklaufende Kondensate aus den Anzapfleitungen und durch die Kondensatablaufregelung auf einen Füllstand von $L_{\text{SPWB}} = 2,55 \text{ m}$ aufgefüllt. Eine Abschätzung zeigte, daß die Nachspeisung kalter Kondensate, ausgehend von einem Sollfüllstand von 2,10 m, innerhalb von wenigen Minuten zu einer Druckabsenkung auf $p_{\text{SPWB}} < 0,3 \text{ MPa}$ führt. Dieses Druckniveau ist zu niedrig, um eine rechtzeitige Entleerung in den RDB zu gewährleisten.

Da die Stützbedampfung des Speisewasserbehälters bei einem Ausfall der Hauptwärmesenke nicht zur Verfügung steht, wird die passive Entleerung des Speisewasserbehälters während eines Ausfalls der Hauptwärmesenke nicht berücksichtigt. Eine rechtzeitige Nutzung ist nur dann möglich, wenn die Hauptkondensatpumpen zu Beginn einer Transiente ausfallen (z.B. Notstromfall) und damit eine Einspeisung von kaltem Kondensat in den Speisewasserbehälter unterbleibt.

Thermohydraulische Analysen zum Ausfall aller RDB-Einspeisungen bei Beginn der Transiente zeigen jedoch im Verlauf der schnellen Druckentlastung (SCHADE) ein Ausdampfen der Speisewasserleitungen, sobald der dort vorliegende Sättigungsdruck unterschritten wird. Durch diesen Effekt werden ca. 80 m³ Speisewasser in den RDB geschoben. Der Zeitpunkt der Kernaufheizung wird durch diese zusätzliche Kühlung um ca. 15 Minuten auf 30 Minuten verschoben.

■ DDA BEI ÜBERSPEISUNG

Eine Überspeisung des RDB bis oberhalb der Anschlußstutzen der Frischdampfleitungen erfordert einen Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen und der Hilfsdampfleitung. Die Überspeisung kann geplant erfolgen ("RDB-Fluten") oder durch das Versagen der Abschaltung eines Einspeisesystems verursacht werden.

Eine Überspeisung des RDB aufgrund des Ausfalls von Abschaltungen kann bei einer Bespeisung mit

- der Systemfunktion EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM oder
- der Systemfunktion EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM bei einer Anregung durch $L > LT3$

erfolgen.

Das fehlerhafte Hochfluten mit der Systemfunktion EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM wird als eigene Transiente ("Überspeisungstransiente") untersucht und daher im weiteren nicht betrachtet.

Bei der EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$ kann

- eine HD-Pumpe bei Einschaltung von Hand ($L = 13,00$ m) oder
- zwei HD-Pumpen durch betriebliche Anregung ($LT2 = 12,35$ m) oder
- eine HD-Pumpe auch ohne Vorpumpe durch Anregung bei $LT2.1 = 11,80$ m

in den RDB einspeisen. Es ist eine

- automatische Abschaltung aller HD-Pumpen und das Schließen der äußeren HD-Einspeise-Iso-Ventile nach Maßnahmegruppe F110 (BHB, T3, K1F) bei LH2 = 14,50 m und die
- automatische Abschaltung aller TH-Pumpen nach Maßnahmegruppe F140 bei LH3 = 15,60 m vorgesehen.

Fallen diese Abschaltungen bzw. eine alternative Abschaltung von Hand aus, erfolgt eine Überspeisung des RDB bei hohem Druck. Bei einem erfolgreichen Durchdringungsabschluß der Hilfs- und Frischdampfleitungen bei LH3 = 15,60 m (Maßnahmegruppe F140) sind die S+E-Ventile in ihrer Integrität gefährdet, da sie nicht für eine Druckbegrenzung aus der unterkühlten Wasserphase ausgelegt sind (s. ÜBERSPEISUNGSSCHUTZ).

Ein auslegungsgemäßes Überspeisen des RDB ("RDB-Fluten") erfolgt nach Unterschreiten des RDB-Füllstandes unter den Grenzwert LT3 = 11,00 m durch die Systemfunktionen EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L < LT3$ bzw. der Funktion EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM, nachdem durch die gleichzeitig angeregte DRUCKENTLASTUNG der RDB-Druck auf 1,4 MPa abgesenkt wurde. Bei diesem Anregekriterium sollen alle drei TH-Stränge zum Fluten angeregt werden. Theoretische Überlegungen zu den thermohydraulischen Vorgängen kurze Zeit nach der Anregung lassen es jedoch möglich erscheinen, daß nur ein oder zwei Stränge angeregt werden (s. Systemfunktion EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L < LT3$). Nach einer Anregung durch LT3 (BHB, T3, K1F, Maßnahmegruppe F30) werden die Systeme bei hohem Füllstand nicht automatisch abgeschaltet. Über die offenen S+E-Ventile wird das Kühlmittel zurück in die Kondensationskammer geleitet.

Die automatische Anregung des Durchdringungsabschlusses der Frischdampfleitungen und der Hilfsdampfleitung erfolgt bei

- Füllstand LT3 = 11,00 m (Maßnahmegruppe F30) und bei
- Füllstand LH3 = 15,60 m (Maßnahmegruppe F140, BHB, T3, K1F).

Versagt der Durchdringungsabschluß, kann durch die dynamischen Belastungen die Integrität der betroffenen Leitung(en) gefährdet werden.

In Abhängigkeit vom Einspeisesystem, von dem die Überspeisung ausgelöst wird, der Anzahl der einspeisenden Stränge und dem Zeitpunkt des Beginns der Einspeisung stehen unterschiedlich lange Zeiten zur Verfügung, um bei einem Ausfall des automatisch ausgelösten DDA einen DDA von Hand einzuleiten. In Tabelle 3.18 sind die Zeiten angeführt, die dem Operateur zur Einleitung eines DDA von Hand zur Verfügung stehen, nachdem der DDA durch das Anregekriterium LT3 bzw. LH3 ausgefallen ist.

Tabelle 3.18 Zeiten bis zur Überspeisung bzw. bis zur Entleerung der KOKA in Abhängigkeit von der Anregung und den einspeisenden Strängen

Strang	Anregung Einspeisung/ Anzahl der Pumpen		Zeit [min]			
			bis zum Füllstand L = 16,50 m		bis zur Entleerung der KOKA*	
			von LH3	von LT3		
TH-HD-Pumpen	L = 13m	1	11	-	260	
	LT2	2	4	-	130	
	LT2.1	1	11	-	-	
	LT3	1	2	32	260	
		2	1	19	130	
		3	<1	13	90	
"RDB-Fluten" TH-HD TH-ND-Pumpen	+	LT3	1	~1	15	100
			2	<1	10	50
			3	<1	8	30
ZUNA	LT3+	1	2	23	250	
		200s				

* Bei der Ermittlung der Entleerungszeiten der Kondensationskammer wurde ein Rückspeisen über ein oder mehrere offene S+E-Ventile (z. B. zwei S+E-Ventile angeregt durch LT3) nicht berücksichtigt. Bei Berücksichtigung dieses Effektes verlängern sich die angegebenen Zeiten.

Der Berechnung der Zeiten wurden die Druck- und Füllstandsverläufe der thermohydraulischen Analysen zugrunde gelegt /POI 92/. Als Einspeiserate wurde für die HD-Pumpen bei hohem Druck $m = 72 \text{ kg/s}$, während der Druckabsenkung

$m = 130 \text{ kg/s}$ und unterhalb $1,4 \text{ MPa}$ $m = 190 \text{ kg/s}$ und Strang eingesetzt. Für die ND-Pumpen wurde eine mittlere Fördermenge von $m = 300 \text{ kg/s}$ und Strang und für das geplante ZUNA-System $m = 200 \text{ kg/s}$ abgeschätzt. Die Zeitangaben für das TH-HD-System nach einer Anregung durch LT3 wurden im Sinne einer oberen Abschätzung für eine Druckentlastung mit zwei S+E-Ventilen (d.h. Ausfall der SCHADE) und ohne Einspeisung der ND-Pumpen berechnet.

Falls die betroffene Leitung infolge der Überspeisung versagt, wird das Kühlmittel aus der Kondensationskammer über das Leck ausgespeist und steht zur Kühlung des Kerns nicht mehr zur Verfügung. Zum Verhalten der Frischdampfleitungen und der anschließenden Systeme nach einem Überspeisen des RDB mit Ausfall des Durchdringungsabschlusses liegen derzeit keine Untersuchungen vor.

Zusätzlich zu den Überspeisungszeiten sind in Tabelle 3.18 Zeiten angegeben, nach denen bei dem jeweils einspeisenden System die Kondensationskammer entleert sein könnte, wenn das System über den angegebenen Zeitraum mit der angegebenen Fördermenge aus der Kondensationskammer ausspeist. Die Zeiten sind als Orientierungswerte zu verstehen, da der ausgespeiste Massenstrom je nach Ablauf der Transiente sehr unterschiedlich sein kann.

Bei einem Verlust von Wasser aus der Kondensationskammer wird auch vom Füllstand der Kondensationskammer ein DDA-Kriterium abgeleitet. Ist $L_{\text{KOKA}} < 1,80 \text{ m}$ (Normalfüllstand $L_{\text{KOKA}} = 2,00 \text{ m}$) und mindestens ein TH-System in Betrieb, soll nach Maßnahmegruppe N40 (BHB, T3, K1N) ein DDA der Frischdampfleitungen ausgelöst werden. Wurde(n) das (die) TH-System(e) durch den Reaktorschutz angeregt und ist $L_{\text{RDB}} > LH3$, sollen darüber hinaus die einspeisenden Systeme abgeschaltet werden (BHB, T3, K1N, Maßnahmegruppe N80 bzw. K1F, F160).

Eine Ausspeisung von Kühlmittel aus dem SB nach einem Folgeleck der betroffenen Leitung wird verhindert, wenn

- die einspeisenden Systeme abgeschaltet werden, bevor der Füllstand die Frischdampfleitungen erreicht

oder

- 1 v 2 der Durchdringungsarmaturen

in jedem Strang der vier Frischdampfleitungen und der Hilfsdampfleitung in den angegebenen Zeiträumen geschlossen werden.

Bei einem Frischdampfleitungsleck außerhalb des SB und Versagen des DDA kann beim bisherigen Anlagenzustand nach dem Abschalten der überspeisenden Stränge kein Abfahrkühlen betrieben werden, da der Füllstand im RDB hierzu bis über die Stutzenhöhe der Frischdampfleitungen angehoben werden muß. Beim sogenannten modifizierten Abfahrkühlbetrieb ist das Anheben des Füllstandes nicht mehr erforderlich, da die hierzu geplante Abfahrkühlleitung auf dem Niveau der Speisewasserleitungen an den RDB anschließt.

Bei entsprechender Auslegung ist mit dem modifizierten Abfahrkühlbetrieb die Möglichkeit gegeben, die Anlage auch bei einem Frischdampfleitungsleck und ausgefallenem DDA in einen kontrollierten, "unterkritisch kalten" Zustand zu überführen.

3.2.1.3 Beschreibung der Ereignisabläufe

Bei der Ereignisablaufanalyse werden ausgehend vom auslösenden Ereignis, dem Ausfall der Hauptwärmesenke, mögliche Abläufe unter Berücksichtigung der Funktion oder des Ausfalls der Systemfunktionen entsprechend ihren Mindestanforderungen betrachtet. Ausgehend vom auslösenden Ereignis werden die Ereignisabläufe soweit entwickelt, bis der Ablauf entweder als beherrscht eingestuft wird oder ein Gefährdungszustand eintritt. Die Gefährdungszustände sind gekennzeichnet durch charakteristische Anlagenzustände und durch die Zeiten bis zu deren Eintritt. Die Anlagenzustände sind folgendermaßen klassifiziert:

- b₁ Die Temperatur des Kondensationskammerwassers überschreitet 150 °C infolge Ausfalls der NACHWÄRMEABFUHR.
Oberhalb dieser Temperatur ist ein Betrieb der Niederdrucksysteme 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 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.

- b_2^* 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 zwei Tagen gefährdet.
- b_3 Der RDB-Füllstand erreicht die Kernunterkante infolge Ausfalls der RDB-Bespeisung.
- b_4 Der RDB-Druck überschreitet den 1,3fachen Auslegungsdruck (ca. 12 MPa) infolge Ausfalls der Druckbegrenzung des Reaktorkühlkreises.

Zur weiteren Kennzeichnung des Anlagenzustandes wird zwischen niedrigem Druck (ND), nach einer Druckentlastung, und hohem Druck (HD) im RDB bei Eintritt der Gefährdung unterschieden.

Neben den Anlagenzuständen b_1 bis b_4 bezeichnet

- a einen beherrschten Ereignisablauf,
- c_i den Übergang des Ereignisablaufs in ein anderes auslösendes Ereignis,
- d weist auf den jeweils im Ereignisablauf-Diagramm nicht dargestellten Teil hin.

In Bild 3.1 und 3.2 am Ende des Abschnitts 3.2 ist der Ereignisablauf des "Ausfalls der Hauptwärmesenke" (T3) und des "Ausfalls der Hauptwärmesenke mit Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" (T3T2) dargestellt. Für jeden Ereignisablaufpfad ist der Gefährdungszustand, bestehend aus dem frühestmöglichen Zeitpunkt einer

Gefährdung und dem dann vorliegenden Anlagenzustand (Kategorie und RDB-Druckniveau), angegeben. Die Ermittlung des frühestmöglichen Zeitpunktes für den Eintritt einer Gefährdung erfolgt immer für die Transiente T3T2.

Das Ereignisablaufdiagramm der Transiente T3 besteht aus insgesamt 59 Ablaufpfaden, dasjenige der Transiente T3T2 aus 54 Ablaufpfaden. Aus Gründen der Vereinfachung sind beide Transienten in einem Ereignisablauf dargestellt, bei der Transiente T3T2 (mit Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung) gelten die Pfade 1 bis 3 und 31, 32 nicht.

Zur übersichtlicheren Darstellung sind in Bild 3.1 die Ereignisabläufe dargestellt, die sich ergeben, wenn die Systemfunktion SCHLIESSEN DER TK-VENTILE funktioniert. Die Ereignisabläufe nach einem Ausfall dieser Systemfunktion sind in Bild 3.2 dargestellt. Die Kennzeichnung "d" weist auf den jeweils anderen Teil des Ereignisablaufdiagramms hin.

Bei der Ereignisablaufanalyse wurde nicht berücksichtigt, daß die Hauptwärmesenke und das Hauptspeisewassersystem mit einer gewissen Wahrscheinlichkeit innerhalb einer bestimmten Zeit nach Auslösung der Transiente wieder in Betrieb genommen werden können. Die Anlagenzustände b1 und b3 werden jedoch nur dann erreicht, wenn es nicht gelingt, die Hauptwärmesenke bzw. das Hauptspeisewassersystem innerhalb der angegebenen Zeiten wiederherzustellen.

Nachfolgend werden die in den Bildern 3.1 und 3.2 dargestellten Ereignisabläufe diskutiert und die charakteristischen Merkmale der Ablaufpfade beschrieben. Bei den Ereignisablaufpfaden 4 - 30 und 33 - 59 wird dabei von einer Transiente T3T2 ausgegangen.

■ **Füllstandshaltung mit EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM und EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$ und $L < LT3$**
Pfade 1 bis 20

Die Hochdruckeinspeisungen werden von den Systemfunktionen EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM (nur bei T3) und EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM erfüllt.

Erfolgt eine EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM oder eine EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$, kann der RDB mit diesen Einspeisefunktionen bei funktionierender RESA, AUTOMATISCHER DRUCKBEGRENZUNG und dem SCHLIESSEN DER TK-VENTILE bei ebenfalls gewährleisteter NACHWÄRMEABFUHR auf Druck und Temperatur gehalten werden. Die Transiente ist dann beherrscht (Pfad 1,4).

Der Ausfall der Funktion EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM beinhaltet, daß entweder die Umschaltung auf die Anfahrregelstation nicht funktioniert (System fällt aus) oder daß die Regelung nicht funktioniert und das System aufgrund zu hoher Förderleistung abgeschaltet wird. Die Funktion des Systems beinhaltet demzufolge, daß das System geregelt einspeist oder überspeist und nicht abgeschaltet wird. Der Ausfall der Funktion ÜBERSPEISUNGSSCHUTZ beinhaltet die Fälle, in denen mit der Systemfunktion EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM überspeist wird und keine Abschaltung erfolgte. Der Pfad 3 führt daher zur "Überspeisungstransiente" (T5). In allen Fällen, in denen der ÜBERSPEISUNGSSCHUTZ nicht ausgefallen ist, wird davon ausgegangen, daß das RL-System über den Zeitraum des "Ausfalls der Hauptwärmesenke" zur Verfügung steht. Eine Abschaltung des Systems aufgrund des Ausfalls der Füllstandshaltung der Kondensationskammer wird nicht unterstellt.

Der Ereignisablaufpfad 2 berücksichtigt einen Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR während einer EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM. Das Kondensationskammerwasser heizt sich bei einem Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR kontinuierlich auf. Im Fall einer EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM kann die Einspeisung zunächst unabhängig von der Temperatur des Kondensationskammerwassers aufrechterhalten werden, falls es zu keinen Folgeausfällen aufgrund zu hoher Temperatur des in den Kreislauf zur Kühlmittelaufbereitung zurückgespeisten Kondensationskammerwassers kommt.

Nach ca. 600 Minuten ist die Temperatur des Kondensationskammerwassers auf 150 °C angestiegen. Die NACHWÄRMEABFUHR kann ab diesem Zeitpunkt aufgrund des Erreichens der maximalen Betriebstemperatur der ND-Pumpen nicht mehr aktiviert werden (Pfad 2). Die Nachwärme kann dann noch durch eine gefilterte Druckentlastung des SB (Venting) abgeführt werden. Als anlageninterne Notfallmaßnahme wird das Venting in dieser Analyse nicht weiter betrachtet.

Bei allen Pfaden mit einer funktionierenden Einspeisung ist bei einem durch Turbinenschnellschluß ohne Frischdampfumleitstation ausgelösten "Ausfall der Hauptwärmenenke" eine Überspeisung (Anlagenzustand b_2) möglich, die die Funktion DDA BEI ÜBERSPEISUNG anfordert (Pfade 5, 7, 12, 14 ...). Zu einer Überspeisung kommt es nach dem Ausfall der in Abschnitt 3.2.1.2 genannten Abschaltungen bzw. auslegungsgemäß nach einer Anregung der Systemfunktion EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L < LT3$. Zu einem Anlagenzustand b_2 kommt es dann, wenn die betroffene Leitung infolge der Überspeisung bricht und Kühlmittel aus dem SB ausgespeist wird. Durch Abschalten der Pumpen von Hand kann die Ausspeisung beendet werden (bei einer Anregung durch den Reaktorschutz erst nach Ablauf des 5-Minuten-Kriteriums). Nach Installation der modifizierten Abfahrkühlleitung auf dem Niveau der Speisewasserleitungen ist ein Übergang auf das modifizierte Abfahrkühlen möglich. Die angegebenen Zeiten der Pfade mit den Anlagenzuständen b_2 setzen sich zusammen aus

- der Zeit, die vom Eintritt der Transiente bis zum Ausdampfen des Kühlmittels bis zur Anregermarke für die Einspeisung vergeht und
- der Zeit vom Erreichen der Anregermarke bis zur Überspeisung bei 16,50 m.

Bezüglich der Förderleistung und der Verdampfungsrate während des Zeitraums der Überspeisung werden die in Abschnitt 3.2.1.2 getroffenen Annahmen verwendet. Im Fall der EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$ wird dabei von einer Anregung der TH-HD-Pumpen über die betriebliche Automatik bei LT2 ausgegangen. Die Möglichkeit einer Überspeisung mit einer von Hand bzw. bei LT2.1 angeregten TH-HD-Pumpe wurde überprüft, die Zeit bis zur Überspeisung ist jedoch erheblich länger als bei einer Einspeisung mit zwei TH-HD-Pumpen.

Die so ermittelten Zeitspannen liegen zwischen 11 Minuten (Pfad 5, Bespeisung mit zwei betrieblich angeregten TH-HD-Pumpen) und 18 Minuten (Pfad 14, 22, "RDB-Fluten" mit drei TH-HD- und TH-ND-Pumpen). Werden beim Füllstand $L < LT3$ nur ein oder zwei TH-Stränge zur Einspeisung angeregt, verlängern sich die Zeiten um ca. 2 Minuten (zwei TH-Stränge speisen ein) bis 7 Minuten (ein TH-Strang speist ein). Speist nur das geplante ZUNA-System ein, ist eine Überspeisung erst nach ca. 30 Minuten zu erwarten.

Wurde der "Ausfall der Hauptwärmesenke" durch einen Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen ausgelöst, bezieht sich die Möglichkeit einer Überspeisung mit nachfolgendem Leck ausschließlich auf die Hilfsdampfleitung.

Bei einer Überspeisung des RDB mit dem TH-HD-System bei hohem Druck und einem Ausfall des ÜBERSPEISUNGSSCHUTZES wird in dieser Analyse von einem Folgeleck innerhalb des SB ausgegangen (Pfad 11, KMV). Fällt die Systemfunktion DDA BEI ÜBERSPEISUNG aus, kann dies zu einem Folgeleck außerhalb des SB führen (Pfad 12, b₂).

Ein Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR hat durch die Aufheizung des Kondensationskammerwassers auch einen Ausfall der Einspeisefunktion EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$ zur Folge (Pfade 6 bis 10). Ab einer Kondensationskammerwasser-Temperatur von 85 °C ist ein sicherer Dauerbetrieb der TH-HD-Pumpen nicht mehr möglich. Die Zeitspanne bis zur Aufheizung des Kondensationskammerwassers auf diese Temperatur beträgt ca. 195-210 Minuten. Da die Druckentlastung aufgrund zu hoher Temperatur des Kondensationskammerwassers in KRB-II nicht berücksichtigt wird, erfolgt die Anregung der DRUCKENTLASTUNG nach dem Ausfall der Pumpen und einer Füllstandabsenkung auf LT3 oder von Hand nach Unterschreiten der Füllstandmarke LT2. Nach erfolgreicher DRUCKENTLASTUNG kann die Füllstandshaltung des RDB mit der Systemfunktion EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM erfolgen, vorausgesetzt, die NACHWÄRMEABFUHR ist nicht auf einen Ausfall der TH-ND-Pumpen zurückzuführen. Nach der Aufheizung des Kondensationskammerwassers auf 150 °C nach ca. 600 Minuten fällt diese Bespeisungsmöglichkeit ebenfalls aus (Pfad 6, b₁). Die NACHWÄRMEABFUHR kann dann nur noch durch eine gefilterte Druckentlastung des SB im Rahmen von anlageninternen Notfallmaßnahmen erfolgen.

Das "RDB-Fluten" mit dem TH-ND-System kann bei einem Ausfall des DDA BEI ÜBERSPEISUNG bereits zu früheren Zeitpunkten zu einem Anlagenzustand b₂ führen (Pfad 7, b₂). Die angegebene Zeit von 240 Minuten berücksichtigt einen Zeitraum von 195 Minuten bis zum Aufheizen des Kondensationskammerwassers auf 85 °C.

Ist der Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR darauf zurückzuführen, daß sowohl alle TH-ND-Pumpen als auch das ZUNA-System ausgefallen sind (die EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$ konnte dann nur mit der TH14-Pumpe

ohne Vorstufe erfolgen), steht kein auslegungsgemäß vorgesehene Niederdrucksystem zur dauerhaften Bespeisung des RDB mehr zur Verfügung (Pfad 9, b_3). Das Ausdampfen des RDB erfolgt unter Berücksichtigung des Ausdampfens der Speisewasserleitungen innerhalb von ca. 330 Minuten. Nach dieser Zeit ist mit dem Beginn der Aufheizung der Kernstrukturen zu rechnen. Ohne das Ausdampfen der Speisewasserleitungen verkürzt sich die Zeit auf ca. 300 Minuten. Steht während der Zeit bis zur Freilegung des Kerns das YT- und TE-System mit der betrieblichen Fördermenge zur Verfügung, verlängert sich der Zeitraum bis zum Erreichen des Anlagenzustandes um ca. 60 Minuten.

Ist eine EINSPEISUNG MIT RM/RL-DIREKTVERBINDUNG möglich (Nettowirksamkeit ca. 50m^3 Kondensat), wird im Vergleich zu Pfad 9 bei Pfad 8 der Anlagenzustand b_3 erst nach ca. 390 Minuten erreicht. Durch die Druckentlastung des RDB bei ausgefallener Bespeisung ist der Kühlmittelbedarf so groß, daß der Kondensatvorrat inklusive der möglichen Nachspeisung nicht ausreicht, den RDB-Füllstand bis auf den Sollwert LH2 anzuheben. Die Kondensatpumpen werden durch "Schutz aus" abgeschaltet. Bei diesem Ereignisablauf kann mit der RM/RL-Verbindung eine zeitliche Verzögerung bis zum Eintreten des Gefährdungszustandes erreicht werden.

Fällt auch die Systemfunktion DRUCKENTLASTUNG aus (Pfad 10, b_3), stellt sich ein Anlagenzustand b_3 bei hohem RDB-Druck ein. Nach dem Ausfall der TH-HD-Pumpen nach ca. 195 Minuten dampft der RDB innerhalb von ca. 300 Minuten (ausgehend vom Beginn der Transiente) bis in den Bereich der aktiven Zone aus. Nach diesem Zeitraum ist mit dem Beginn der Aufheizung der Kernmaterialien zu rechnen. Funktioniert über den Zeitraum des Ausdampfens noch das YT- und TE-System (Voraussetzung ist eine ausreichende Nachspeisung des Kondensatvorratsbehälters), verlängert sich der Zeitraum von 300 Minuten auf ca. 400 Minuten. Die Möglichkeit zu einem Niederdruckpfad ist in diesem Fall noch durch die Anregung einer Druckentlastung bei "Differenzdruck Druckkammer-Reaktorgebäude > P10" gegeben. Diese für Störfälle mit Kühlmittelverlust gedachte Anregung erfolgt frühestens nach ca. 240 Minuten. Diese Möglichkeit wird hier nicht weiter betrachtet, da zum einen die Ermittlung des Zeitpunkts der Anregung aufgrund der komplexen physikalischen Effekte mit einer großen Unsicherheit behaftet ist und zum anderen der Erfolg einer Anregung (d. h. rechtzeitige Einspeisung mit einem ND-System) bisher nicht ausreichend durch thermohydraulische Analysen belegt werden kann.

Nach einem Ausfall der EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$ erfolgt eine Anregung dieser Systemfunktion in der Betriebsweise "RDB-Fluten" durch $L < LT3$. Gleichzeitig wird die DRUCKENTLASTUNG und die EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM angeregt (Pfade 13 bis 20).

Funktioniert die EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L < LT3$ bei vorhandener NACHWÄRMEABFUHR, dann ist die Transiente beherrscht (Pfad 13). Fällt der Durchdringungsabschluß in einer Dampfleitung nach der Anregung durch $LT3$ aus, führt dies aufgrund des eingeleiteten "RDB-Flutens" zu einem Anlagenzustand b_2 , wenn ein Folgebruch der Leitung auftritt (Pfad 14, b_2).

Ein Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR bei einer EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L < LT3$ führt zu den Ereignisabläufen 15 bis 18. Während bei einer EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L < LT3$ die HD-Pumpen bei ausgefallener NACHWÄRMEABFUHR mindestens 195 Minuten zur Verfügung stehen, verkürzt sich diese Zeit aufgrund des Temperaturhubs des Kondensationskammerwassers während der DRUCKENTLASTUNG und dem RDB-Fluten bei der EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L < LT3$ auf ca. 75 Minuten. Zum Zeitpunkt des Ausfalls der HD-Pumpen ist der RDB dann druckentlastet und bis zu den Frischdampfleitungen mit Kühlmittel gefüllt.

Funktioniert weiterhin die EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM, wird der RDB mit den ND-Pumpen geflutet, bis das Kondensationskammerwasser nach ca. 600 Minuten eine Temperatur von 150 °C , der maximalen Betriebstemperatur der ND-Pumpen, erreicht hat (Pfad 15, b_1). Die ND-Pumpen fallen infolge des Ausfalls der NACHWÄRMEABFUHR aus und der RDB dampft bei niedrigem Druck aus, wenn keine ND-Bespeisung im Rahmen von anlageninternen Notfallmaßnahmen bereitgestellt werden kann.

Sind die ND-Pumpen ausgefallen, dampft der RDB nach dem Ausfall der HD-Pumpen aus, bis nach ca. 350 Minuten eine Kernaufheizung aufgrund des Erreichens des Anlagenzustandes b_3 einsetzt (Pfad 17, b_3). Speist während dieser Zeit auch das YT- und TE-System in den RDB, kann die Zeit um ca. 150 Minuten verlängert werden.

Die EINSPEISUNG MIT RM/RL-DIREKTVERBINDUNG kann in dieser Situation nicht genutzt werden, da durch das "RDB-Fluten" die Füllstandsmarke LH3 erreicht und

infolgedessen ein DDA-RL ausgelöst wurde. Es wird davon ausgegangen, daß bei einer DRUCKENTLASTUNG mit zwei S+E-Ventilen und Einspeisen mit drei TH-Strängen der Füllstand LH3 erreicht wird, bevor der RDB-Druck unter 0,9 MPa abgefallen ist. Bei $L_{RDB} > LH3$ und $p_{RDB} < 0,9$ MPa erfolgt kein DDA-RL. Aufgrund der ausgefallenen NACHWÄRMEABFUHR würde der DDA-RL jedoch spätestens nach dem Erreichen des Kriteriums P10 ausgelöst.

Fällt nach der Anregung durch den Grenzwert $L < LT3$ auch die DRUCKENTLASTUNG aus (Pfad 18, b_3), liegt eine zu Pfad 10 vergleichbare Situation vor. Der Anlagenzustand b_3 wird jedoch aufgrund des Temperaturhubes des Kondensationskammerwassers durch das RDB-Fluten etwas früher erreicht (240 Minuten bei Pfad 18 anstelle von 300 Minuten bei Pfad 10).

Der Ausfall der DRUCKENTLASTUNG und das Versagen des Öffnens von 1 v 3 Bypassventilen hat auch einen Ausfall des ÜBERSPEISUNGSSCHUTZES zur Folge (Pfade 19, 20). In diesem Fall werden die S+E-Ventile ebenfalls mit unterkühltem Wasser bei hohem RDB-Druck beaufschlagt. Analog zu den Pfaden 11 und 12 führt der Pfad 19 bei erfolgreichem DDA zu einem Leck innerhalb des SB bzw. Pfad 20 bei Versagen des DDA und Folgeleck der Leitung zu einem Anlagenzustand b_2 .

■ **Ausfall der Hochdruckeinspeisungen** **Pfade 21 bis 30**

Nach einem Ausfall der Hochdruckeinspeisungen kann der Kern nach einer DRUCKENTLASTUNG mit der EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM bedeckt gehalten werden. Ist außerdem die Systemfunktion NACHWÄRMEABFUHR verfügbar, ist der Ereignisablauf beherrscht (Pfad 21). Da die Bespeisung in der Betriebsweise "RDB-Fluten" angeregt wird, führt das Versagen eines Durchdringungsabschlusses und einem durch das Fluten der Leitungen verursachten Folgeleck frühzeitig zu einem Anlagenzustand b_2 (Pfad 22, b_2).

Fällt zusätzlich zu den HD-Einspeisungen auch die TH-ND- und die ZUNA-Einspeisung aus, steht kein auslegungsgemäßes Bespeisungssystem mehr zur Verfügung. Unter Berücksichtigung des Ausdampfens der Speisewasserleitungen beginnt in diesem Fall nach ca. 30 Minuten die Aufheizung der Kernstrukturen (Pfad 24, b_3).

Ist das Ausdampfen der Speisewasserleitungen nicht möglich (z. B. bei einem DDA-RL), tritt der Anlagenzustand b_3 bereits nach ca. 15 Minuten ein. Unter Berücksichtigung der Einspeisemengen des YT- und TE-Systems verlängern sich die Zeiten um jeweils ca. 5 Minuten.

Die Systemfunktion EINSPEISEN MIT RM/RL-VERBINDUNG kann analog zu Pfad 8 eine Verlängerung des Zeitraumes von 30 auf 65 Minuten bis zum Erreichen des Anlagenzustandes b_3 (Pfad 23, b_3) bewirken. Aufgrund des Masseverlustes an Kühlmittel im RDB durch die DRUCKENTLASTUNG ist der Bedarf an Kühlmittel wesentlich größer, als aus dem Verweilbehälter bereitgestellt werden kann. Dies führt dann zur Abschaltung der Hauptkondensatpumpen durch "Schutz aus".

Fällt die DRUCKENTLASTUNG aus (Pfad 25, b_3), dampft der RDB bei hohem Druck aus, bis nach ca. 60 Minuten der Anlagenzustand b_3 erreicht wird. Bei einer Einspeisung des YT- und TE-Systems mit der betrieblichen Fördermenge verlängert sich diese Zeit um ca. 15 Minuten.

Bei einem Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR ist eine Bespeisung des RDB mit der Systemfunktion EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM nur bis zu einer Temperatur des Kondensationskammerwassers von 150 °C möglich (Pfad 26, b_1). Dies setzt aber voraus, daß die NACHWÄRMEABFUHR nicht durch einen Ausfall der TH-ND-Pumpen verursacht und damit gleichzeitig die Bespeisung ausgefallen ist. Der Pfad 26 führt daher, im Gegensatz zu Pfad 21 (beherrscht), nach ca. 600 Minuten zum Anlagenzustand b_1 .

- **Offenbleiben von TK-Ventilen**
Pfad 31 bis 57

Bei einem Versagen der Systemfunktion SCHLIESSEN DER TK-VENTILE erfolgt eine Druckentlastung des RDB über das (die) fehlerhaft offene(n) TK-Ventil(e), so daß alle möglichen Ereignisabläufe bei niedrigem RDB-Druck erfolgen. Die Ereignisabläufe 31 bis 57 sind daher weitgehend identisch zu den Abläufen 1 bis 30, aufgrund der Druckentlastung gleich zu Beginn der Transiente ergeben sich jedoch bei verschiedenen Pfaden andere Zeiten bis zum Erreichen des jeweiligen Anlagenzustandes.

Die Zeit bis zum Anlagenzustand b_2 des Pfades 34 (18 Minuten) ist geringfügig länger als diejenige des Pfades 5 (11 Minuten), da durch die Druckentlastung zusätzlich Kühlmittel aus dem RDB verdampft. Andererseits nimmt die Förderleistung der TH-HD-Pumpen aufgrund des abnehmenden Gegendrucks zu.

Bei einer EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L < LT3$ und ausgefallener NACHWÄRMEABFUHR führt der Energieeintrag in die Kondensationskammer aufgrund der Druckentlastung zu einem früheren Ausfall der TH-HD-Pumpen (Pfad 35 bis 38). Die Kondensationskammerwasser-Temperatur von 85°C , bis zu der ein sicherer Dauerbetrieb der TH-HD-Pumpen gewährleistet ist, wird dann bereits nach ca. 125 Minuten erreicht (ohne Druckentlastung nach ca. 195 Minuten). Darüber hinaus ist es erforderlich, die TH14-Pumpe nach der Druckabsenkung mit Vorpumpe zu betreiben, da diese ansonsten bereits vorher durch Kavitation ausfällt.

Um die EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM nach einem Ausfall der TH-HD-Pumpen zu ermöglichen (Pfad 35 und 41), ist bei einem fehlerhaft offenen S+E-Ventil das Öffnen von mindestens einem weiteren S+E-Ventil erforderlich.

Die Zeit bis zum Erreichen des Anlagenzustandes b_3 des Pfades 37 (360 Minuten) ist trotz des vergleichsweise früheren Ausfalls der TH-HD-Pumpen länger als diejenige des analogen Pfades 9 (330 Minuten) bei hohem RDB-Druck, da das Ausdampfen des RDB bei niedrigem Druck aufgrund der höheren Verdampfungsenthalpie des Kühlmittels länger dauert. Auf diesen zeitverlängernden Effekt bis zum Erreichen eines Gefährdungszustandes ist auch die im Vergleich zum Pfad 7 nur geringfügig kürzere Zeit des Pfades 36 zurückzuführen.

Die EINSPEISUNG MIT RM/RL-DIREKTVERBINDUNG tritt bei diesem Ereignisablauf in Wechselwirkung mit der EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$, ist jedoch letztlich nicht zur Zeitverlängerung nutzbar. Nach der ersten Füllstandshaltung mit den TH-HD-Pumpen ($LT2 < l_{\text{RDB}} < LH2$) während der Druckabsenkung speisen die RM-Pumpen ab ca. 2,5 MPa in den RDB, wenn der Füllstand LH2 wieder unterschreitet. Die TH-HD-Pumpen werden dann nicht mehr angeregt, da durch die RM-Nachspeisung LT2 nicht mehr erreicht wird. Sobald der Sättigungsdruck in den heißen Speisewasserleitungen unterschritten wird, kommt es zum Ausdampfen der Leitungen und infolgedessen zu einem Füllstandsanstieg über LH3. Der durch dieses Kriterium ausgelöste DDA-RL beendet die Einspeisung mit den RM-Pumpen.

Aufgrund der unwesentlichen zeitlichen Verlängerung durch diesen Ablauf wird die Funktion als Alternative zum Pfad 37 nicht abgefragt.

In dieser Analyse wird nicht unterstellt, daß das Ausdampfen der Speisewasserleitungen zu einem Zustand b_2 bei Ausfall des DDA führt, da nur ein begrenztes Volumen zur Verfügung steht.

Der Ereignisablauf 38 eröffnet auch bei ausgefallener DRUCKENTLASTUNG die Möglichkeit einer EINSPEISUNG MIT RM/RL-DIREKTVERBINDUNG, da hierzu ein offenes S+E-Ventil ausreichend ist. Da auch in diesem Fall ein DDA-RL infolge eines Füllstandsanstiegs über LH3 durch Ausdampfen der Speisewasserleitungen zu erwarten ist, wird eine entsprechende Verzweigung nicht vorgenommen.

Die Ereignispfade mit EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L < LT3$ und diejenigen mit ausgefallener HD-Einspeisung (Pfade 39 bis 57) sind zu den vergleichbaren Pfaden 13 bis 30 bei funktionierendem SCHLIESSEN DER TK-VENTILE nahezu identisch. Einzig die Füllstandsabsenkung bis zum Grenzwert $LT3$ verläuft mit einem offenen TK-Ventil schneller. Die Zeiten bis zu einer Überspeisung sind daher mit einem offenen TK-Ventil ca. 5 Minuten kürzer (z.B. Pfad 40, 13 Minuten im Vergleich zu Pfad 14, 18 Minuten).

Die schnellere Füllstands- und frühzeitige Druckabsenkung hat darüber hinaus Einfluß auf die Verfügbarkeit der EINSPEISUNG MIT RM/RL-DIREKTVERBINDUNG. Beim Ereignisablauf 43 wird im Gegensatz zu Pfad 17 davon ausgegangen, daß durch die schnellere Druckabsenkung der RDB-Druck 0,9 MPa bereits unterschritten hat, wenn der Füllstand LH3 erreicht. Die RM-Pumpen können dann nach dem Ausfall der TH-HD-Pumpen (wg. $T_{KOKA} > 85 \text{ °C}$) die Füllstandshaltung übernehmen, bis ein DDA-RL durch das P10-Kriterium ausgelöst wird. Die anschließende Ausdampfung führt nach ca. 550 Minuten zum Anlagenzustand b_3 . Bei vollständig ausgefallener HD-Einspeisung (Pfad 46 bis 57) kann mit der RM/RL-Verbindung auch bei ausgefallener DRUCKENTLASTUNG eine zeitliche Verzögerung bis zum Beginn der Kernaufheizung erreicht werden (Pfad 50 und 56, b_3).

■ **Ausfall der AUTOMATISCHEN DRUCKBEGRENZUNG**

Pfad 58

Ein Versagen der Systemfunktion AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG führt zu einem kontinuierlichen Anstieg des Druckes im RDB. Da die Mindestanforderung an die Systemfunktion aus Gründen der Vereinfachung so definiert wurde, daß der Einspeisedruck der HD-Systeme nicht überschritten wird, sind bei einem Ausfall der Systemfunktion zwei Zustände möglich. Im ersten Zustand wird die Mindestanforderung zur Einspeisung mit den HD-Systemen nicht erfüllt, jedoch diejenige zur Verhinderung eines Druckanstiegs über den 1,3fachen Auslegungsdruck. In diesem Fall würde der RDB bei hohem Druck ausdampfen, der Gefährdungszustand wäre durch "60 Minuten, b₃, HD" gekennzeichnet. Wird auch die Mindestanforderung zur Druckbegrenzung auf den 1,3fachen Auslegungsdruck nicht erfüllt, wird nach ca. 10 - 15 Minuten ein Druck von 12 MPa erreicht. In dieser Analyse wird dann angenommen, daß bei diesem Druck der RDB seine Funktion, das radioaktive Inventar einzuschließen, durch Undichtigkeiten in der Deckeldichtung verliert. Die beiden möglichen Anlagenzustände sind in Pfad 58, auch vor dem Hintergrund der Relevanz des Falles, zusammengefaßt.

■ **Ausfall der RESA**

Pfad 59

Der Ausfall der Systemfunktion REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG mündet in einen ATWS-Störfall, der gesondert untersucht wird.

3.2.2 Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung

3.2.2.1 Sicherheitstechnische Funktionen zur Beherrschung des "Ausfalls der Hauptspeisewasserversorgung"

Ausfälle des Hauptspeisewassers, die aus einer gemeinsamen Ursache heraus zu einem "Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" führen, wurden schon im Rahmen der Transiente im Abschnitt 3.2.1 behandelt. In diesem Abschnitt werden daher nur solche "Ausfälle der Hauptspeisewasserversorgung" betrachtet, die aufgrund des einleitenden Ereignisses nicht gleichzeitig zu einem Ausfall der Hauptwärmesenke führen. Ausfälle der Hauptwärmesenke, die durch den

Ausfall von Systemfunktionen, die zur Beherrschung des "Ausfalls der Hauptspeisewasserversorgung" erforderlich sind, verursacht werden, werden jedoch innerhalb dieser Transiente untersucht.

Zur Sicherstellung der Schutzziele Unterkritikalität, Kernkühlung und Aktivitätsrückhaltung sind je nach Ablauf und Dauer der Transiente die Systeme

- Schnellabschaltsystem YT
- Umleiteinrichtung SF
- nukleares Nachkühlsystem TH (zur Bespeisung)
- Frischdampfsystem RA (Durchdringungsabschluß)
- Hauptkühlwassersystem SC
- Kondensatsystem RM
- BE-Beckenkühlsystem TM
- Spülwassersystem TD99

sowie die jeweiligen Hilfssysteme erforderlich. Fällt im Verlauf der Transiente die Hauptwärmesenke aus, wird darüber hinaus

- das nukleare Nachkühlsystem TH mit dem nuklearen Zwischenkühlsystem TF und dem nuklearen Nebenkühlwassersystem VE

zur Nachwärmeabfuhr erforderlich.

Das geplante zusätzliche Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA) wird wie beim "Ausfall der Hauptwärmesenke" in der Ereignisablaufanalyse gesondert betrachtet.

Ausgehend von den in Abschnitt 3.2.1.1 aufgeführten Betriebsparametern vor dem Beginn der Transiente ergibt sich der nachfolgend beschriebene, beherrschte Ablauf des "Ausfalls der Hauptspeisewasserversorgung".

■ **Unterkritikalität**

Zum Zeitpunkt des "Ausfalls der Hauptspeisewasserversorgung" fällt bei zunächst unverminderter Dampfproduktion die Nachspeisung von Kühlmittel in den RDB aus. Der RDB-Füllstand sinkt dadurch sehr schnell ab. Bei Erreichen des Grenzwertes LT1 = 13,91 m erfolgt die Anregung der Reaktorschnellabschaltung und das Abfahren der Kühlmittelumwälzpumpen. Sinkt der Füllstand weiter ab, wird bei Erreichen des Grenzwertes LT3 = 11,00 m redundant eine RESA ausgelöst. Ein physikalisch diversitäres RESA-Anregekriterium zum RDB-Füllstand wird bei einem "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" nicht angeregt. Die nukleare Kettenreaktion wird durch die RESA unterbunden und die Anlage in den Zustand "unterkritisch heiß" gebracht.

■ **Kernkühlung**

- Druckbegrenzung

Nach erfolgter RESA wird bei einem Neutronenfluß < 20% die Turbine durch eine TUSA abgeschaltet und die Frischdampf-Umleitstation (FDU) geöffnet. Der im RDB entsprechend der Nachwärmeleistung produzierte Dampf wird über die Stellventile der Umleitstation in den Kondensator geleitet und dort niedergeschlagen. Die Druckregelung wirkt auf die Stellventile derart ein, daß der RDB-Druck auf den Sollwert von 6,96 MPa geregelt wird.

Da die Umleitstation nur eine Kapazität von 60 % der bei Vollast produzierten Frischdampfmenge hat, öffnen durch eine betriebliche Ansteuerung unmittelbar nach der TUSA in Abhängigkeit von der zuvor gefahrenen Leistung (> 60 %) ein bis vier S+E-Ventile. Bei den in dieser Analyse angenommenen Randbedingungen (s. Abschnitt 3.2.1.1) werden vier S+E-Ventile max. 10 Sekunden lang geöffnet.

Nach dem Anstehen eines RESA-Signals würden bei einer Überschreitung von 7,2 MPa auch die Bypass-Ventile geöffnet. Da im Verlauf der Transiente permanent die Druckregelung im Eingriff ist, wird davon ausgegangen, daß dieser Wert nicht überschritten und die Bypass-Ventile nicht geöffnet werden. Sollten die Ventile aufgrund eines Druckpeaks dennoch öffnen, sinkt der RDB-Druck auf ca. 5 MPa. Die

Umleitstellventile schließen dann solange, bis der Druck wieder über 6,96 MPa angestiegen ist.

- Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel

Nach dem "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" fällt der RDB-Füllstand innerhalb von 20 Sekunden auf ca. 12,00 m und anschließend mit einem geringeren Gradienten kontinuierlich ab. Neben dem "Notstromfall" stellt der "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" die schärfste Füllstandstransiente dar, der der RDB ausgesetzt sein kann. Zur Bespeisung des RDB stehen, abgesehen vom Hauptspeisewassersystem, die gleichen Systeme wie beim Ausfall der Hauptwärmesenke zur Verfügung. Die Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel wird auslegungsgemäß vom nuklearen Nachkühlsystem TH übernommen. Nach Unterschreitung der jeweiligen Füllstandsgrenzwerte werden je nach Grenzwert ein, zwei oder drei TH-Stränge zur Einspeisung in den RDB angeregt.

Erfolgt die Anregung der TH-Pumpen erst beim Füllstandsgrenzwert LT3 durch den Reaktorschutz, wird gleichzeitig eine Druckentlastung und ein Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen angeregt. Die Transiente geht dann in einen "Ausfall der Hauptwärmesenke" mit ausgefallenem Hauptspeisewasser über, der im Abschnitt 3.2.1 behandelt wurde. Ein DDA der Frischdampfleitungen erfolgt auch dann, wenn mit den TH-HD-Pumpen fehlerhaft über die Füllstandsmarke LH3 = 15,60 m gespeist wird. In diesem Fall ist auch ein Überspeisungsschutz erforderlich, mit dem bei erfolgreichem Durchdringungsabschluß die Beaufschlagung der S+E-Ventile mit unterkühltem Wasser bei hohem Druck und damit ein möglicher Integritätsverlust der Anschlußleitungen verhindert wird.

Bei erfolgreicher RESA und Einspeisung mit dem TH-HD-System befindet sich die Anlage in einem Zustand, daß Kühlmittel aus der Kondensationskammer angesaugt und in den RDB eingespeist wird. Der entsprechend der Nachwärmeleistung produzierte Dampf wird über die Frischdampf-Umleitstation in den Kondensator geleitet und dort durch die Kühlung mit dem Hauptkühlwassersystem niedergeschlagen. Das anfallende Kondensat wird zunächst durch die Kondensatablaufregelung in den Speisewasserbehälter gefördert und nach dem Auffüllen desselben durch die Kondensat-umlaufregelung in den Kondensatvorratsbehälter. Voraussetzung hierfür ist das Funktionieren der Hauptkondensatpumpen. Aus dem Kondensatvorratsbehälter saugt

wiederum die Spülwasserpumpe TD99 an, mit der über eine Querverbindung über das TM04-System in die Kondensationskammer eingespeist werden kann. Über diesen Kreislauf kann das aus der Kondensationskammer entnommene Wasser wieder ersetzt werden.

Vom Füllstand der Kondensationskammer werden verschiedene Maßnahmen abgeleitet, die insbesondere bei einem Ausfall der Nachspeisung entscheidenden Einfluß auf den weiteren Ablauf der Transiente nehmen können. Nachfolgend werden die für diese Transiente wichtigen Maßnahmen aufgelistet und diskutiert:

- $L_{\text{KOKA}} = 2,00 \text{ m}$
Dieser Füllstand entspricht dem Soll-Füllstand der Kondensationskammer.
- $L_{\text{KOKA}} = 1,97 \text{ m}$
Bei einem Absinken auf diesen Wert soll die Nachspeisung mit dem TD99-System über das TM04-System aktiviert werden (BHB, T3, K1N, Maßnahmegruppe N10).
- $L_{\text{KOKA}} = 1,80 \text{ m}$
Ist bei diesem Füllstand mindestens ein TH-System in Betrieb, soll ein DDA der Frischdampfleitungen von Hand ausgelöst werden. (BHB, T3, K1N, Maßnahmegruppe N40). Die Volumendifferenz zum Soll-Füllstand der KOKA von ca. 87 m^3 entspricht in etwa dem Volumen, das nach der ersten Füllstandsabsenkung in den RDB nachgespeist werden muß, um den Füllstand wieder auf $L_{\text{RDB}} = 14,50 \text{ m}$ anzuheben. Dieses Volumen wird von einer TH-HD-Pumpe in ca. 20 Minuten und von zwei TH-HD-Pumpen in ca. 10 Minuten aus der Kondensationskammer gefördert. Berücksichtigt man weiterhin, daß die während des ersten Auffüllvorgangs durch die Nachwärmeleistung verdampfte Kühlmittelmenge ebenfalls nachgespeist werden muß, folgt daraus, daß die Nachspeisung mit der im Vergleich zu den TH-HD-Pumpen geringen Fördermenge von 30 kg/s unmittelbar nach dem Beginn der Transiente eingeleitet werden muß, um ein Absinken des KOKA-Füllstandes unter diesen Wert zu vermeiden. Wird $L_{\text{KOKA}} < 1,80 \text{ m}$ bei der ersten Einspeisung in den RDB nicht unterschritten, ist spätestens nach dem Abschalten der TH-HD-Pumpen bei LH2 die KOKA-Nachspeisung zu aktivieren, da bei der zweiten Anregung der TH-HD-Pumpen durch LT2 der KOKA-Füllstand $L_{\text{KOKA}} = 1,80 \text{ m}$ bei ausgefallener KOKA-Nachspeisung mit Sicherheit unterschritten wird.

- $L_{KOKA} < -1,00$ m

Ist der Füllstand so weit abgesunken, dann soll der RDB von Hand druckentlastet werden (BHB, T3, K10, Maßnahmegruppe D120). Dieses Niveau kann nur dann erreicht werden, wenn die Nachspeisung der KOKA und ein DDA der Frischdampfleitungen ausgefallen sind. Aufgrund der großen verfügbaren Wassermengen (ca. 1280 m³) wäre dies erst nach ca. 25 Stunden der Fall. Der Zeitraum für geeignete Gegenmaßnahmen ist somit recht groß.

Es ist jedoch anzumerken, daß der Operateur, sollte diese Situation auftreten, durch die Anweisungen im Modul D120 in Interpretationsschwierigkeiten bezüglich der durchzuführenden Maßnahmen gerät. In D120 wird vorgesehen, daß die Druckentlastung bei vorhandener Hauptwärmesenke über die Umleitstation erfolgen soll. Da die Hauptwärmesenke in diesem Fall durch den Ausfall des DDA-FD zur Verfügung steht, würde die Druckentlastung zu einer weiteren Füllstandsabsenkung der KOKA führen. Bei einem Niveau von

- $L_{KOKA} < -4,50$ m

soll dann im Rahmen einer anlageninternen Notfallmaßnahme die KOKA mit der VE20-Pumpe über den TH20-Strang geflutet werden (BHB, T3, K1X, Maßnahmegruppe X110).

■ **Aktivitätsrückhaltung**

- Nachwärmeabfuhr

Die Abfuhr der Nachwärme erfolgt wie im Normalbetrieb über die Hauptwärmesenke, den Kondensator, an das Hauptkühlwassersystem VC und von diesem über den Kühlturm an die Atmosphäre. Die Hauptwärmesenke kann aus verschiedenen Gründen ausfallen. Die Transiente geht dann in einen Ausfall der Hauptwärmesenke über.

Bei einem Ausfall der Wärmeabfuhr aus dem Kondensator steigt der Druck im Kondensator langsam an, bis nach dem Erreichen des Schutzkriteriums "Kondensator-druck zu hoch" $p_{Kond} > 0,06$ MPa_{abs} durch den Kondensatorschutz ein Umleitschnellschluß ausgelöst wird. Aufgrund des geringen Wärmeeintrags in den Kondensator (nur Nachwärmeleistung) erfolgt der Druckanstieg nur sehr langsam. Abschätzungen zum Zeitraum, bis zu dem der Grenzwert erreicht wird, liegen nicht vor.

Eine Unterbrechung des Kühlmittelkreislaufes kann auch durch ein zu tiefes Niveau im Verweilbehälter erfolgen ($L_{VWB} < 200$ mm). In diesem Fall werden die Hauptkondensatpumpen durch "Schutz AUS" abgeschaltet. Der unter dem Punkt "Kernkühlung" beschriebene Kühlmittelkreislauf ist damit unterbrochen. Auf die Abfuhr der Nachwärme hat der Ausfall der Pumpen zunächst keinen Einfluß. Ab Verweilbehälterniveau "hoch" $L_{VWB} > 1750$ mm erfolgt eine Störmeldung, die zur Behebung der Ursachen auffordert. Konkrete Maßnahmen oder automatische Aktionen werden nicht eingeleitet.

Die betriebliche Nachwärmeabfuhr aus der Kondensationskammer, die aufgrund der normalbetrieblichen Erwärmung oder aufgrund des betrieblichen Abblasens der S+E-Ventile erforderlich sein kann, kann unabhängig von der Nachwärmeabfuhr über die Hauptwärmesenke erfolgen. Da bereits eine RESA über das RDB-Füllstandskriterium angeregt wurde, hat auch eine Überschreitung der Kondensationskammerwassertemperatur von 36 ° C (RESA-Kriterium) keine weiteren Konsequenzen auf den Ablauf der Transiente. In diesem Fall würden alle TH-Stränge zur Kühlung der Kondensationskammer angeregt.

3.2.2.2 Systemfunktionen und Mindestanforderungen

Zur Beherrschung der Transiente "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" können je nach Ablauf und Dauer der Transiente die nachfolgenden Systemfunktionen erforderlich werden:

- REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG
- ÖFFNEN DER UMLEITSTATION
- SCHLIESSEN DER TK-VENTILE
- EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$
- ÜBERSPEISUNGSSCHUTZ
- KONDENSATIONSKAMMER-NACHSPEISUNG
- DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS - RA

Geht die Transiente nach einem Ausfall von Systemfunktionen in einen Ausfall der Hauptwärmesenke über, kann das ZUNA-System, wie in Abschnitt 3.2.1.2 spezifiziert, die Systeme zur Nachwärmeabfuhr und RDB-Bespeisung unterstützen. Bezüglich der Wirksamkeit des Systems gelten die Anmerkungen wie in Abschnitt 3.2.1.2.

An die Systemfunktionen werden die nachfolgend angeführten Mindestanforderungen gestellt:

■ REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG

Die RESA wird vom Reaktorschutzsystem durch das Kriterium

- RDB-Füllstand < LT1 (13,91 m)

ausgelöst. Versagt die Auslösung bei diesem Kriterium, erfolgt eine weitere Anregung bei

- RDB-Füllstand < LT3 (11,00 m).

Bei einem Ausfall des ersten Anregekriteriums wird die Füllstandstransiente erheblich verschärft. Zur Beherrschung der Transiente ist es jedoch ausreichend, wenn die RESA über eines der beiden Kriterien ausgelöst wird.

Ein Ausfall der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG wird im Rahmen von ATWS-Störfällen untersucht.

■ ÖFFNEN DER UMLEITSTATION

Das ÖFFNEN DER UMLEITSTATION umfaßt die Funktion der

- Druckbegrenzung und die der
- Nachwärmeabfuhr.

Zur Druckbegrenzung des RDB ist es ausreichend, wenn

- 1 v 4 Umleitstellventilen

öffnet. Da über eines der Ventile ein Vollast-Frischdampfdurchsatz von 15 % möglich ist, kann diese Mindestanforderung im Analogieschluß zur Mindestanforderung an die Systemfunktion AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG beim Ausfall der Hauptwärmesenke (1 v 11 S+E-Ventilen) abgeleitet werden.

Die Nachwärmeabfuhr über die Hauptwärmesenke erfordert das Öffnen von

- 4 v 4 Umleitstellventilen

und die Funktion des Hauptkühlwassersystems VC mit den zugehörigen Hilfssystemen. Diese Mindestanforderung umfaßt auch die Druckregelung durch die Umleitstation.

Die Anforderung an die Systemfunktion ist im Hinblick auf die Nachwärmeabfuhr höher. Bei Erfüllung der höheren Anforderung ist gleichzeitig auch die Anforderung bzgl. der Druckbegrenzung erfüllt. In dieser Analyse wird daher von der höheren Anforderung an die Systemfunktion ausgegangen.

■ **SCHLIESSEN DER TK-VENTILE**

Nach dem Turbinenschnellschluß werden maximal vier S+E-Ventile über die betriebliche Ansteuerung geöffnet. Bleibt eines der Ventile fehlerhaft offen, kommt es zu einer Druckentlastung des RDB und infolgedessen zu einem Zufahren der Umleitstation über die RDB-Druckregelung. Die Hauptwärmesenke steht dann nicht mehr zur Verfügung. Für diesen Fall gelten analog die Ausführungen zum Ausfall der Hauptwärmesenke.

Nach der betrieblichen Öffnungsanforderung ist daher das Schließen der

- 4 v 4 S+E-Ventile

erforderlich.

■ **EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$**

Die Anmerkungen zu dieser Systemfunktion sind identisch mit denjenigen, die zum Ausfall der Hauptwärmesenke (Abschnitt 3.2.1.2) zu dieser Systemfunktion gemacht

wurden. Bei der Transiente "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" entfallen jedoch die Einschränkungen aufgrund der thermischen Belastung der Pumpen bei ausgefallener Nachwärmeabfuhr, da bei dieser Transiente die Nachwärme nicht in die Kondensationskammer abgeführt wird.

Die Mindestanforderung an die Systemfunktion ist erfüllt, wenn mit

- 1 v 3 TH-HD-Pumpen

so rechtzeitig in den RDB eingespeist wird, daß der Grenzwert LT3 vermieden wird.

■ ÜBERSPEISUNGSSCHUTZ

Die Systemfunktion ÜBERSPEISUNGSSCHUTZ ist dann erforderlich, wenn die Abschaltung der TH-HD-Pumpen bei LH2 ausfällt. Zur Vermeidung der Beaufschlagung der S+E-Ventile mit unterkühltem Wasser bei hohem Druck ist das

- Abschalten der TH-HD-Pumpen durch LH3 oder von Hand vor dem Erreichen der Frischdampfleitungen

oder

- das Öffnen von 2 v 3 Bypassventilen zur Druckbegrenzung bei $p_{PDB}=7,2$ MPa

erforderlich, so daß ein Druckanstieg bis zum Ansprechdruck des zuerst ansprechenden S+E-Ventiles vermieden wird.

■ KONDENSATIONSKAMMER-NACHSPEISUNG

Zur Nachspeisung der KOKA müssen bei einem KOKA-Füllstand von $L_{KOKA} < 1,97$ m die nachfolgenden Maßnahmen durchgeführt werden:

- 1 v 2 Kontrolle oder Inbetriebnahme der Spülwasserpumpe TD99D001 oder D002 am örtlichen Leitstand und
- 2 v 2 Öffnen der KOKA-Durchdringungsarmaturen TM04S210 und S211 von der Warte und

- 1 v 1 Öffnen der Armatur TM04S213 zur Verbindung des TD- mit dem TM-System von der Warte.

Sind diese Maßnahmen erfolgreich, können ca. 30 kg/s in die Kondensationskammer nachgespeist werden. Die Handmaßnahmen müssen unmittelbar nach Erreichen des Anregekriteriums $L_{KOKA} < 1,97$ m durchgeführt werden, da ansonsten der KOKA-Füllstand $L_{KOKA} < 1,80$ m unterschritten wird. Bei diesem Füllstand soll ein Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen von Hand ausgelöst werden.

■ DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS - RA

Diese Systemfunktion kann erforderlich werden zum

- Schutz der Kondensationskammer vor Entleerung und zum
- Schutz vor Kühlmittelverlust außerhalb des SB bei einer Überspeisung des RDB.

Nach einer erfolgreichen Anregung der Systemfunktion geht die Transiente "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" in einen Ausfall der Hauptwärmesenke über.

Entsprechend dem Schutzziel kann die Funktion durch eines der beiden Kriterien

- Kondensationskammer-Füllstand $L_{KOKA} < 1,80$ m oder
- RDB-Füllstand $L_{RDB} > 15,60$ m (LH3)

angeregt werden.

In beiden Fällen wird das integrale Kühlmittelinventar innerhalb des SB und damit die unmittelbar zur Verfügung stehende Kühlmittelmenge zur Bespeisung des RDB vermindert. Bei einer Anregung durch $L_{KOKA} < 1,80$ m muß der DDA-RA von Hand ausgelöst werden. Wird der RDB-Füllstand LH3 überschritten, erfolgt die Auslösung des DDA-RA automatisch. Zum Schließen der ISO-Ventile von Hand nach einem Ausfall der automatischen Anregung stehen die in Tabelle 3.18 in Abschnitt 3.2.1.2 aufgeführten Zeiten zur Verfügung. Maßgeblich ist die Zeit für eine Einspeisung mit einer oder zwei TH-HD-Pumpen bei einer Anregung durch Füllstandsgrenzwerte $L > LT3$.

Die Mindestanforderung an diese Systemfunktion ist erfüllt, wenn

- 1 v 2 Durchdringungsarmaturen in jeder der vier Frischdampfleitungen

geschlossen wird.

Im Fall einer Anregung durch $L_{RDB} > 15,60$ m ist darüber hinaus das Schließen von

- 1 v 2 Durchdringungsarmaturen in der Hilfsdampfleitung

erforderlich.

Bei einem Versagen dieser Systemfunktion kann im Fall einer Überspeisung ein Frischdampfleitungsleck auftreten, über das Kühlmittel aus dem SB ausgespeist wird. In diesem Fall kann die Anlage durch das modifizierte Abfahrkühlen mit der geplanten Abfahrkühlleitung auf dem Niveau der Speisewasserleitungen (s. Abschnitt 3.2.1.2) wieder in einen kontrollierten Zustand überführt werden.

3.2.2.3 Beschreibung der Ereignisabläufe

Das Ereignisablaufdiagramm für T2, der "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung", ist in Bild 3.3 dargestellt. Die Definition der Anlagenzustände entspricht derjenigen des "Ausfalls der Hauptwärmesenke".

Je nach Funktion oder Ausfall der angeforderten Systemfunktionen ergeben sich acht Ereignisablaufpfade. Bei fünf Ereignisabläufen geht die Transiente in einen "Ausfall der Hauptwärmesenke" ohne verfügbares Hauptspeisewasser über, der in Abschnitt 3.2.1.3 behandelt wurde. Der Ereignisablauf wird in diesen Fällen nicht weiterentwickelt, sondern es wird auf die Ablaufpfade des "Ausfalls der Hauptwärmesenke" hingewiesen, die im weiteren Ablauf der Transiente, in Abhängigkeit von der Verfügbarkeit der erforderlichen Systemfunktionen, auftreten können. Dabei sind jedoch die für den "Ausfall der Hauptwärmesenke" ermittelten bedingten Wahrscheinlichkeiten zu überprüfen. Für die Wahrscheinlichkeit, daß der RL-Einspeiseweg geschlossen ist bzw. ein TK-Ventil langfristig offen bleibt, gelten die für den Ausfall "der Hauptspeisewasserversorgung" ermittelten Werte (s. Abschnitt 3.1.2.2).

Nachfolgend werden die einzelnen Ereignisabläufe beschrieben.

Pfad 1 bis 4

Der Ereignisablauf 1 repräsentiert den beherrschten "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" mit abgeschaltetem Reaktor, funktionierender Nachwärmeabfuhr über die Hauptwärmesenke und einem geschlossenen Kühlkreislauf.

Bei einer Überspeisung mit der EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM (Versagen der Pumpenabschaltung) wird ein DDA BEI ÜBERSPEISUNG angeregt. Fällt der DDA einer Frischdampfleitung oder der Hilfsdampfleitung aus, geht Kühlmittel aus dem SB verloren, wenn infolge der Überspeisung ein Frischdampfleitungsleck auftritt (Pfad 2, b₂). Die ungünstigste Zeit bis zum Erreichen des Anlagenzustandes entspricht der in Abschnitt 3.2.1.1 ermittelten Zeit für die Überspeisung mit zwei betrieblich angeregten TH-HD-Pumpen.

Bei einem Versagen des ÜBERSPEISUNGSSCHUTZES kann es bei erfolgreichem DDA zu einem Leck innerhalb des SB kommen. Der Pfad 4 führt zu den analogen Pfaden beim "Ausfall der Hauptwärmesenke".

Kann mit der KONDENSATIONSKAMMER-NACHSPEISUNG der Füllstand der KOKA nicht auf $L_{KOKA} > 1,80$ m gehalten werden, wird ein DDA der Frischdampfleitungen von Hand angefordert. Die Transiente geht dann ebenfalls in einen "Ausfall der Hauptwärmesenke" mit funktionierender EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$ und mit geschlossenen TK-Ventilen über (Pfad 3). Die Weiterentwicklung des Ereignisablaufs entspricht daher den Pfaden 4 - 10 bzw. 58 des Diagramms in Bild 3.1. Die dort angegebenen Zeiten bis zum Eintreten von Gefährdungszuständen werden, soweit sie von der Aufheizung des Kondensationskammerwassers bei ausgefallener Nachwärmeabfuhr bestimmt sind, in diesem Fall geringfügig länger sein, da ca. 10 Minuten lang die Nachwärme über den Kondensator abgeführt wurde.

Bei einem Ausfall des DDA von Hand wird langfristig die Kondensationskammer entleert (> 25h). Da ein sehr langer Zeitraum für Gegenmaßnahmen zur Verfügung steht, wird dieser Pfad im weiteren nicht betrachtet.

Pfad 5 bis 7

Diese Ereignisabläufe sind dadurch gekennzeichnet, daß die Hauptwärmesenke im Verlauf der Transiente zur Abfuhr der Nachwärme ausfällt.

Bei einem Ausfall der EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$ wird nach kurzer Zeit die Füllstandsmarke LT3 erreicht. Bei diesem Füllstand wird durch den Reaktorschutz ein DDA, das "RDB-Fluten" und eine Druckentlastung eingeleitet. Durch den DDA der Frischdampfleitungen fällt die Hauptwärmesenke aus. Die weitere Entwicklung des Ereignisablaufs 5 entspricht daher den Pfaden 13 - 30 des Ereignisablaufs zum "Ausfall der Hauptwärmesenke" (Bild 3.1).

Versagt die Funktion SCHLIESSEN DER TK-VENTILE, sinkt der Druck im RDB kontinuierlich ab. Infolgedessen schließt die RDB-Druckregelung die Umleitstation. Da bei einem, in dieser Analyse unterstellten, langfristig offenen TK-Ventil der RDB-Druck nicht mehr ansteigen kann, steht die Hauptwärmesenke im weiteren Verlauf der Transiente nicht mehr zur Abfuhr der Nachwärme zur Verfügung. Die möglichen weiteren Ereignisabläufe des Pfades 6 entsprechen den Pfaden 31 bis 57 des "AHWS" in Bild 3.2.

Versagt bereits das Öffnen der Umleitstation nach dem Schließen der Turbinenventile oder fällt die Umleitstation im weiteren Verlauf der Transiente aus (z. B. wegen Ausfalls der RM-Pumpen und daraus resultierendem "Einspritzwasserdruck tief"), liegt ein "Ausfall der Hauptwärmesenke" mit ausgefallenem Hauptspeisewasser vor. Die Fortsetzung von Pfad 8 bilden daher die Pfade 4 - 30 bzw. 33 - 56 des "Ausfalls der Hauptwärmesenke" (Bild 3.1 und 3.2).

Pfad 8

Der Ausfall der RESA wird als ATWS-Störfall als eigenständige Transiente untersucht. Im Gegensatz zu anderen Transienten wird bei einem "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" das RESA-Signal nur von einer physikalischen Größe, dem RDB-Füllstand, abgeleitet.

3.2.3 Notstromfall

3.2.3.1 Sicherheitstechnische Funktionen zur Beherrschung des "Notstromfalls"

Der "Notstromfall" ("NSF") ist durch den Ausfall der gesamten Eigenbedarfs-(EB-)versorgung gekennzeichnet. Da innerhalb kurzer Zeit nach der Einleitung des "Notstromfalls" die Hauptwärmesenke ausfällt, stellt der "Notstromfall" einen Sonderfall des "Ausfalls der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" dar. Bei identischen Aussagen wird daher im Text gegebenenfalls auf den Ausfall der Hauptwärmesenke (Abschnitt 3.2.1) Bezug genommen.

Zur Beherrschung der Transiente ist es notwendig, die Notstromschienen in kurzer Zeit wieder mit elektrischer Energie zu versorgen, um die erforderlichen Systeme, soweit sie nicht unterbrechungsfrei notstromversorgt sind, zuschalten zu können. Die Notstromversorgung kann durch

- die Reserveeinspeisung
- die Notstromaggregate oder
- den Nachbarblock (Handmaßnahme)

erfolgen. Im Unterschied zu anderen Kernkraftwerken in der Bundesrepublik bindet die Reserveeinspeisung in KRB-II nicht in das EB-Netz, sondern in das Notstromnetz ein. Der "Notstromfall" ist daher nicht zwingend mit einem Start der Notstromdiesel verbunden.

Zur Erfüllung der Schutzziele sind je nach Ablauf und Dauer der Transiente die Systeme

- Schnellabschaltsystem YT
- Frischdampfsystem RA (Durchdringungsabschluß)
- Entlastungssystem TK und
- Nachkühlsystem TH mit der Nachkühlkette TF, VE

sowie die jeweiligen Hilfssysteme erforderlich.

Die Analyse wird, wie bei den anderen Transienten, zunächst ohne Berücksichtigung des zusätzlichen Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystems (ZUNA) durchgeführt und auf Unterschiede, die sich aufgrund des Einsatzes von ZUNA ergeben, hingewiesen.

Wesentliche Unterschiede zum "Ausfall der Hauptwärmesenke" bestehen insbesondere während der ersten Minute nach der Auslösung der Transiente. Diese Unterschiede resultieren aus dem Verlust der elektrischen Energie des EB-Netzes und der Versorgung des Notstromnetzes mit elektrischer Energie. Die Umschaltung auf eine redundante Energieversorgung wirkt sich auch auf den weiteren verfahrenstechnischen Ablauf der Transiente aus. Nachfolgend wird daher zunächst auf den elektrotechnischen Ablauf des "Notstromfalls" eingegangen und anschließend der verfahrenstechnische Ablauf eines beherrschten "Notstromfalls" diskutiert.

■ **Elektrotechnischer Ablauf**

Der Reaktorschutz registriert die Transiente durch das Kriterium

- Spannung an einer Notstromschiene BU, BV oder BW < 8 kV oder durch
- Frequenz an einer Notstromschiene BU, BV oder BW $< 47,2$ Hz.

Steht das Frequenzkriterium 0,7 s bzw. das Spannungskriterium 2 s an, wird durch den Reaktorschutz nach 2 s die automatische Reservenetz-Zuschaltung angeregt und nach einer weiteren Verzögerung von 2 s das Signal "Reservenetz-Zuschaltung" freigegeben. Ist die automatische Reservenetz-Zuschaltung erfolgreich, steht das Reaktorschutzsignal nicht mehr an und das schrittweise Zuschalten der Verbraucher wird entsprechend dem Dieselbelastungsprogramm ausgeführt. Die Dieselbelastungsstufe 1 startet dann ca. 5 s nach dem Erkennen der Unterspannung bzw. -frequenz.

Mißlingt die Umschaltung auf das Reservenetz, wird 2 s nach dem Versuch der Zuschaltung das Signal zum Starten der Notstromdiesel gegeben (s. Abschnitt 2.10.4.2). Ist der Start der Diesel und das Schließen der Generatorleistungsschalter erfolgreich, wird nach dem Hochlaufen das Dieselbelastungsprogramm angeregt. In diesem Fall

erfolgt der Start der Dieselbelastungsstufe 1 ca. 17 s nach dem Erkennen der Unterspannung bzw. -frequenz.

Starten die Notstromdiesel durch die Reaktorschutzanregung nicht, kann von Hand an der Reaktorschutztafel, im zugehörigen Reaktorschutzschrank oder am örtlichen Leitstand mit Schlüsselschalter ein Start angeregt werden. Läuft nach einem erfolgreichen Start des Notstromdiesels das Dieselbelastungsprogramm nicht ab, kann es von Hand mit Schlüsselschalter am örtlichen Leitstand oder im zugehörigen Reaktorschutzschrank gestartet werden.

Versagen diese Maßnahmen zur Notstromversorgung, kann auf der Warte durch umfangreiche Handmaßnahmen auf die Versorgung vom Nachbarblock übergegangen werden. Diese Maßnahme wird auch durchgeführt, wenn die Notstromversorgung durch die Notstromdiesel über einen längeren Zeitraum aufrechterhalten werden muß, d. h. wenn abzusehen ist, daß aufgrund des auslösenden Ereignisses die EB-Versorgung in absehbarer Zeit nicht wiederherzustellen ist.

■ **Verfahrenstechnischer Ablauf**

Für die vorliegende Analyse wird ein ungestörter Leistungsbetrieb mit den eingangs angegebenen Betriebsparametern (siehe Abschnitt 3.2) vor der Auslösung der Transiente angenommen.

Mit diesen Randbedingungen werden im folgenden die sicherheitstechnisch erforderlichen Funktionen während des Ablaufs der Transiente beschrieben.

Aufgrund des auslösenden Ereignisses werden die EB-Schienen spannungslos, und durch den Generator- bzw. Turbinenschutz wird eine Turbinenschnellabschaltung (TUSA) ausgelöst. Über die Druckregelung werden die Frischdampf-Umleitventile (FDU) geöffnet.

Durch den Ausfall der EB-Schienen fallen u.a. die elektrischen Großverbraucher

- Kühlmittelumwälzpumpen YU
- Hauptspeisewasserpumpen RL

- Hauptkühlwasserpumpen VC und die
- Hauptkondensatpumpen RM

aus und stehen bis zur Wiederherstellung der Spannung an den EB-Schienen nicht zur Verfügung. Das Auslaufen der Kühlmittelumwälzpumpen führt zu einem Absinken der Reaktorleistung entlang der 100 %-Umwälzregelkennlinie.

Der Ausfall der Hauptkühlwasserpumpen VC und der Hauptkondensatpumpen RM hat zur Folge, daß die Wärme und das Kondensat aus dem Kondensator nicht abgeführt werden können. Dies führt zu einem Druckanstieg im Kondensator. Weiterhin fällt durch den Ausfall der Hauptkondensatpumpen auch das Einspritzwasser der FDU aus. Dies führt zu einem zusätzlichen Druckanstieg im Kondensator. Zum Schutz des Kondensators gegen Überdruck wird eine Verblockung der FDU bei folgenden Störmeldungen ausgelöst:

- Hydraulischer Kondensatorschutz, $p > 0,06 \text{ MPa}_{\text{abs}}$
- Einspritzwasserdruck tief, $p < 0,65 \text{ MPa}$

Durch den Ausfall der EB-Versorgung fallen außerdem die Steuerölpumpen und damit die

- Steuerölversorgung der FDU-Schnellschlußventile

aus. Der Steueröldruck fällt durch das Auslaufen der nicht notstromversorgten Steuerölpumpen ab und die FDU-Schnellschlußventile schließen. Nach eigenen Abschätzungen wird der Kondensatorschutz frühestens nach etwa 20 s nach dem Ausfall der VC-Pumpen ansprechen. Für das Ansprechen des Kriteriums "Einspritzwasserdruck tief" konnte aus den beobachteten Störungen in der Kondensatförderung eine Zeit von ca. 30 - 40 s nach dem Ausfall der Förderung ermittelt werden. Das Schließen der FDU aufgrund des Ausfalls der Steuerölversorgung erfolgt nach ca. 10 - 15 s (siehe Inbetriebsetzungsversuche). Der Ausfall der Steuerölversorgung wird demnach zuerst zum Schließen der FDU führen.

■ **Unterkritikalität**

Bevor der Umleitschnellschluß ausgeführt ist, steht für die Reaktorschnellabschaltung wie beim "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" nur das Signal

- RDB-Füllstand < LT1 (13,91 m)

zur Verfügung. Nach dem erfolgreichen Umleitschnellschluß können wie beim "Ausfall der Hauptwärmesenke" die folgenden Signale zur Reaktorschnellabschaltung anstehen:

- RDB-Füllstand < LT1 (13,91 m)
- RDB-Druck > P4 (7,3 MPa)
- schnelle RDB-Druckerhöhung > 0,35 MPa/Zeit
- Neutronenfluß GNSM > 120 % (gleitende Neutronenflußschnellabschaltmarke)

Die thermohydraulischen Analysen zum "Notstromfall" zeigen, daß die RESA nach erfolgreichem Umleitschnellschluß zuerst durch das Kriterium "RDB-Druck > P4" ausgelöst wird. Mit nur geringer zeitlicher Verzögerung sprechen auch die Kriterien "Schnelle RDB-Druckerhöhung" und "RDB-Füllstand < LT1" an. Durch eines dieser Signale wird die RESA ausgelöst und die nukleare Kettenreaktion unterbunden.

■ **Kernkühlung**

- Druckbegrenzung

Solange die Umleitstation noch geöffnet ist, wird der RDB-Druck durch die RDB-Druckregelung über die Umleitstellventile geregelt. Da die FDU jedoch nur ca. 60 % der Vollast-Frischdampfmenge aufnehmen kann, wird zur Druckbegrenzung durch betriebliches Öffnen von vier S+E-Ventilen über einen Zeitraum bis zu 10 Sekunden zusätzlich Frischdampf in die Kondensationskammer geleitet.

Mit dem Schließen der FDU ist der Frischdampfeintrag in den Kondensator unterbrochen und die Transiente "Notstromfall" (T1) geht in einen "Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" (T3T2) über. Die Druckbegrenzung

erfolgt im weiteren durch intermittierendes Öffnen des zuerst ansprechenden S+E-Ventils. Bei einer Auslösung der RESA durch $p_{\text{RDB}} > P4$ werden die geplanten Bypassventile nicht öffnen, da in diesem Fall zum Zeitpunkt des Anregedrucks (7,2 MPa) noch kein RESA-Signal anstand.

Nach dem Ausfall der Hauptwärmesenke im "Notstromfall" ist der Druckanstieg, aufgrund des dann vergleichsweise niedrigeren Leistungsniveaus durch das Auslaufen der Kühlmittelumwälzpumpen, geringer als bei der Transiente T3T2.

Ein fehlerhaftes Offenbleiben der FDU mit der Folge einer weiteren Druckerhöhung im Kondensator kann zu einem Verlust der Integrität des Kondensators und damit zu einem Verlust des Kühlmittels führen, wenn keine geeigneten Gegenmaßnahmen getroffen werden (z. B. Auslösung DDA von Hand). Fällt bei einer fehlerhaft offenen FDU auch die in dieser Situation einzige RESA-Anregung aus, z. B. durch den Ausfall der Füllstandsmessung, führt der Ereignisablauf zunächst in einen Notstromfall ohne RESA-Anregung. Nach dem Auftreten des Lecks durch den Druckaufbau im Kondensator stehen anschließend diversitäre RESA-Kriterien ($P > P30$, $m_{\text{FD}} > 120 \%$) zur Verfügung.

- Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel

Infolge des Auslaufens der Hauptspeisewasserpumpen und der offenen Frischdampf-Umleitstation entsteht ein Ungleichgewicht in der Kühlmittelbilanz des RDB. Der RDB-Füllstand sinkt dadurch rasch ab.

Die Füllstandsabsenkung im RDB ist im "Notstromfall" gravierender als beim "Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung". Bei der Transiente T3T2 sinkt die Reaktorleistung durch die unmittelbar nach dem Eintritt der Transiente eingeleitete RESA auf ca. 7 % Nachwärmeleistung, während sie sich im "Notstromfall" durch das Auslaufen der Kühlmittelumwälzpumpen bis zur RESA auf einem erheblich höheren Niveau stabilisiert. In den thermohydraulischen Analysen wurden ca. 60 % der Vollastleistung ermittelt. Aufgrund dieses zunächst noch höheren Leistungsniveaus beim "Notstromfall" stellt sich im Vergleich zum T3T2 eine wesentlich schnellere Füllstandsabsenkung ein.

Zur Füllstandshaltung des RDB stehen im "Notstromfall" auslegungsgemäß die Einspeisesysteme

- Nukleares Nachkühlsystem TH mit den
TH-Hochdruckpumpen und (gesamter Druckbereich)
TH-Niederdruckpumpen sowie das (unter 1,4 MPa)
- ZUNA-System TH (geplant) (unter 4 MPa)

zur Verfügung.

Die Füllstandshaltung des RDB wird nach der Zuschaltung auf die Notstromschienen vom nuklearen Nachkühlsystem TH übernommen. Die automatischen Anrege- und Abschaltkriterien entsprechen denjenigen der Transiente T3T2. Eine Zuschaltung von Hand vor $L_{\text{RDB}} < LT2$ ist jedoch nicht möglich, da zunächst die Spannungsversorgung über das automatische Zuschaltprogramm abgewartet werden muß.

Die im Hochdruckbereich betrieblich ständig einspeisenden Pumpen des

- Dichtungssperrwassersystems TE und des
- Steuerstabkühlwassersystems YT

werden durch die Verfügbarkeits-Notstromdiesel mit Spannung versorgt. Die Verfügbarkeit dieser Einspeisung ist jedoch auf ca. 100 m³ beschränkt, da die Nachspeisung des Kondensatvorratsbehälters nicht notstromversorgt ist. Bei der betrieblichen Fördermenge (ca. 8 kg/s für beide Systeme) reicht dieses Volumen für eine Einspeisung über ca. 200 Minuten. Vor der Abschaltung der Pumpen durch "Schutz AUS" ist nach BHB, T4, K3.9, S44 die Anlage abzufahren. Eine Erhöhung der Fördermenge im Rahmen von anlageninternen Notfallmaßnahmen ist im "Notstromfall" nicht möglich, da die hierzu erforderlichen HS-Motoren nicht notstromversorgt sind. Aus den in Abschnitt 3.2.1.1 erwähnten Gründen werden die Systeme in dieser Analyse nicht berücksichtigt.

Das Druckniveau des Speisewasserbehälters bleibt im "Notstromfall" zunächst erhalten, da die RM-Pumpen ausfallen und daher keine Zuspeisung von kaltem Kondensat in den Speisewasserbehälter erfolgt. Langfristig sinkt der Druck durch Wärmeabstrahlung und vor allem durch den Dampfentzug über die Entlüftungsleitung zum Kondensator. Die Auswertung einer Transiente in Block C ergab einen mittleren Druckabfall

von ca. 0,17 MPa/h /KGB 87/. Um den Druckabfall gänzlich zu verhindern, soll die Entlüftungsleitung von Hand abgesperrt werden (AM-Maßnahme F71, NHB, T3, K2.11, S2). Da die Entleerung des Speisewasserbehälters bei offenem Einspeiseweg automatisch erfolgt, wird sie in dieser Analyse berücksichtigt, nicht jedoch die Handmaßnahmen zum Schließen des Entlüftungsventils. Die thermohydraulischen Analysen zeigen, daß bei einem vollständigen Ausfall der Bespeisung der Speisewasserbehälter durch den Dampfdruck nahezu vollständig in den RDB entleert wird. Die Zeit bis zum Beginn des Aufheizens der Kernstrukturen verlängert sich dann von ca. 15 Minuten bzw. 30 Minuten bei Ausdampfen der Speisewasserleitungen auf ca. 150 Minuten.

■ **Aktivitätsrückhaltung**

- Nachwärmeabfuhr

Da sich die Umleitschnellschlußventile unmittelbar nach dem Eintritt der Transiente öffnen, wird bis zum Ausfall der Hauptwärmesenke Frischdampf in den Kondensator geleitet.

Die Nachwärme kann jedoch nicht aus dem Kondensator abgeführt werden, da die VC-Pumpen ebenfalls ausgefallen sind. Aufgrund der durch das Auslaufen der Kühlmittelumwälzpumpen hervorgerufenen Leistungsminderung sinkt die Frischdampfproduktion und der, der Leistungsminderung entsprechende Teil der Strukturwärme wird im Vergleich zum T3T2 in den Kondensator und nicht in die Kondensationskammer geleitet. Das Kondensationskammerwasser wird sich demzufolge im "Notstromfall" tendenziell etwas langsamer aufwärmen als beim T3T2.

Die anlagentechnischen und thermohydraulischen Bedingungen zur Nachwärmeabfuhr entsprechen ansonsten den Angaben zum T3T2.

Da in der Anlage KRB noch kein "Notstromfall" eingetreten ist, stehen zur Einschätzung des zeitlichen Ablaufs die Inbetriebsetzungsversuche zum Ausfall der Eigenbedarfsversorgung und die thermohydraulischen Analysen der GRS /POI 92/ zum "Notstromfall" zur Verfügung. Die Analysen untersuchen dabei insbesondere Abläufe, bei denen sicherheitstechnisch wichtige Funktionen als ausgefallen unterstellt werden (Ausfall der Drehstromversorgung). Nachfolgend werden die wesentlichen Ergebnisse der Inbetriebsetzungsversuche, die einen beherrschten Notstromfall bei einer

reduzierten Ausgangsleistung simulieren, beschrieben.

- Inbetriebsetzungsversuche "Ausfall der Eigenbedarfsversorgung"

Im Rahmen der Inbetriebsetzungsversuche in KRB-II, Block B und C /KWU 84 I und KWU 84 II/ wurde das Anlagenverhalten bei einem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung mit Start der Notstromdiesel überprüft. Die Randbedingungen dieser Versuche weichen zwar von denjenigen ab, die beim hier untersuchten "Notstromfall" angenommen werden, sie sind aber geeignet, Tendenzen aufzuzeigen und Zeitbereiche einzugrenzen.

Die Versuche wurden bei einer thermischen Leistung von 2102 MW (Block B) bzw. 2085 MW (Block C) durchgeführt. Dies entsprach ca. 55 % der Vollastleistung. Die Versuchsabläufe unterschieden sich insofern, als in Block B nach dem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung zunächst auf das Reservenetz und in Fortführung des Versuchs durch Ausfall des Reservenetzes auf die Notstromdiesel umgeschaltet wurde. In Block C wurde nach dem Ausfall des Eigenbedarfs direkt durch Blockieren der Reservenetzeinspeisung auf die Notstromdiesel umgeschaltet.

Die Spannungsversorgung der 10-kV-Schienen erfolgte bei der Umschaltung auf das Reservenetz des Blocks B innerhalb von 3 s, bei der Umschaltung auf die Notstromdiesel in 14 s (15 s, Angaben für Block C jeweils in Klammern). Die Hauptspeisewasserpumpen liefen innerhalb von 6 s (12 s) aus und die Reaktorleistung sank durch den Ausfall der Kühlmittelumwälzpumpen (KUP) innerhalb von 12 s (9 s) auf ein relatives Minimum von 18 % (23 %). Der Ausfall der Hauptwärmesenke durch das Verblocken der FDU erfolgte 12 s (10,5 s) nach dem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung. In beiden Fällen schlossen die Umleitstellventile infolge des abfallenden Steueröldrucks durch den Ausfall der elektrischen Versorgung der Steuerölpumpen. Die RESA wurde nach dem Verblocken der FDU durch das Kriterium "schneller Druckanstieg > 0,35 MPa" 15 s (15 s) nach dem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung ausgelöst. In Block C kam gleichzeitig das Signal "Druck > 7,3 MPa". Der RDB-Füllstand sank auf einen Minimalwert von 12,68 m (12,32 m). Das RESA-Kriterium "Füllstand < LT1" wäre ca. 4 s (ca. 10 s) nach dem auslösenden RESA-Kriterium wirksam geworden.

Die Füllstandshaltung wurde in Block B 70 s nach der Einleitung der Transiente von der TH20-HD-Pumpe durch Zuschaltung von Hand übernommen. In Block C wurde die

TH10- und TH30-HD-Pumpe nach ca. 205 s durch den Füllstand $L < LT2$ zur Einspeisung angeregt.

Zur Druckbegrenzung des RDB öffnete während des Versuchs in Block B das S+E-Ventil mit dem niedrigsten Ansprechdruck (TK11S221) für ca. 26 s. In Block C öffnete das identische S+E-Ventil zunächst zweimal für ca. 7 s bzw. 1,5 s und nach erneutem Druckanstieg öffneten die sechs Ventile der Gruppe 2 nach Erreichen eines Drucks von 7,4 MPa für ca. 4 s. Etwa 2 Minuten später öffnete das zuerst ansprechende Ventil noch einmal für ca. 20 s. Das unterschiedliche Ansprechen von S+E-Ventilen in Block B und C spiegelt die unterschiedlichen Versuchsbedingungen wieder. Insbesondere ist hier das frühzeitige Einspeisen mit der TH20-Pumpe in Block B von Bedeutung. Das Einspeisen von kaltem Wasser führt zu einer starken Nachwärmehindung und entsprechend geringerem Druckanstieg.

Im Vergleich zu den in der vorliegenden Analyse zugrundegelegten Randbedingungen sind die Reaktorleistung und deren Einstellung als wesentliche Unterschiede zu nennen. Während in dieser Analyse 100 % der Vollastleistung bei 100 % Kühlmitteldurchsatz der KUP auf der 100 %-Vorwärtsregelkennlinie angenommen wird, betrug sie in den Versuchen 55 % der Vollastleistung bei einem Kühlmitteldurchsatz der KUP unterhalb der 100 %-Umwälzregelkennlinie. Dies hatte nach dem Auslaufen der KUP einen Abfall der Leistung auf 18 bzw. 23 % bei den Versuchen im Vergleich zu einem Wert von ca. 60 % (s. /POI 92/) in der Analyse zur Folge. Damit ist die erzeugte Frischdampfmenge vom Beginn des "Notstromfalls" bis zum Ausfall der Hauptwärmesenke in der Analyse wesentlich größer als diejenige in den Versuchen. Die oben genannten RESA-Kriterien könnten daher mit den Randbedingungen dieser Untersuchung früher angeregt werden als im Versuch.

3.2.3.2 Systemfunktionen und Mindestanforderungen

Innerhalb kurzer Zeit nach der Auslösung des "Notstromfalls" fällt die Hauptwärmesenke aus. Der Notstromfall kann deshalb als ein Sonderfall des "Ausfalls der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" aus gemeinsamer Ursache betrachtet werden. Je nach Ablauf und Dauer der Transiente sind die nachfolgenden Systemfunktionen erforderlich:

- REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG

- SCHLIESSEN DER FDU
- AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG
- SCHLIESSEN DER TK-VENTILE
- EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$
- EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L < LT3$
- ÜBERSPEISUNGSSCHUTZ
- NACHWÄRMEABFUHR
- DRUCKENTLASTUNG
- EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM
- ENTLEERUNG SPEISEWASSERBEHÄLTER
- DDA BEI ÜBERSPEISUNG

Im Gegensatz zum Ausfall der Hauptwärmesenke stehen die Systemfunktionen EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM und Einspeisen mit RM/RL-DIREKTVERBINDUNG aufgrund des Ausfalls der Energieversorgung der Hauptspeisewasser- und Kondensatpumpen nicht zur Verfügung. Zusätzlich ist beim "Notstromfall" die Systemfunktion SCHLIESSEN DER FDU erforderlich bzw. es steht die Funktion ENTLEEREN SPEISEWASSERBEHÄLTER zur Verfügung. Nachfolgend werden die Abweichungen, die sich im "Notstromfall" im Vergleich zum Ausfall der Hauptwärmesenke ergeben, beschrieben.

Das konzipierte ZUNA-System wird notstromversorgt und steht damit im "Notstromfall" ebenfalls zur Verfügung.

■ REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG

Solange die Frischdampf-Umleitstation noch nicht geschlossen ist, steht für die RESA nur das Kriterium

- RDB-Füllstand < LT1 (13,91 m)

zur Verfügung.

Nach dem Schließen der FDU kann durch folgende Kriterien die RESA ausgelöst werden:

- RDB-Füllstand < LT1 (13,91 m)
- Neutronenfluß GNM > 120 % (gleitende Neutronenflußschnellabschaltmarke)
- RDB-Druck > P4 (7,3 MPa)
- RDB-Druckerhöhung > 0,35 MPa/Zeit

Die nukleare Kettenreaktion wird durch die RESA unterbunden und die Anlage in den Zustand "unterkritisch heiß" gebracht.

■ SCHLIESSEN DER FDU

Nach dem Lastabwurf des Generators erfolgt zum Schutz von Generator und Turbine ein Turbinenschnellschluß. Über die Druckregelung öffnen die Umleitstellventile 20SF11S011/S012 und 20SF12S011/S012 und führen maximal 60 % der Frischdampfmenge in den Kondensator ab. Die Umleitstellventile regeln den Reaktor Druck auf den Sollwert $p = 6,96$ MPa. Zum Schließen der Umleitstellventile können daher die Kriterien

- Kondensatordruck hoch ($p > 0,06$ MPa, absolut) oder
- Einspritzwasserdruck tief ($p < 0,65$ MPa) oder
- Ausfall des Steueröldrucks

wirksam werden. Zur Beherrschung der Transiente ist es ausreichend, wenn durch eines der Kriterien

- 4 v 4 der Umleitstellventile

schließen.

Fällt die Systemfunktion aus, d.h. bleibt mindestens eines der vier Umleitstellventile offen, wird weiterhin Frischdampf in den Kondensator geleitet. Durch die abnehmende Kondensationsfähigkeit steigt der Druck im Kondensator weiter an. Ohne manuelle Gegenmaßnahmen werden die Kondensatorberstscheiben nach Überschreiten des Ansprechdrucks ($0,13 \text{ MPa}_{\text{abs}}$) öffnen und Frischdampf tritt in das Maschinenhaus aus. Über das Signal "Differenzdruck Maschinenhaus-Atmosphäre $> 0,5 \text{ kPa}$ (P30)" kann dann ein Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen angeregt werden. Eine vorherige Anregung des DDA durch das Signal "Frischdampfdurchsatz $m_{\text{FD}} > 120 \%$ " ist nicht zu erwarten, da die Umleitstellventile zuvor in ihrer Druckregelfunktion gearbeitet haben und somit ein zu großer Öffnungsquerschnitt für den erhöhten Dampfdurchsatz nicht zu erwarten ist, insbesondere nicht nach einer erfolgreichen RESA aufgrund der dann abgesenkten Leistung. Versagt der DDA in der dem Umleitstellventil zugeordneten Frischdampfleitung, erfolgt ohne anlageninterne Notfallmaßnahmen langfristig ein Verlust des Kühlmittelinventars.

■ AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG

Aufgrund der geringeren Reaktorleistung zum Zeitpunkt des Ausfalls der Hauptwärmesenke beim "Notstromfall" im Vergleich zum Zeitpunkt des Eintritts der Transiente "Ausfall der Hauptwärmesenke" erfolgt nach dem erfolgreichen SCHLIESSEN DER FDU beim "Notstromfall" ein langsamer Druckanstieg.

In der Analyse zum "Notstromfall" /POI 92/ öffnen insgesamt sieben S+E-Ventile, entweder durch den Reaktorschutz zur Druckbegrenzung angesteuert oder betrieblich angeregt. In den Inbetriebsetzungsversuchen zum Ausfall des Eigenbedarfs waren es ein bzw. sechs S+E-Ventile (siehe Abschnitt 3.2.2.1).

Ein Druck von 10 MPa , oberhalb dessen keine Einspeisung mehr in den RDB möglich ist, wird beim Ausfall der Hauptwärmesenke in 2-3 Minuten, ein Druck von 12 MPa , bei dem ein Funktionsverlust des RDB angenommen wird, nach 10-15 Minuten erreicht. Bei der Transiente "Notstromfall" sind nur die längeren Zeiten für eine TUSA ohne FDU relevant. Die Zeiten werden aufgrund des langsameren Druckanstieges im

"Notstromfall" tendenziell etwas länger sein. Über den Grad der zeitlichen Streckung liegen keine Untersuchungen vor. Es wird daher auch beim "Notstromfall" von den oben angeführten Zeiten ausgegangen.

Die Mindestanforderung an die Systemfunktion wird hierdurch nicht beeinflusst. Auch bei dieser Transiente wird aus Gründen der Vereinfachung von der höheren Anforderung an die Systemfunktion, d. h. $p_{\text{RDB}} < 10 \text{ MPa}$, zur Einspeisung in den RDB ausgegangen (s. Abschnitt 3.2.1.2). Hierzu ist es erforderlich, daß

- 1 v 11 der Hauptventile oder
- 2 v 3 der Bypassventile

geöffnet werden. Das Öffnen der Hauptventile muß bei dieser Anforderung durch das zugehörige Feder-Vorsteuerventil bzw. das Magnet-Vorsteuerventil beim Ansprechdruck bzw. spätestens bis 10 MPa geöffnet werden.

■ SCHLIESSEN DER TK-VENTILE

Beim Ausfall der Hauptwärmesenke wurde angenommen, daß zur AUTOMATISCHEN DRUCKBEGRENZUNG alle elf S+E-Ventile durch die Anregung der Magnet-Vorsteuerventile geöffnet haben. Wie die Analyse zum "Notstromfall" zeigt, öffnen bei dieser Transiente maximal sieben der 11 S+E-Ventile durch Anregung der Magnet-Vorsteuerventile durch den Reaktorschutz. Die geringere Anzahl der öffnenden S+E-Ventile ist auf die geringere Reaktorleistung beim Ausfall der Hauptwärmesenke im "Notstromfall" im Vergleich zum "Ausfall der Hauptwärmesenke" zurückzuführen.

Das Öffnen der Bypassventile ist davon abhängig, durch welches Kriterium die RESA angeregt wird. Steht bei einem RDB-Druck $p_{\text{RDB}} > 7,2 \text{ MPa}$ ein RESA-Kriterium an (z. B. schnelle Druckerhöhung), dann öffnen alle Bypassventile.

Die Mindestanforderung an das SCHLIESSEN DER TK-VENTILE ist erfüllt, wenn nach dem Öffnen alle

- 11 v 11 S+E-Ventile und
- 3 v 3 Bypassventile

nach der Unterschreitung des Schließdruckes wieder schließen und geschlossen bleiben.

■ EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$

Die Füllstandsabsenkung erfolgt während des "Notstromfalls" mit einem wesentlich stärkeren Gradienten als während des "Ausfalls der Hauptwärmesenke". Aus der thermodynamischen Analyse /POI 92/ ergeben sich die nachfolgenden Zeiträume, bis zu denen Füllstandsgrenzwerte erreicht werden.

Der Füllstand bricht zunächst zusammen und fällt innerhalb von ca. 30 s auf etwa 11,80 m ab. Werden keine Einspeisesysteme aktiviert, fällt der Füllstand weiter mit einem schwächeren Gradienten, bis nach ca. 405 s der Grenzwert LT3 erreicht wird. Der Grenzwert LT2 = 12,35 m (betriebliche Anregung zweier TH-Systeme) wird bereits nach ca. 25 s unterschritten.

Die Spannungsversorgung der TH-Pumpen erfolgt frühestens nach ca. 3 s (Reserve-netz) bis 15 s (Notstromdiesel). Berücksichtigt man die Hochlaufzeit der Pumpen von der Anregung durch die Untergruppensteuerung bis zum Einspeisen von ca. 30 s, könnte eine Einspeisung frühestens nach 35 bis 45 s erfolgen. Da die betriebliche Anregung durch LT2 nach etwa 25 s erfolgt (+ 30 s Hochlaufzeit führt zur Einspeisung nach ca. 55 s), kommt die Spannungsversorgung und Anregung der Pumpen frühzeitig genug, um einen Füllstandsabfall auf LT3 zu vermeiden.

Die Reaktorschutzanregung der TH14-Pumpe bei dem Füllstandsgrenzwert von $LT2.1 = 11,80$ m würde bei diesem Füllstandsverlauf noch im ersten steilen Gradienten nach ca. 30 s tangiert. Aufgrund des geringen zeitlichen Abstandes zwischen dem Erreichen der Füllstandsmarke LT2 und LT2.1 ist zu erwarten, daß die TH14-Pumpe auch bei einer erfolgreichen Anregung durch $L < LT2$ ebenfalls über den Reaktor-schutz bei $L < LT2.1$ angeregt wird.

Die Mindestanforderung an die Funktion EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$ ist wie beim Ausfall der Hauptwärmesenke erfüllt, wenn mit

- 1 v 3 TH-HD-Strängen

vor dem Erreichen der Füllstandsmarke LT3 in den RDB eingespeist wird.

Das Dichtungssperrwassersystem TE und das Steuerstabskühlwassersystem YT ist verfügbarkeits-notstromversorgt und unterstützt somit auch im "Notstromfall" mit zusammen ca. 8 kg/s die Füllstandshaltung des RDB. Eine Einschränkung gegenüber dem "AHWS" ist insofern gegeben, als die Nachspeisung des Kondensatvorratsbehälters, aus dem beide Systeme ansaugen, nicht notstromversorgt ist. Bei einem nutzbaren Volumen von ca. 100 m³ (bei Regelfüllstand des KVB) reicht dieser Vorrat bei ausschließlicher Nutzung durch diese beiden Systeme für einen Zeitraum von ca. 200 Minuten. Besteht die Gefahr der Schutzabschaltung dieser Pumpen, ist die Anlage abzufahren (BHB, T4, K3.9, S44).

■ EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L < LT3$

Im Unterschied zum Ausfall der Hauptwärmesenke wird diese Funktion nach dem Ausfall der vorgelagerten Anregungen bereits ca. 6 Minuten nach der Einleitung der Transiente angefordert.

Die Anforderung an die Transiente ist identisch, sie ist erfüllt, wenn mit

- 1 v 3 TH-HD-Strängen

in den RDB eingespeist wird. Fällt die Anregung der TH-HD-Pumpen bei $L < LT3$ aus, ist es ausreichend, wenn die Systemfunktion innerhalb von 150 Minuten (ausgehend vom Zeitpunkt der Auslösung der Transiente) aktiviert wird. Dabei wird vorausgesetzt, daß der Einspeiseweg über die RL-Leitungen offen ist, da die zeitliche Streckung nur in Kombination mit der Systemfunktion ENTLEEREN SPEISEWASSERBEHÄLTER möglich ist.

■ ÜBERSPEISUNGSSCHUTZ

Die Anforderungen an den ÜBERSPEISUNGSSCHUTZ sind identisch mit denjenigen beim "Ausfall der Hauptwärmesenke".

Bei einer Überspeisung aus der Systemfunktion EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$ ist zur Begrenzung des Drucks unterhalb des Ansprechdrucks des zuerst angesteuerten S+E-Ventils ($p_{RDB} = 7,3 \text{ MPa}$) das

- Abschalten der TH-HD-Pumpen durch LH3 oder von Hand vor Erreichen der Frischdampfleitungen
oder
- das Öffnen von 2 v 3 Bypassventilen zur Druckbegrenzung bei $p_{RDB} = 7,2 \text{ MPa}$

erforderlich.

Bei einer Überspeisung mit der Systemfunktion EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L < LT3$ (RDB-Fluten) ist

- das Öffnen von 1 v 6 S+E-Ventilen automatisch durch $L_{RDB} < LT3$ oder 1 v 7 S+E-Ventilen von Hand
oder
- das Öffnen von 2 v 3 Bypassventilen
oder
- das Abschalten aller einspeisenden Pumpen von Hand

erforderlich.

■ NACHWÄRMEABFUHR

Zwischen dem "Notstromfall" und dem "Ausfall der Hauptwärmesenke" ergibt sich bis zum Zeitpunkt des Ausfalls der Hauptwärmesenke im "Notstromfall" ein Unterschied in der Größe des Wärmeeintrags in die Kondensationskammer. Im "Notstromfall" wird nach dem Eintritt der Transiente noch Frischdampf in den Kondensator geleitet. Nach einer Analyse der GRS /POI 92/ erfolgt dies bei einem Leistungsniveau des Reaktors

von ca. 60 %. Die der Leistungsabsenkung entsprechende Strukturwärme der Kernmaterialien wird im Vergleich zum Ausfall der Hauptwärmesenke nicht in die Kondensationskammer eingebracht. Das Kondensationskammerwasser wird sich daher geringfügig langsamer aufheizen. Aufgrund der nur geringen Beeinflussung der Aufwärmspannen bis zu wichtigen Temperaturwerten beim Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR werden im "Notstromfall" die für den "Ausfall der Hauptwärmesenke" ermittelten Zeiten übernommen.

Die Mindestanforderungen ändern sich insofern, als diejenigen für den Fall der Füllstandshaltung mit dem RL-System aufgrund der Nichtverfügbarkeit dieses Systems entfallen. Für alle anderen Bespeisungsmöglichkeiten gelten die gleichen Mindestanforderungen wie beim "Ausfall der Hauptwärmesenke" (siehe Tabelle 3.16 in Abschnitt 3.2.1.2).

■ DRUCKENTLASTUNG

Nach einem Ausfall der bei Füllständen $L > LT3$ angeregten Hochdruckeinspeisungen erfolgt die DRUCKENTLASTUNG aufgrund der schnelleren Füllstandsabsenkung im "Notstromfall" früher als beim "Ausfall der Hauptwärmesenke". Der Grenzwert $LT3$ zur Anregung der DRUCKENTLASTUNG wird bereits nach ca. 405 s erreicht. Es öffnen zwei S+E-Ventile (LADE) und 200 s später (entspricht $LT4$) vier weitere S+E-Ventile (SCHADE), falls der RDB-Füllstand in dieser Zeit nicht wieder über $LT3$ angehoben wird. Bei einem Ausfall der HD-Pumpen beträgt der RDB-Druck zum Zeitpunkt der Anregung der SCHADE ca. 4 MPa. Das konzipierte ZUNA-System würde ebenfalls bei $LT4$ angeregt und könnte ab einem RDB-Druck von 4 MPa einspeisen. Der Druck fällt weiter stark ab und erreicht nach weiteren ca. 120 s den Einspeisedruck der ND-Systeme von 1,4 MPa. Das Ausdampfen der Speisewasserleitungen bei offenen RL-Leitungen beginnt bereits bei ca. 1,8 MPa nach etwa 700 s vom Beginn der Transiente an gerechnet /POI 92/. Die Entleerung des Speisewasserbehälters durch den Dampfdruck setzt nach etwa 1320 s bei einem RDB-Druck von ca. 0,6 MPa ein.

Die Mindestanforderungen an die DRUCKENTLASTUNG entsprechen denjenigen beim Ausfall der Hauptwärmesenke, d. h. es ist ausreichend, wenn

- 1 v 6 S+E-Ventilen automatisch öffnet und offenbleibt
bei einer Einspeisung mit dem geplanten ZUNA-System ab einem RDB-Druck von ca. 4 MPa,
- 2 v 6 S+E-Ventilen automatisch öffnen und offenbleiben
bei einer Einspeisung mit den TH-ND-Strängen ab einem RDB-Druck von ca. 1,4 MPa,
- 6 v 6 S+E-Ventile automatisch öffnen und offenbleiben
bei einer passiven Entleerung des Speisewasserbehälters in den RDB ab einem Druck von ca. 0,6 MPa.

Bei einem Versagen der automatischen Druckentlastung ist die Systemfunktion noch erfüllt, wenn innerhalb von 30 Minuten

- n v 7 S+E-Ventilen manuell geöffnet und offengehalten werden,
wobei n = 1,2 oder 6 ist, entsprechend dem einspeisenden System.

■ **EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM**

Die Anforderungen an die EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM im "Notstromfall" unterscheiden sich nicht von denjenigen beim "Ausfall der Hauptwärmesenke".

Die Anforderung an die Systemfunktion, den Kern mit Kühlmittel zu bedecken und bedeckt zu halten, wird erfüllt, wenn

- 1 v 3 TH-ND-Strängen

in den RDB einspeist.

■ **ENTLEERUNG SPEISEWASSERBEHÄLTER**

Aufgrund des unmittelbaren Ausfalls der Hauptkondensatpumpen nach dem Eintritt der Transiente ist die RM/RL-Direktverbindung nicht nutzbar, dagegen kann die passive Entleerung des Speisewasserbehälters durch Dampfdruck genutzt werden. Da durch den Ausfall der Kondensatpumpen kein kaltes Kondensat in den Speisewasserbehälter eingespeist werden kann, bleibt das Druckniveau des Speisewasserbehälters

zunächst erhalten. Lediglich durch die offene Entlüftungsleitung zum Kondensator wird Dampf abgezogen. Diese Entlüftungsleitung soll im Rahmen von anlageninternen Notfallmaßnahmen (NHB, T3, K2.11, S5) zur Aufrechterhaltung des Dampfdruckes durch manuelles Schließen des Ventils RF04S411 abgesperrt werden. Unterbleibt diese Handmaßnahme, fällt der Druck des Speisewasserbehälters mit ca. 0,17 MPa/h ab.

Die thermohydraulische Analyse zeigt, daß nach einem Ausfall aller Einspeisungen unmittelbar nach dem Eintritt des "Notstromfalls" nach einer Druckabsenkung auf ca. 1,8 MPa zunächst das Speisewasser in den noch heißen Hochdruckvorwärmern durch Unterschreiten des Sättigungsdruckes ausdampft und dadurch Speisewasser in den RDB verdrängt wird.

Die verdrängte Speisewassermenge reicht zunächst aus, um den Kern ausreichend zu kühlen. Nach einer weiteren Druckabsenkung auf ca. 0,6 MPa beginnt über die Anfahrregelstation die füllstandsgeregelte Entleerung des Speisewasserbehälters in den RDB, wobei zunächst die Steigungsstrecken der ausgedampften Speisewasserleitungen wieder aufgefüllt werden. Das Ausdampfen der Speisewasserleitungen ist somit als eine vorweggenommene Entleerung des Speisewasserbehälters auf höherem Druckniveau zu betrachten.

Bei einer erfolgreichen Entleerung des Speisewasserbehälters in den RDB kann der Kern über einen Zeitraum von ca. 150 Minuten ausreichend gekühlt werden. Innerhalb dieses Zeitraums ist es erforderlich, eine andere, dauerhafte Bespeisungsmöglichkeit des RDB sicherzustellen. Voraussetzung für die Wirksamkeit dieser Maßnahme ist das Öffnen von mindestens sechs S+E-Ventilen (siehe DRUCKENTLASTUNG) und das Offenbleiben der Speisewasserrückschlagventile.

■ DDA BEI ÜBERSPEISUNG

Der Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen und der Hilfsdampfleitungen ist im "Notstromfall", wie "beim Ausfall der Hauptwärmesenke", dann erforderlich, wenn es zu einer fehlerhaften oder einer auslegungsgemäßen Überspeisung kommt und infolgedessen ein Leck in der betroffenen Leitung auftritt. Die Anregekriterien und

die Zeiten, bis zu denen ein DDA von Hand erfolgen kann, sind identisch mit den Angaben beim "Ausfall der Hauptwärmesenke" (Abschnitt 3.2.1.2).

Im "Notstromfall" wird darüber hinaus ein DDA nach dem Ausfall der Funktion SCHLIESSEN DER FDU zum Schutz des Kondensators erforderlich.

Die Mindestanforderung bei einer Überspeisung ist erfüllt, wenn

- die überspeisenden Pumpen vor Anstieg des Füllstandes bis zu den Stutzen der Frischdampfleitungen abgeschaltet werden

oder

- 1 v 2 Durchdringungsarmaturen

in den Frischdampfleitungen und der Hilfsdampfleitung geschlossen werden.

Bei einem Ausfall des SCHLIESSEN DER FDU ist es ausreichend, wenn in der dem fehlerhaft offenen Umleitstellventil zugeordneten Frischdampfleitung

- 1 v 2 Durchdringungsarmaturen

schließt.

Mit dem modifizierten Abfahrkühlen über die geplante Abfahrkühlleitung kann die Anlage im "Notstromfall" bei einem Versagen des DDA und einem Folgeleck der betroffenen Leitung in einen kontrollierten Zustand überführt werden. Diese Maßnahme wird im Rahmen dieser Analyse nicht bewertet.

3.2.3.3 Beschreibung der Ereignisabläufe

Die möglichen Ereignisabläufe nach dem einleitenden Ereignis "Notstromfall" sind in Bild 3.4 und 3.5 dargestellt. Die Abläufe wurden unter Berücksichtigung der Funktion oder des Ausfalls der zur Beherrschung der Transiente erforderlichen Systemfunktionen entsprechend der Mindestanforderung erstellt. Bei dieser Vorgehensweise ergeben sich 52 Ablaufpfade. Je nach Ablauf wird die Transiente beherrscht, oder es tritt

ein Gefährdungszustand ein, der ohne interne Notfallmaßnahmen zu einer Schädigung des Kerns führen kann.

Die Kennzeichnung der Schadenszustände entspricht den Definitionen in Abschnitt 3.2.1.3. Die Ereignisabläufe sind weitgehend identisch mit denjenigen der Transiente "Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung". Beim "Notstromfall" ist darüber hinaus die Systemfunktion SCHLIESSEN DER FDU von Bedeutung und anstelle der nicht verfügbaren Systemfunktion RM/RL-DIREKT-VERBINDUNG tritt die ENTLERUNG SPEISEWASSERBEHÄLTER.

Die Ereignisabläufe werden nachfolgend insoweit beschrieben, als sich Abweichungen zum Ereignisablauf des "Ausfalls der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" ergeben.

■ Füllstandshaltung mit TH-HD-System

Pfad 1 bis 8

Erfolgt die Füllstandshaltung mit der EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT_3$, wird der "Notstromfall" beherrscht, wenn das SCHLIESSEN DER FDU, die AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG, das SCHLIESSEN DER TK-VENTILE und die NACHWÄRMEABFUHR aus der Kondensationskammer erfolgreich sind (Pfad 1).

Die Gefährdungszustände, die durch das Versagen des DDA BEI ÜBERSPEISUNG bei einem Folgeleck erreicht werden (Pfad 2 und 4, b_2), sind identisch mit denjenigen des "Ausfalls der Hauptwärmesenke". Der Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR (Pfad 3 bis 6) führt, abgesehen von der ENTLERUNG SPEISEWASSERBEHÄLTER, ebenfalls zu identischen Ereignisabläufen. Die Zeitpunkte, zu denen die Gefährdungszustände frühestens erreicht werden, können aufgrund der Unterschiede in den thermodynamischen Abläufen zu Beginn der Transiente geringfügig später liegen. Die Abweichungen liegen jedoch in der Bandbreite der Unsicherheiten bei der Festlegung dieser Zeitpunkte. Solange keine signifikanten Abweichungen auftreten, wurden daher im "Notstromfall" die gleichen Zeiten eingesetzt wie beim "Ausfall der Hauptwärmesenke".

Nachdem das Kondensationskammerwasser eine Temperatur von 85 °C erreicht hat, fallen die TH-HD-Pumpen aus und eine DRUCKENTLASTUNG wird erforderlich. Bei einem anschließenden Ausfall der EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM kann die ENTLERUNG SPEISEWASSERBEHÄLTER nicht mehr zur vorübergehenden Bedekung des Kerns genutzt werden, da die Druckabsenkung des RDB in den Bereich des Druckniveaus des Speisewasserbehälters erst nach mehr als 3 Stunden erfolgt. Der Druck im Speisewasserbehälter ist dann bereits um 0,5 bis 0,6 MPa abgefallen und damit zu gering, um noch nennenswerte Mengen Kühlmittel in den RDB einzuspeisen.

Ein Ausfall der ÜBERSPEISUNGSSCHUTZES führt zu einem Überspeisen des RDB und einer Beaufschlagung der S+E-Ventile mit unterkühltem Wasser bei hohem Druck. Erfolgt der DDA auslegungsgemäß, wird in der vorliegenden Analyse davon ausgegangen, daß die überhöhten Belastungen auf das Ventil zu einem Leck innerhalb des SB führen (Pfad 7, KMV). Fällt auch die Funktion DDA BEI ÜBERSPEISUNG aus, wird in dieser Analyse davon ausgegangen, daß ein Leck außerhalb des SB auftritt (Pfad 8, b₂).

■ RDB-Fluten mit dem TH-HD-System

Pfad 9 bis 16

Fällt die Anregung der EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$ aus, sinkt der RDB-Füllstand bis auf den Grenzwert $LT3$, bei dem die TH-Systeme in der Funktion EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L < LT3$ zum RDB-Fluten angeregt werden. Gleichzeitig erfolgt die Anregung einer DRUCKENTLASTUNG und eines DDA BEI ÜBERSPEISUNG.

Die Ereignisabläufe 9 bis 16 sind analog zu denjenigen des "Ausfalls der Hauptwärmenenke" und enden mit identischen Gefährdungszuständen. Bei einem Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR fallen die TH-HD-Pumpen mit Erreichen der Kondensationskammerwasser-Temperatur von 85 °C aus. Zu diesem Zeitpunkt (nach ca. 75 Minuten bei Berücksichtigung der Druckentlastung und des RDB-Flutens) ist der Druck im Speisewasserbehälter um ca. 0,2 MPa abgesunken. Da die vorherige DRUCKENTLASTUNG aufgrund der dann noch funktionierenden TH-HD-Einspeisung ($LT3$ steht

dann nicht länger als 200 s an) mit zwei S+E-Ventilen durchgeführt wurde, ist davon auszugehen, daß der Druck im RDB noch nicht ausreichend tief abgesunken ist, um eine nennenswerte ENTLERUNG SPEISEWASSERBEHÄLTER durch den Dampfdruck zu ermöglichen. Es wird angenommen, daß das Öffnen von vier weiteren S+E-Ventilen nach dem Ausdampfen bis auf LT3 zu spät erfolgt, um den RDB-Druck rechtzeitig soweit abzusenken, daß eine Entleerung des Speisewasserbehälters erfolgen kann.

■ Ausfall der Hochdruckeinspeisungen

Pfad 17 bis 26

Speisen die TH-HD-PUMPEN auch nach der Anregung bei $L_{RDB} < LT3$ nicht ein, wird nach 200 s eine schnelle Druckentlastung mit insgesamt sechs S+E-Ventilen ange-regt. Die Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel kann dann vom geplanten ZUNA-Sy-tem oder von den TH-ND-Pumpen (EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM) übernom-men werden. Fallen auch diese Einspeisungen aus, kann mit der ENTLERUNG SPEISEWASSERBEHÄLTER ca. 150 Minuten lang der Kern gekühlt werden (Pfad 19, 24, b₃).

Bei verschlossenem Einspeiseweg ist eine Entleerung des Speisewasserbehälters nicht möglich, die Aufheizung der Kernstrukturen beginnt dann bereits nach ca. 30 Minuten (Pfad 20, 25, b₃). Bezüglich der Streckung dieser Zeiten aufgrund der betrieb-lichen Einspeisemengen der YT- und TE-Pumpen gelten die Aussagen zum "Ausfall der Hauptwärmesenke".

Fällt die automatische Anregung der DRUCKENTLASTUNG aus, dampft der RDB innerhalb von ca. 60 Minuten bei hohem Druck aus (Pfad 21, 26, b₃). Der Ereignisab-lauf 26 beinhaltet den sogenannten "short term station blackout", der dadurch gekenn-zeichnet ist, daß bei Anforderung die Energieversorgung mit den 220-V- oder 24-V-Batterien und damit auch die Drehstromversorgung ausfällt.

Bei einem Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR kann die Einspeisung mit den TH-ND-Pumpen nur bis zu einer Kondensationskammerwasser-Temperatur von 150 °C auf-rechterhalten werden. Diese Temperatur wird nach ca. 600 Minuten erreicht (Pfad 3,

11, 22, b₁). Es wird angenommen, daß die ZUNA-Pumpen ebenfalls bei dieser Temperatur ausfallen.

■ **Offenbleiben eines TK-Ventils**

Pfad 27 bis 48

Schließt eines der zur Druckbegrenzung geöffneten Ventile nicht, wird der RDB langfristig druckentlastet, und alle Ereignisabläufe erfolgen bei niedrigem RDB-Druck. Die Abläufe und die Gefährdungszustände sind in diesem Fall identisch mit denjenigen des "Ausfalls der Hauptwärmesenke", abgesehen von der Nutzung des Speisewasserbehälters anstelle der RM/RL-Direktverbindung.

Eine Nutzung der ENTLEERUNG SPEISEWASSERBEHÄLTER nach dem Ausfall der Hochdruckeinspeisungen durch den Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR und einem gleichzeitigen Ausfall der ND-Einspeisungen ist auch bei einem fehlerhaft offenen TK-Ventil nicht möglich, da der Druck im Speisewasserbehälter bis zum Zeitpunkt der möglichen Nutzung bereits zu weit abgefallen ist.

Da die Speisewasserrückschlagventile bei einer Druckentlastung des RDB nicht geschlossen werden, ist beim Ereignisablaufpfad 27 auch im "Notstromfall" nach der Druckabsenkung in den ND-Bereich eine Überspeisung durch das Ausdampfen der Speisewasserleitungen zu erwarten.

Bei einem Ausfall der HD-Einspeisungen (Pfad 39 bis 48) öffnen zusätzlich zum offenen S+E-Ventil sechs (bzw. fünf, wenn eines der sechs angesteuerten bereits offen ist) weitere Ventile zur schnellen Druckentlastung. Die Ereignisabläufe sind daher identisch mit den Pfaden 17 bis 26. Im Gegensatz zur Nutzung der RM/RL-Verbindung beim "Ausfall der Hauptwärmesenke" kann der Speisewasserbehälter im "Notstromfall" bei einem Ausfall der DRUCKENTLASTUNG, aber einem fehlerhaft offenen S+E-Ventil nicht genutzt werden (Pfad 43, 48, b₃).

■ Offenbleiben der FDU

Pfad 50 und 51

Bleibt eines der Umleitstellventile fehlerhaft offen, steigt der Druck im Kondensator zunehmend an. Bei einem Kondensatordruck von $0,06 \text{ MPa}_{\text{abs}}$ erhalten die Umleitstellventile zum Schutz des Kondensators eine Anregung zum Verblocken der Umleitstation. Schließt das offene Ventil auch bei diesem Anregekriterium nicht, ist ein DDA der zum offenen Umleitventil führenden Frischdampfleitung erforderlich, um einen unzulässig hohen Druckanstieg mit der Folge des Öffnens der Kondensatorberstscheiben zu verhindern. Andernfalls strömt Frischdampf aus dem RDB in das Maschinenhaus (Pfad 51, b_2^*). Bei einem Anstieg der Druckdifferenz zwischen Maschinenhaus und Atmosphäre auf $0,5 \text{ kPa}$ (P30) erfolgt eine automatische Anregung des DDA (s. KMV außerhalb des SB). Im Erfolgsfall liegt dann ein Ausfall der Hauptwärmesenke vor (Pfad 50).

Die Ermittlung des Zeitpunktes, wann der Gefährdungszustand eintritt, ist mit großen Unsicherheiten behaftet, da die physikalischen Vorgänge bei der Kondensation an den sich zunehmend erwärmenden Kondensatorrohren nur näherungsweise erfaßt werden können. Es wurde abgeschätzt, daß der Kondensator frühestens nach ca. 15 Minuten in seiner Integrität gefährdet ist.

■ Ausfall der Druckbegrenzung und der RESA

Pfad 49 und 52

Die Ereignisabläufe für das Versagen der AUTOMATISCHEN DRUCKBEGRENZUNG (Pfad 49, b_4) und für den Ausfall der RESA (Pfad 52) sind analog zum "Ausfall der Hauptwärmesenke". Da im "Notstromfall" kein DDA der Frischdampfleitungen erfolgt, ist beim Hochdruckpfad die längere Zeit von ca. 15 Minuten bis zum Eintritt des Gefährdungszustandes maßgebend.

3.2.4 Offenbleiben eines S+E-Ventils

3.2.4.1 Sicherheitstechnische Funktionen zur Beherrschung des "Offenbleibens eines S+E-Ventils"

Das auslösende Ereignis dieser Transiente ist das fehlerhafte Öffnen und langfristige Offenbleiben eines S+E-Ventils. Aufgrund des auslösenden Ereignisses erfolgt eine im Vergleich zur automatischen Druckentlastung langsamere Druckabsenkung des RDB. Zur Beherrschung der Transiente sind die unter Punkt 3.2 genannten Systeme erforderlich. Nachfolgend werden die sicherheitstechnisch relevanten Funktionen während des Ablaufs der Transiente erläutert. Eines der drei Bypass-Ventile kann auch fehlerhaft offenbleiben. Aufgrund des geringen freien Strömungsquerschnittes der Bypass-Ventile (je Bypass-Ventil ca. 25 % eines S+E-Ventils) verläuft die Transiente bei einem offenen Bypass-Ventil jedoch erheblich langsamer ab. Analysen zum Ablauf einer Druckentlastung mit einem Bypass-Ventil liegen bisher nicht vor. Unterschiede im Ablauf der Transiente werden daher im folgenden qualitativ beschrieben.

■ Unterkritikalität

Nach dem fehlerhaften Öffnen eines S+E-Ventils treten drei anlagendynamische Effekte auf, die zur Anregung einer RESA führen können. Diese sind

- die Druckentlastung des RDB,
- die Erhöhung des Frischdampfmassenstroms und
- der Energieeintrag in das Kondensationskammerwasser.

Das langfristige Offenbleiben eines S+E-Ventils führt zu einer Anregung des Signals "schnelle Druckentlastung $\Delta p > 1,0 \text{ MPa/Zeit}$ ". Durch dieses Signal wird eine RESA und ein DDA der Frischdampfleitungen angeregt.

Der Frischdampfmassenstrom in der zugehörigen Frischdampfleitung erhöht sich um den Durchsatz des S+E-Ventils von ca. 150 kg/s bei 7,0 MPa. Bei einer Reaktorleistung von mehr als ca. 90 % wird dadurch das Kriterium $m_{FD} > 120 \%$ erreicht. Durch

dieses Kriterium wird neben einer RESA ein DDA der betroffenen Frischdampfleitung, eine TUSA und das Verblocken der FDU angeregt.

Das Abblasen in die Kondensationskammer führt innerhalb von wenigen Minuten, auch bei einem betrieblichen KOKA-Kühlen mit drei TH-Strängen, zu einem Temperaturanstieg auf 36 °C. Durch dieses Kriterium wird ebenfalls eine RESA ausgelöst. Das Kriterium zur Abschaltung der Turbine wird in diesem Fall aus den beiden Signalen RESA und Neutronenfluß < 20 % gebildet. Die FDU erhält wegen des kontinuierlich fallenden RDB-Drucks keinen Öffnungsbefehl (Druckregelung), so daß ein offenes S+E-Ventil in jedem Fall dazu führt, daß die Hauptwärmesenke nicht verfügbar ist.

Bleibt eines der geplanten Bypass-Ventile fehlerhaft offen, dann erhöht sich der Frischdampfdurchsatz in der betroffenen Frischdampfleitung um ca. 40 kg/s. Eine Anregung des Kriteriums $m_{FD} > 120 \%$ ist bei dieser Durchsatzerhöhung nicht möglich. Der Wärmeeintrag in die Kondensationskammer ist dagegen ausreichend groß, um einen Temperaturanstieg auf 36 °C, auch bei einem KOKA-Kühlen mit drei TH-Strängen ab 32 °C, zu bewirken. Die Druckentlastung des RDB wird aufgrund des geringen Dampfdurchsatzes durch das Ventil insgesamt langsamer ablaufen. Es liegen bisher keine Untersuchungen dazu vor, ob es zu einer Anregung des Kriteriums "schnelle Druckentlastung" kommt.

■ **Kernkühlung**

- Druckbegrenzung

Das Öffnen weiterer S+E-Ventile zur Druckbegrenzung ist bei einem offenen S+E-Ventil nicht erforderlich. Bei einem offenen Bypass-Ventil wird das Öffnen von weiteren Ventilen zur Aufrechterhaltung der Bespeisung ($p < 10 \text{ MPa}$) dann erforderlich, wenn es zu einem Ausfall der Hauptwärmesenke gekommen ist.

- Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel

Zur Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel stehen die gleichen Systeme zur Verfügung, wie bei einem "Ausfall der Hauptwärmesenke" (siehe Abschnitt 3.2.1.1). Aufgrund des Druckabfalls im RDB kann die TH14-Pumpe nur mit Vorpumpe betrieben werden. Die

Bedingungen zur Nutzung der RM/RL-Direktverbindung oder des Speisewasserbehälters sind gleichfalls identisch mit denjenigen beim "Ausfall der Hauptwärmesenke".

Das geplante ZUNA-System kann zur Einspeisung genutzt werden, wenn der RDB-Druck aufgrund des offenen S+E-Ventils unter 4,0 MPa gefallen ist.

■ **Aktivitätsrückhaltung**

- Nachwärmeabfuhr

Da das offene S+E-Ventil innerhalb von wenigen Minuten zu einer Nichtverfügbarkeit der Hauptwärmesenke führt, muß die Nachwärme mit dem nuklearen Nachkühlsystem aus der Kondensationskammer abgeführt werden. Der kontinuierliche Dampfeintrag führt zu einem schnellen Anstieg der Temperatur des Kondensationskammerwassers. Alleine der Energieeintrag durch die Druckentlastung hätte bei ausgefallener Nachwärmeabfuhr einen Temperaturanstieg des Kondensationskammerwassers von ca. 16 - 17 °C zur Folge. Da der Temperaturanstieg zu Beginn der Transiente erfolgt, hat die Druckentlastung bei funktionierender Nachwärmeabfuhr keinen Einfluß auf die zu späteren Zeitpunkten auftretenden maximalen Temperaturen des Kondensationskammerwassers, da der Temperaturhub aufgrund der höheren Temperaturdifferenz bis zu diesem Zeitpunkt abgebaut ist.

Die beim "Ausfall der Hauptwärmesenke" in Abschnitt 3.2.1.1 aufgeführten anlagentechnischen Möglichkeiten zur Abfuhr der Nachwärme aus dem SB stehen auch bei einem fehlerhaft offenen S+E-Ventil zur Verfügung. Die Nachwärmeabfuhr durch das modifizierte Abfahrkühlen hat bei dieser Transiente eine höhere Bedeutung, da mit den bisher installierten Abfahrkühlleitungen erst dann der Abfahrkühlbetrieb aufgenommen werden kann, wenn das offene S+E-Ventil durch entsprechende Maßnahmen wieder geschlossen werden konnte.

Bei ausgefallener Nachwärmeabfuhr werden wichtige Temperaturgrenzwerte aufgrund des erhöhten Wärmeeintrags in die Kondensationskammer zu früheren Zeitpunkten erreicht.

Bleibt eines der geplanten Bypass-Ventile langfristig offen, erfolgt der Energieeintrag in die Kondensationskammer durch die vergleichsweise langsamere Druckentlastung über einen längeren Zeitraum.

3.2.4.2 Systemfunktionen und Mindestanforderungen

Zur Beherrschung der Transiente "Offenbleiben eines S+E-Ventils" (T4) können je nach Ablauf die Systemfunktionen

- REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG
- EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM
- EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$
- EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L < LT3$
- NACHWÄRMEABFUHR
- DRUCKENTLASTUNG
- EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM
- EINSPEISUNG MIT RM/RL-DIREKTVERBINDUNG
- DDA BEI ÜBERSPEISUNG

erforderlich werden. Bleibt eines der geplanten Bypass-Ventile langfristig offen, kann zusätzlich die Funktion AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG erforderlich werden, um die Hochdruck-Einspeisung in den RDB zu gewährleisten. Da das Offenbleiben eines Bypass-Ventils nur qualitativ bewertet wird, wird diese Funktion im weiteren nicht betrachtet.

Da die Transiente nach wenigen Minuten in einen "Ausfall der Hauptwärmesenke" übergeht, sind die Mindestanforderungen weitgehend identisch. Im folgenden wird daher bei identischen Aussagen auf die Anforderungen in Abschnitt 3.2.1.2 verwiesen.

■ REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG

Die REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG kann durch die Kriterien

- schnelle RDB-Druckabsenkung $> 1,0 \text{ MPa/Zeit}$,
- Frischdampfmassenstrom $> 120 \%$ und
- Kondensationskammerwassertemperatur $> 36 \text{ °C}$

angeregt werden.

Nach dem "Ausfall der Hauptwärmesenke" können auch die bei dieser Transiente aufgeführten Kriterien eine RESA anregen.

Es ist ausreichend, wenn der Reaktor durch eines dieser Kriterien in den Zustand "unterkritisch heiß" gebracht wird.

■ EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM

Das Speisewassersystem muß vor und nach der RESA zusätzlich zur betrieblichen Fördermenge die über das offene Ventil abströmende Kühlmittelmenge in den RDB speisen. Aufgrund der großen Auslegungsreserven des Systems sind hierzu keine höheren Mindestanforderungen erforderlich.

Die Anforderungen an das Speisewassersystem sind daher identisch mit denjenigen beim "Ausfall der Hauptwärmesenke". Es ist ausreichend, wenn mit

- 1 v 3 RL-Pumpen und
- 1 v 2 Anfahrregelventilen

der RDB bespeist wird. Dauert die Transiente länger als 30 Minuten, dann sind mit zunehmender Dauer die in Tabelle 3.15 aufgelisteten Mindestanforderungen zur Aufrechterhaltung der Systemfunktion erforderlich.

■ EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$ und $L < LT3$

Nach einem Ausfall des Speisewassersystems wird das TH-HD-System durch die gestaffelten Füllstandsmarken zur Einspeisung angeregt. Wie beim "Ausfall der Hauptwärmesenke" sind beide Systemfunktionen erfüllt, wenn mit

- 1 v 3 TH-HD-Strängen

in den RDB eingespeist wird.

Eine Füllstandshaltung mit der TH14-Pumpe ohne laufende Vorpumpe ist bei einer Anregung durch die Füllstandsmarke LT2.1 jedoch nicht möglich. Fallender Gegen- druck und ansteigende Kondensationskammerwasser-Temperatur führen zur Kavitati- on der Pumpe. Die Füllstandshaltung ist dann nicht mehr sichergestellt.

Bei einer Anregung der TH-Systeme durch $L < LT3$ wird die RDB-Druckentlastung durch das Öffnen weiterer S+E-Ventile beschleunigt.

Die Funktion des Überspeisungsschutzes ist bei der Transiente T4 nicht erforderlich, da alle möglichen Überspeisungen bei niedrigem RDB-Druck erfolgen und keine Ge- fährdung der Integrität der S+E-Ventile durch Überspeisung bei hohem Druck erfolgen kann.

■ NACHWÄRMEABFUHR

Zur Abfuhr der Nachwärme aus der Kondensationskammer sind die in Tabelle 3.16 in Abhängigkeit von der Füllstandshaltung aufgelisteten Mindestanforderungen ausrei- chend. Der Temperaturanstieg des Kondensationskammerwassers ist zu Beginn der Transiente zwar stärker als beim "Ausfall der Hauptwärmesenke", bis zum Erreichen der maximalen Temperatur macht sich der Temperaturhub aufgrund der effektiveren Wärmeabfuhr jedoch nicht mehr bemerkbar.

Bei ausgefallener Nachwärmeabfuhr sind die Aufheizzeiten bis zum Erreichen von wichtigen Temperaturgrenzwerten kürzer als beim "Ausfall der Hauptwärmesenke". Die Temperatur von 85 °C, bis zu der ein sicherer Dauerbetrieb der TH-HD-Pumpen

gewährleistet ist, kann bereits nach 125 Minuten ("AHWS" 195 Minuten) erreicht werden.

■ DRUCKENTLASTUNG

Da der RDB durch das offene S+E-Ventil zwangsdruckentlastet wird, ist die DRUCKENTLASTUNG nur dann erforderlich, wenn nach dem Ausfall der Hochdruckeinspeisungen mit einem Niederdrucksystem eingespeist werden soll. Die Systemfunktion ist daher erfüllt, wenn

- 2 v 6 S+E-Ventile automatisch öffnen und offengehalten werden bei einer Einspeisung mit den TH-ND-Strängen (unterhalb von 1,4 MPa möglich)

■ EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM

Die EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM kann nach einer Anregung durch den RDB-Füllstand $L < LT3$ und einer DRUCKENTLASTUNG mit mindestens zwei S+E-Ventilen unter einen RDB-Druck von $p < 1,4$ MPa erfolgen. Die Systemfunktion ist erfüllt, wenn mit mindestens

- 1 v 3 TH-ND-Strängen

in den RDB eingespeist wird.

■ EINSPEISUNG MIT RM/RL-DIREKTVERBINDUNG

Aufgrund der Druckentlastung mit einem S+E-Ventil als Auslöser der Transiente kann nach einem Druckabfall auf ca. 2,0 MPa bei offenem RL-Einspeiseweg mit der RM/RL-Verbindung füllstandsgeregelt über die Anfahrregelstation in den RDB eingespeist werden. Im Hinblick auf die Wirksamkeit der Systemfunktion sind drei mögliche Anlagenzustände zu unterscheiden:

- Die EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM funktioniert.

Der Druck im RL-System ist $p_{RL} > 3$ MPa, der Schieber in der RM/RL-Verbindungsleitung öffnet nicht. Dann erfolgt keine Einspeisung mit den RM-Pumpen.

- Die EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI FÜLLSTAND $L > LT3$ oder $L < LT3$ funktioniert (RL-System ist ausgefallen).

Bei einer betrieblichen Anregung der TH-HD-Stränge speisen die RM-Pumpen ab ca. 2,0 MPa in den RDB. Da die Einspeisung füllstandsgeregelt erfolgt, werden die TH-HD-Pumpen zunächst nicht mehr zur Einspeisung angeregt (Anregemarke LT2 wird aufgrund der Einspeisung mit den RM-Pumpen nicht mehr erreicht). Durch die weitere Druckabsenkung dampfen die noch heißen Speisewasserleitungen aus. Durch das in den RDB verdrängte Speisewasser aus den Vorwärmstrecken steigt der RDB-Füllstand über LH3 an. Bei diesem Füllstandsgrenzwert wird dann u. a. ein Speisewasser-DDA ausgelöst und eine weitere Einspeisung mit den RM-Pumpen unterbunden.

Nach einer Anregung der TH-HD-Stränge durch $L < LT3$ wird der RDB bis über die Frischdampfleitungen geflutet. In diesem Fall wird davon ausgegangen, daß der Füllstand $L > LH3$ erst dann erreicht wird, wenn der RDB-Druck bereits unter 0,9 MPa gefallen ist. In diesem Fall wird kein Speisewasser-DDA ausgelöst. Da der RDB bis über LH2 mit Kühlmittel gefüllt ist, speisen die RM-Pumpen nicht ein. Bei einem späteren Ausfall des TH-Systems kann die Füllstandshaltung des RDB dann wieder mit der RM/RL-Verbindung erfolgen.

- Alle anderen Einspeisungen sind ausgefallen.

Durch die Einspeisung mit den RM-Pumpen kann die Zeit bis zum Beginn des Aufheizens der Kernstrukturen hinausgezögert werden, der Kondensatvorrat reicht jedoch nicht aus, das durch die Druckentlastung und Nachwärmeleistung aus dem RDB verlorene Kühlmittel bis zum Sollfüllstand zu ersetzen. Die RM-Pumpen werden durch "Schutz AUS" bei tiefem Verweilbehälter-Füllstand abgeschaltet.

Bei einer ausgefallenen NACHWÄRMEABFUHR ist die EINSPEISUNG MIT RM/RL-DIREKTVERBINDUNG nur solange nutzbar, bis durch das Signal P10 ($\Delta p_{DK-RG} > 25 \text{ kPa}$) durch teilweises Ausdampfen des KOKA-Wassers ein Speisewasser-DDA erfolgt.

Mit der Systemfunktion kann bei einer Einspeisung mit

- 1 v 1 RM/RL-Direktverbindung

eine zeitliche Streckung bis zum Beginn einer Kernaufheizung oder nach einem Ausfall der TH-HD-EINSPEISUNG BEI FÜLLSTAND $L < LT3$ durch den Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR eine zeitweilige RDB-Füllstandshaltung erfolgen.

■ DDA BEI ÜBERSPEISUNG

Im Fall einer Überspeisung des RDB gelten hinsichtlich des Durchdringungsabschlusses der Frischdampfleitungen die gleichen Anmerkungen wie bei der Transiente "Ausfall der Hauptwärmesenke". Die Systemfunktion ist erfüllt, wenn

- die überspeisenden Pumpen abgeschaltet werden, bevor der Füllstand die Frischdampfleitungsstutzen erreicht

oder

- 1 v 2 der Durchdringungsarmaturen

in jedem Strang der vier Frischdampfleitungen und der Hilfsdampfleitung schließen. Fällt das automatische Schließen der Armaturen aus, ist die Funktion noch erfüllt, wenn die Armaturen innerhalb der in Tabelle 3.18 angegebenen Zeiten geschlossen werden.

3.2.4.3 Beschreibung der Ereignisabläufe

Die Ereignisablaufanalyse des auslösenden Ereignisses "Offenbleiben eines S+E-Ventils" (T4) führt zu insgesamt 28 Ablaufpfaden. Das Ereignisablaufdiagramm ist in Bild 3.6 dargestellt. Die Anlagenzustände b_1 bis b_4 sind identisch mit den Definitionen in Abschnitt 3.2.1.3.

Da ein fehlerhaft offenes S+E-Ventil kurze Zeit nach der Auslösung der Transiente zu einem Ausfall der Hauptwärmesenke führt, sind die Ereignisablaufpfade identisch mit denjenigen des "Ausfalls der Hauptwärmesenke" und einem nach dem Ansprechen fehlerhaft offenbleibenden S+E-Ventil. Die thermohydraulischen Abläufe zu Beginn der Transiente weichen zwar aufgrund der unterschiedlichen Auslöser voneinander ab, auf den weiteren Ablauf der Transiente hat dies jedoch keinen entscheidenden Einfluß. Die Ablaufpfade 1 bis 28 der Transiente "Offenbleiben eines S+E-Ventils" entsprechen

somit den Ablaufpfaden 31 bis 59 der Transiente "Ausfall der Hauptwärmesenke", ausgenommen der Pfad 58, der den Ausfall der Druckbegrenzung während der Transiente T3 repräsentiert. Hinsichtlich der Beschreibung der Ablaufpfade wird daher auf die jeweiligen Pfade in Abschnitt 3.2.1.3 verwiesen.

3.2.5 Überspeisungstransiente

3.2.5.1 Sicherheitstechnische Funktionen zur Beherrschung einer "Überspeisungstransiente"

Mögliche Überspeisungen des RDB über den Sollfüllstand (LH2 = 14,50 m) mittels des nuklearen Nachkühlsystems werden innerhalb der Transienten behandelt, bei denen das System zur Beherrschung der Transiente angefordert wird. Überspeisungen, die durch das Ausdampfen der Speisewasserleitungen verursacht werden, werden bei den jeweiligen Ereignisabläufen untersucht, bei denen dieses Phänomen auftreten kann. Die "Überspeisungstransiente" umfaßt daher nur Überspeisungen aufgrund einer fehlerhaft zu hohen Fördermenge der Hauptspeisewasserpumpen.

Zur unmittelbaren Beherrschung einer "Überspeisungstransiente" ist

- das Schnellabschaltsystem YT,
- das Frischdampfsystem RA (Durchdringungsabschluß) und
- das Hauptspeisewassersystem (Abschaltmöglichkeiten)

erforderlich. Nach einem Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen und damit auch einem Ausfall der Hauptwärmesenke können zur Beherrschung

- das Entlastungssystem TK,
- das nukleare Nachkühlsystem TH mit dem nuklearen Zwischenkühlsystem TF und dem nuklearen Nebenkühlwassersystem VE sowie
- das Hauptkondensatsystem RM

notwendig werden.

Eine fehlerhaft zu hohe Fördermenge der Hauptspeisewasserpumpen erfordert insbesondere eine hohe Zuverlässigkeit der Abschaltung der Pumpen. Hierzu sind die folgenden Maßnahmen vorgesehen:

- $L_{RDB} > 15,28$ m (LH1)
Abschalten der Hauptspeisewasserpumpen bis auf eine Pumpe von Hand, ebenfalls von Hand: Schließen aller Druck- und Anfahrchieber. Eine Hauptspeisewasserpumpe läuft dann in Mindestmenge.
- $L_{RDB} > 15,45$ m
Abschalten aller Hauptspeisewasserpumpen von Hand.
- $L_{RDB} > 15,60$ m (LH3)
Automatische Abschaltung aller Hauptspeisewasserpumpen sowie Schließen der Druck- und Anfahrchieber und automatische Anregung der Durchdringungsabschlüsse der Speisewasser- und Frischdampfleitungen sowie der Hilfsdampfleitung.

Zur Erfüllung der Sicherheitsziele

- Unterkritikalität,
- Kernkühlung und
- Aktivitätsrückhaltung

sind die nachfolgend aufgeführten Funktionsweisen der Systeme erforderlich.

■ **Unterkritikalität**

Bei steigendem RDB-Füllstand wird durch den Füllstandsgrenzwert LH1 = 15,28 m eine RESA und eine Turbinenabschaltung ausgelöst. Bei einem weiteren Füllstandsanstieg wird nach Überschreiten des Füllstandes LH3 = 15,60 m abermals eine RESA angeregt. Ein zur Füllstandsmessung diversitäres Anregekriterium kann erst dann angeregt werden, wenn durch $L > LH3$ die Auslösung eines Durchdringungsabschlusses der Frischdampfleitungen erfolgt. Im Anschluß daran können die RESA-Kriterien ansprechen, die bei einem Ausfall der Hauptwärmesenke angeregt werden.

■ Kernkühlung

• Druckbegrenzung

Nach der RESA und der Turbinenschnellabschaltung bei $L_{\text{RDB}} > \text{LH1}$ erfolgt die Druckbegrenzung zunächst durch die Druckregelfunktion der Umleitstation in Verbindung mit dem betrieblichen Öffnen von maximal vier S+E-Ventilen (bei einer Reaktorleistung $p > 90 \%$). Nach einem Füllstandsanstieg über $L_{\text{RDB}} > \text{LH3}$ erfolgt u. a. ein Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen und der Hilfsdampfleitung. Die Funktion der Druckbegrenzung muß dann vom TK-System übernommen werden. Da das RESA-Signal bereits durch den Füllstandsgrenzwert $L_{\text{RDB}} > \text{LH1}$ ausgelöst wurde, öffnen bei einem Druckanstieg über $p_{\text{RDB}} > 7,2 \text{ MPa}$ die geplanten diversitären Bypassventile. Bei einem weiteren Druckanstieg öffnen die S+E-Ventile entsprechend ihrem Anregedruck.

Solange sich der Füllstand noch unterhalb der Stutzen der Frischdampfleitungen ($L_{\text{RDB}} = 16,50 \text{ m}$) befindet, entlasten die TK-Ventile aus der Dampfphase. Konnte der Füllstandsanstieg nicht auf $\text{LH3} = 15,60 \text{ m}$ begrenzt werden, können jedoch oberhalb dieser Füllstandsmarke bereits Wassertropfen durch Mitriß in der Dampfphase transportiert werden. Werden nach einem Versagen der Abschaltung der RL-Pumpen auch die Frischdampfleitungen überflutet, werden so viele S+E-Ventile öffnen, bis sich ein Gleichgewicht zwischen der Fördermenge der RL-Pumpen und dem Ventil-Durchsatz bei einem RDB-Druck entsprechend der Pumpenkennlinie einstellt.

Die S+E-Ventile sind jedoch nicht für die bei einer Entspannung aus der Wasserphase bei hohem RDB-Druck auftretenden Kräfte auf das Ventil ausgelegt. Aufgrund der auslegungsüberschreitenden Belastungen kann es bei einem Füllstandsanstieg über $L_{\text{RDB}} = 16,50 \text{ m}$ bei gleichzeitig hohem RDB-Druck zu einem Integritätsverlust der S+E-Ventile kommen. Hinsichtlich der möglichen Schadensbilder liegen noch keine Untersuchungen vor. In der vorliegenden Analyse wird im weiteren bei einer Überspeisung und gleichzeitig hohem RDB-Druck von einem Frischdampfleitungsleck innerhalb des SB ausgegangen.

Die diversitären Bypass-Ventile öffnen im Vergleich zu den S+E-Ventilen relativ langsam. Schäden durch Überspeisung bei hohem Druck sind daher bei diesen Ventilen unwahrscheinlicher und werden in dieser Analyse nicht betrachtet.

- Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel

Durch das auslösende Ereignis wird der Kern zunächst bis über den Soll-Füllstand mit Kühlmittel bedeckt. Sobald jedoch der Füllstand $LH3 = 15,60$ m überschritten wird, erfolgt u. a. ein Durchdringungsabschluß der Speisewasserleitungen. Das Hauptspeisewassersystem und alternative Einspeisungen über das Hauptspeisewassersystem (z. B. RM/RL-Verbindung) sind damit ausgefallen (Transiente T3T2).

Nach dem Abschalten der RL-Pumpen soll der RDB-Füllstand durch Abfahren des Überschußwassers über die Kühlmittelreinigung in die Kondensationskammer wieder abgesenkt werden. Die Füllstandsabsenkung kann durch Öffnen der Frischdampfumleitstation oder eines S+E-Ventils beschleunigt werden. Diese Maßnahme soll jedoch nicht durchgeführt werden, wenn durch das Aufschäumen des Kühlmittels die Füllstandsmarke LH3 erreicht werden kann.

Nach einem Absinken des Füllstandes auf LT2 wird die Füllstandshaltung mit dem TH-HD-System durch die betriebliche Leittechnik angeregt. Die weiteren Möglichkeiten der Füllstandshaltung entsprechen denjenigen der Transiente T3T2 (siehe Abschnitt 3.2.1.1).

■ **Aktivitätsrückhaltung**

- Nachwärmeabfuhr

Bis zum Erreichen des Füllstandes LH3 kann die Nachwärme über die Hauptwärmesenke, den Kondensator, abgeführt werden. Erfolgt bei LH3 der Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen, wird die Nachwärme in die Kondensationskammer eingeleitet und kann über das nukleare Nachkühlsystem TH und die Nachkühlkette an die Donau abgegeben werden. Die Optionen in der Betriebsweise des TH-Systems sind identisch mit denjenigen der Transiente T3T2.

- Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen

Kann die Einspeisung mit dem RL-System nicht unterbrochen werden, erfolgt eine Überspeisung bis über die Frischdampfstutzen ($L_{RDB} > 16,50$ m). Zum Schutz der Frischdampfleitungen außerhalb des SB wird ein Durchdringungsabschluß dieser

Leitungen ausgelöst. Ein DDA-RA wird, wie das Unterbrechen der RL-Einspeisung, durch den Füllstandsgrenzwert LH3 ausgelöst.

Versagt das Unterbrechen der RL-Einspeisung aufgrund des Ausfalls des Füllstandssignals (Meßwert folgt nicht), ist davon auch die Anregung der RESA und des DDA-RA betroffen. Bei ausgefallenem Füllstandssignal ist eine Information über den RDB-Füllstand und daraus abzuleitender Gegenmaßnahmen nur mit der im Versuchsstadium befindlichen diversitären Füllstandsmessung (Ultraschallprinzip) oder aus dem Ungleichgewicht im Speisewasser-Dampf-Kreislauf möglich. Von der Ultraschall-Füllstandsmessung werden keine automatischen Maßnahmen abgeleitet. Automatische Maßnahmen können erst dann erfolgen, wenn Folgeschäden in der Anlage aufgetreten sind. Tritt in einer der Frischdampfleitungen oder der Hilfsdampfleitung aufgrund der Überspeisung außerhalb des SB ein Leck auf, kann ein DDA-RA durch das Signal P20 ($\Delta p_{RG-Atm} > 0,5 \text{ kPa}$) oder P30 ($\Delta p_{MH-Atm} > 0,5 \text{ kPa}$) ausgelöst werden. Durch diese Signale erfolgt jedoch keine automatische Abschaltung der Einspeisung mit dem RL-System. Hinsichtlich der Funktion des DDA-RA ist in diesem Fall zu berücksichtigen, daß die Durchdringungsarmaturen bei nach wie vor nicht abgeschalteter RL-Einspeisung eine wasserdurchströmte Leitung schließen müssen.

Liegen andere Ursachen als der Ausfall des Füllstandssignals für das weitere Einspeisen über LH3 hinaus vor, wird ein DDA-RA durch das Füllstandssignal angeregt. Bei funktionierendem DDA-RA und weiterer Einspeisung mit dem RL-System können Schäden an den S+E-Ventilen auftreten, da sie bei hohem RDB-Druck aus der Wasserphase entspannen müssen.

Bei einem Versagen des DDA-RA und Überspeisen der Frischdampfleitung werden diese mit Speisewasser aufgefüllt. In einer Eigengewichtsanalyse der GRS wurde festgestellt, daß die statischen Wasserlasten von den Frischdampfleitungen abgetragen werden können. Über die Lastabtragung der dynamischen Belastungen kann bisher keine Aussage getroffen werden, ebenso über die Lastabtragung der an die Hilfsdampfleitung anschließenden Systeme und den Kondensator.

3.2.5.2 Systemfunktionen und Mindestanforderungen

Die Beherrschung der Transiente erfordert die Systemfunktionen

- REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG
- ÜBERSPEISUNGSSCHUTZ
- DDA BEI ÜBERSPEISUNG

Die Mindestanforderungen an die Wirksamkeit dieser Funktionen werden im folgenden spezifiziert.

■ REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG

Die RESA wird bei einer "Überspeisungstransiente" (T5) nach Überschreitung der Füllstandsgrenzwerte

- RDB-Füllstand > LH1 (15,28 m)
- RDB-Füllstand > LH3 (15,60 m)

angeregt.

Nach der Anregung der RESA wird durch das hydraulische Einschließen der Steuerstäbe in den Kern die nukleare Kettenreaktion unterbrochen und die Anlage in den Zustand "unterkritisch heiß" gebracht.

Ein Ausfall der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG wird gesondert untersucht (s. ATWS-Störfall).

■ ÜBERSPEISUNGSSCHUTZ

Das Abschalten der RL-Pumpen kann entweder von Hand oder automatisch erfolgen. Da zur Ermittlung des Erwartungswertes der Häufigkeit für das auslösende Ereignis nur die Ereignisse gezählt wurden, die zur Auslösung von automatischen Maßnahmen führten, werden bei der Systemfunktion ÜBERSPEISUNGSSCHUTZ ebenfalls nur die automatischen Maßnahmen betrachtet.

Bei Erreichen der Füllstandsmarke LH3 = 15,60 m wird durch den Reaktorschutz u. a. das Abschalten aller RL-Pumpen, ein Durchdringungsabschluß der Speisewasserleitungen und das Schließen aller Druck- und Anfahrchieber ausgelöst. Zur Beherrschung der Transiente ist es ausreichend, wenn beim Überschreiten des Grenzwertes LH3 automatisch ein

- 1 v 2 Schließen der Durchdringungsarmaturen in jeder Speisewasserleitung
oder
- 3 v 3 Schließen der Druck- und Anfahrchieber
oder
- 3 v 3 Abschalten der RL-Pumpen

erfolgt.

■ DDA BEI ÜBERSPEISUNG

Ein Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen wird durch den Füllstandsgrenzwert LH3 ausgelöst. Fällt die automatische Auslösung des DDA-RA aus, kann er von Hand ausgelöst werden. Das Zeitfenster zum Auslösen eines DDA von Hand nach dem Versagen der automatischen Auslösung ist aufgrund der hohen Förderleistung der RL-Pumpen sehr klein. Nach einer RESA und einer weiteren Förderung der Pumpen mit 100 % der Fördermenge verbleiben nach dem Erreichen von LH3 etwa 15 s zur Auslösung des DDA. Erfolgt die Einspeisung über die Anfahrregelstation mit etwa 15 % der Fördermenge, stehen, ausgehend von LH3, etwa 90 Sekunden zur Auslösung eines DDA zur Verfügung.

Die Systemfunktionen DDA BEI ÜBERSPEISUNG ist erfüllt, wenn

- die Hauptspeisewasserpumpen bei LH3 automatisch abgeschaltet werden

oder

- 1 v 2 Durchdringungsarmaturen

in jeder Frischdampfleitung und der Hilfsdampfleitung schließen, bevor Kühlmittel in die Leitungen eintritt.

Können die Hauptspeisewasserpumpen nicht abgeschaltet werden und erfolgt ein DDA-RA, wird in dieser Analyse von Folgeschäden an den S+E-Ventilen ausgegangen.

Zur Quantifizierung der Wahrscheinlichkeit, mit der nach einem Ausfall des DDA-RA ein Folgeleck im Frischdampfsystem durch die Überspeisung auftritt, sind noch weitere Untersuchungen erforderlich.

3.2.5.3 Beschreibung der Ereignisabläufe

Das Ereignisablaufdiagramm ist in Bild 3.7 dargestellt. Die "Überspeisungstransiente" kann durch ein Unterbrechen der Einspeisung beherrscht werden, andernfalls sind Folgeschäden möglich. Nachfolgend werden die Ablaufpfade diskutiert.

Pfad 1

Dieser Ereignisablauf repräsentiert den Anlagenzustand nach einer erfolgreichen automatischen Abschaltung der RL-Einspeisung. Dieser Ereignisablauf wird nicht bewertet, da er bereits durch die Transiente (T3T2) berücksichtigt wurde.

Pfad 2 und 3

Die Pfade 2 und 3 sind durch das Einspeisen mit dem RL-System bis über die Frischdampfleitungen gekennzeichnet. Erfolgt ein Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen (Pfad 3), öffnen die S+E-Ventile zur automatischen Druckbegrenzung und entspannen je nach Förderleistung der RL-Pumpen nach mehr oder minder kurzer Zeit bei hohem Druck aus der Wasserphase. Da die Ventile für diese Belastungen nicht ausgelegt sind, kann dieser Ereignisablauf durch Integritätsverlust der Ventilan-schlüsse zu einem KMV-Störfall innerhalb des SB führen.

Fällt auch der Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen aus (Pfad 4), werden die Frischdampfleitungen außerhalb des SB mit dynamischen Wasserlasten beaufschlagt. Ein Folgeversagen der Frischdampfleitung oder der anschließenden Systeme außerhalb des RDB ist möglich, die bedingte Wahrscheinlichkeit hierfür kann im Rahmen dieser Analyse jedoch nicht quantifiziert werden (Anlagenzustand b_2).

Pfad 4

Eine RESA wird in dieser Transiente ausschließlich über den Füllstand angeregt. Ist der Ausfall der RESA auf einen Ausfall des Füllstandssignals zurückzuführen, sind davon auch die Funktionen ÜBERSPEISUNGSSCHUTZ und DDA BEI ÜBERSPEISUNG betroffen. Ein Signal für automatische Maßnahmen liegt dann nicht mehr vor. Handmaßnahmen des Operateurs sind aufgrund der fehlerhaften oder fehlenden Füllstandsanzeigen sehr ungünstig zu bewerten. Wenn die FD-Leitungen aufgrund der dynamischen Lasten versagen sollten, stehen die gleichen Reaktorschutz-Anregungen wie bei einem großen Leck außerhalb des Sicherheitsbehälters zur Verfügung (s. Abschnitt 3.2.8.1). Ein Ausfall der RESA wird im Abschnitt "ATWS-Störfall" behandelt.

3.2.6 Fehlfahren von Turbinen- oder Umleitventilen

3.2.6.1 Sicherheitstechnische Funktionen zur Beherrschung des "Fehlfahrens von Turbinen- oder Umleitventilen"

Durch das "Fehlfahren von Turbinen- oder Umleitventilen" können die Anlagenteile

- Turbine,
- Kondensator und
- Frischdampfleitungen

in ihrer Integrität gefährdet werden. Zur Beherrschung der Transiente ist die Unterbrechung des Dampfmassenstroms zur Turbine bzw. zum Kondensator durch einen

- Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen

erforderlich. Zur weiteren Beherrschung des dann vorliegenden "Ausfalls der Hauptwärmesenke" sind die in Abschnitt 3.2.1.1 aufgeführten sicherheitstechnischen Funktionen notwendig.

Der Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen kann entweder durch das Signal

- "Frischdampfmassenstrom $m_{FD} > 120 \%$ "

oder durch das Signal

- "schnelle RDB-Druckabsenkung $\Delta p_{\text{RDB}} > 1,0 \text{ MPa/Zeit}$ "

bei einem Fehlfahren in Richtung "Öffnen" ausgelöst werden. Durch diese Signale wird gleichzeitig eine RESA angeregt.

Versagt der Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitung(en) und stehen die fehlergefahrenen Ventile der betroffenen Leitung nach wie vor offen, kann der Frischdampf-massenstrom bis auf ca. 200 % des Durchsatzes bei Vollast ansteigen.

Die überhöhten Belastungen der Frischdampfleitung(en) bei einem Versagen des DDA können zu einem Integritätsverlust der Frischdampfleitung(en) führen. Erfolgt das Fehlfahren in Richtung "Öffnen" eines Ventils, hat die zusätzliche hohe Frischdampfentnahme eine RDB-Druckabsenkung und infolgedessen einen intensiven Gemischspiegelanstieg zur Folge. Bewegt sich die Gemischspiegelfront in die Frischdampfleitung(en) hinein, wird die Belastung der Frischdampfleitungen durch den Dichtesprung zusätzlich erhöht.

3.2.6.2 Systemfunktionen und Mindestanforderungen

Zur Beherrschung der Transiente "Fehlfahren von Turbinen- und Umleitventilen" ist die Systemfunktion

- DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS - RA

erforderlich. Wird die Mindestanforderung an die Systemfunktion erfüllt, sind die beim "Ausfall der Hauptwärmesenke" aufgeführten Systemfunktionen zur weiteren Beherrschung der Transiente erforderlich (s. Abschnitt 3.2.1.2).

Die Mindestanforderungen an die Systemfunktion ist erfüllt, wenn in jeder Frischdampfleitung

- 1 v 2 der Durchdringungsarmaturen

schließt.

3.2.6.3 Beschreibung des Ereignisablaufs

Auf die Darstellung eines Ereignisablaufdiagramms wird bei dieser Transiente verzichtet, da es sich um den Ausfall oder die Funktion einer Systemfunktion, des DURCHDRINGUNGSABSCHLUSSES - RA, handelt.

Wird die Systemfunktion erfüllt, liegt ein "Ausfall der Hauptwärmesenke", ausgelöst durch einen Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen, vor. Das "Fehlverhalten der Turbinen- oder Umleitventile" ist in diesem Fall das einleitende Ereignis. Dieser Ablauf wird in der vorliegenden Analyse als "Ausfall der Hauptwärmesenke" erfaßt, der in Abschnitt 3.2.1.3 ausführlich behandelt und daher bei der vorliegenden Transiente nicht weiter betrachtet wird.

Fällt die Systemfunktion DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS - RA aus, d. h. sind eine oder mehrere Frischdampfleitungen nicht abgesperrt, kann die Integrität dieser Frischdampfleitungen durch die überhöhten Belastungen aufgrund des hohen Massenstroms gefährdet sein. Es liegen bisher keine Untersuchungen vor, unter welchen Umständen mit einem Versagen der Frischdampfleitung zu rechnen ist. Für den Fall, daß ein Leck vorliegt, geht beständig Kühlmittel aus dem SB verloren. Eine weitere Anregung des DDA ist dann durch das KMV-Signal P20 oder P30 möglich.

Nach der Installation der modifizierten Abfahrkühlleitung auf dem Niveau der Speisewasserstutzen kann dieser Gefährdungszustand durch Handmaßnahmen (bei P30) bzw. durch anlageninterne Notfallmaßnahmen (bei P20) kontrolliert werden.

3.2.7 Leck in einem Nachkühlstrang

Ein Leck in einem Nachkühlstrang kann sowohl im

- nuklearen Nachkühlsystem TH als auch im
- nuklearen Zwischenkühlsystem TF und im
- nuklearen Nebenkühlwassersystem VE

auftreten.

Die Komponenten der Nachkühlstränge sind innerhalb des Reaktorgebäudes in sogenannten "Compartments" angeordnet, die bis zu einer Höhenkote von 0,0 m gegeneinander abgedichtet sind. Eine Ausnahme bildet der TH10-Strang, bei dem der nukleare Zwischenkühlkreis teilweise im nuklearen Betriebsgebäude angeordnet ist.

Die Beeinträchtigung der Systeme aufgrund von Überflutungen durch Lecks wird in Abschnitt 4.1.1 untersucht.

Bei einem Leck im TF-System läuft das Inventar des Kühlkreises (ca. 80 m³) in das Compartment der betroffenen Redundanz. Die Auswirkung dieser Überflutung beeinträchtigt nur die Verfügbarkeit des betroffenen Stranges.

Bei einem großen Leck der VE-Leitung kann nach einem Versagen der Abschaltung das betroffene Compartment überspeist werden. Die Eintrittshäufigkeit für das Ereignis und für das Versagen der Abschaltung wird jedoch als sehr gering eingestuft ($< 10^{-7} \text{a}^{-1}$). Die Auswirkungen eines VE-Lecks betreffen somit ebenfalls die Verfügbarkeit einer oder ungünstigenfalls mehrerer Nachkühlketten.

Können die beeinträchtigten Nachkühlstränge nicht innerhalb der zulässigen Instandhaltungszeit (1 Strang 150 h, 2 Stränge 10 h) wieder verfügbar gemacht werden, ist der Reaktor abzufahren.

Bei einem Leck im TH-System wird im Unterschied zu Lecks in den anderen Systemen des Nachkühlstranges Wasser aus der Kondensationskammer in das Reaktorgebäude gefördert und steht damit als Ersatzwärmesenke bzw. Kühlmittel für den RDB nicht mehr zur Verfügung. Hinsichtlich möglicher Transienten aufgrund eines Lecks im Nachkühlstrang oder der Beherrschung einer bereits ausgelösten Transiente wird daher im folgenden ausschließlich ein Leck im TH-Strang untersucht.

3.2.7.1 Sicherheitstechnische Funktionen

Bei einem "Leck in einem TH-Strang" (T7) ist zunächst das Wasserinventar in der Kondensationskammer zu schützen. Führt das Leck zu einer Transiente oder tritt das Leck während einer Transiente auf, sind die entsprechenden Schutzziele

- Unterkritikalität,

- Kernkühlung und
- Aktivitätsrückhaltung

einzuhalten.

Wesentliche Komponenten des TH-Stranges befinden sich in den Compartments im unteren Bereich des Ringraumes. Aus dem unteren Ringraumbereich führen Rohrleitungen über Rohrschächte in den Bereich der Rohrböden oberhalb + 14,00 m, wo die jeweiligen TH-Leitungen nach der Durchführung in den SB in die entsprechenden Frischdampf- bzw. Speisewasserleitungen oder direkt in den RDB einbinden. Die Erkennungsmöglichkeiten eines Lecks und die anschließenden Aktionen (von Hand oder automatisch) unterscheiden sich je nach Lecklage.

■ **Leckerkennung**

- Leckagen im unteren Ringraumbereich und in den Rohrschächten

Leckagen können durch systemeigene Meldungen (Durchfluß etc.) sowie Meldungen des Leckage-Erkennungssystems XM und des Gebäudeentwässerungssystems TZ in den der jeweiligen Redundanz zugeordneten Sümpfen erkannt werden. Sollte der Sumpf in den jeweiligen Nachkühlraum überlaufen, so wird dies durch die Füllstandsmessung des TH-Systems mit zwei redundanten Meßsonden erfaßt. Bei einem Füllstand von -8,30 m erfolgt eine Sicherheitsgefahrenmeldung, bei der entsprechende Maßnahmen nach BHB durchzuführen sind (Abschalten der Pumpen und Abschiebern des Stranges). Sollte der Füllstand weiter ansteigen, so erfolgen bei -7,80 m automatische Maßnahmen in der betroffenen Redundanz:

- die VE-, TF-, ND- und HD-Pumpen sowie die Primärfüllpumpe werden abgeschaltet,
- die im Wasserbereich der Kondensationskammer liegenden Leitungen werden redundant abgesperrt.

Die automatischen Maßnahmen sind dem Reaktorschutz unterlagert. Sollten alle Maßnahmen zur Absperrung des Lecks versagen, so ergäbe sich beim Auslaufen der Kondensationskammer eine Selbstbegrenzung der maximal möglichen Leckmenge durch

einen Niveau-Ausgleich zwischen der betroffenen Redundanz und der Kondensationskammer. Da die maximal mögliche Leckmenge bis zum Niveauausgleich kleiner ist als das Fassungsvermögen der jeweiligen einzelnen Redundanzen, kommt es zu keinem Überströmen von Wasser in einen benachbarten Redundanzbereich bzw. den Bereich des Schnellabschaltsystems (SAS-Bereich).

- 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 TH-Leitungen oberhalb der Bereiche der Redundanzen 1, 2 und 3 sowie oberhalb des SAS-Bereiches verlaufen. Bemerkt 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 Gullys aufgenommene Wasser läuft schließlich in den Montageschacht B0653 über bzw. läuft über das Treppenhaus B0687/0587 sowie den Aufzugschacht B0683/0583 in die darunter liegenden Etagen. Schwellen und Türen verhindern, daß das über die Treppen und Wände ablaufende Wasser sich in den Etagen ausbreiten kann. Das in den Montageschacht überlaufende Wasser sammelt sich schließlich im unteren SAS-Bereich; das über das Treppenhaus bzw. Aufzugschacht ablaufende Wasser sammelt sich im Bereich der Redundanz 3 vor den Nachkühlräumen.

■ **Wasserinventar der Kondensationskammer**

Mit zunehmendem Füllstandsabfall in der Kondensationskammer sollen im Störfall-Leitschema Maßnahmen nach dem Maßnahmemodul N, zumeist von Hand, zum Schutz des Wasserinventars durchgeführt werden. Nachfolgend werden die relevanten Maßnahmen aufgelistet:

- $L_{KOKA} = 2,00 \text{ m}$
- Sollfüllstand

- $L_{KOKA} < 1,97$ m (N10)
 - Ursache für den Füllstandsabfall ermitteln und beseitigen und Füllstand mit TD99 über TM04 anheben (ca. 30 kg/s).
- $L_{KOKA} < 1,95$ m (N20)
 - Automatisches Schließen des Schiebers in der KOKA-Entleerungsleitung
- $L_{KOKA} < 1,80$ m (N40, N50, N60, N70, N80)
 - Betriebliche Anregung der TH-Systeme durch $L_{RDB} < LT2$, (N40):
Auslösen eines DDA der Frischdampfleitungen, v. Hand.
 - Betriebliche Anregung der TH-Systeme durch $L_{RDB} < LT2$ oder $T_{KOKA} > 32$ °C und Niveau im Nachkühlraum hoch bzw. zu hoch (N50, N60):
Defekte Nachkühlkette abschalten und abschiebern, bei $L_{NKR} = -8,30$ m von Hand, bei $L_{NKR} = -7,80$ m automatisch.
 - RS-Anregung der TH-Systeme und Niveau im Nachkühlraum hoch (N70):
Rücksetzen des RS-Befehls, Abschalten und Abschiebern der Nachkühlkette.
- $L_{KOKA} < 1,50$ m (N70)
 - KMV-RS-Anregung der TH-Systeme und Niveau im Nachkühlraum hoch:
Maßnahmen wie bei $L < 1,80$ m und RS-Anregung der TH-Systeme
- $L_{KOKA} < -1,00$ m (D120)
 - Druckentlastung des RDB von Hand über die TK-Ventile
- $L_{KOKA} < -4,50$ m (X110)
 - Fluten der Kondensationskammer (Notfallmaßnahme)

Im Maßnahmemodul N (Füllstandshaltung der Kondensationskammer) erfolgt der Einstieg in wesentliche Maßnahmegruppen in Abhängigkeit vom einspeisenden System und dessen Anregung sowie in Abhängigkeit vom Niveau des Nachkühlraumes. Dies ist darauf zurückzuführen, daß eine unerwünschte Füllstandsabsenkung sowohl auf eine zu starke Ausspeisung, z. B. bei einem Ausfall der

Hauptspisewasserversorgung bei vorhandener Hauptwärmesenke, als auch auf ein Leck im TH-System zurückgeführt werden kann. Es wird versucht, die Art der Ausspeisung bei den jeweiligen Maßnahmegruppen durch Abfragen zu berücksichtigen. Diese Vorgehensweise bedingt jedoch, daß alle möglichen Ereignisse, die zu einer Füllstandsabsenkung führen können, und die möglichen Ereignisabläufe erfaßt werden. Die vorhandenen Abfragen decken jedoch nicht alle Szenarien ab (z.B. Leck im TH-System außerhalb eines Compartments), so daß eine Überprüfung hinsichtlich einer weiteren Differenzierung der Maßnahmegruppen als sinnvoll erachtet wird.

Tritt ein Leck in einem TH-Strang während der Bereitschaftsstellung des Stranges oder während des betrieblichen Kondensationskammerkühlens auf, werden die Kriterien zum Einstieg in das Störfall-Leitschema (RESA oder Stromausfall an einer Notstromschiene) nicht erreicht. Der sinkende Füllstand der Kondensationskammer ist kein Einstiegskriterium. Nach T4, K1.8, S4 des BHB soll in diesem Fall der Füllstand bei $L_{KOKA} < 1,97$ m mit dem TM-System angehoben und das defekte System abgesperrt werden. Bei $L_{KOKA} < 1,80$ m soll dann der Reaktor von Hand abgefahren werden. Bei weiter fallendem Füllstand sollen bei $L_{KOKA} < -4$ m die zuvor genannten Überprüfungen noch einmal durchgeführt werden. Es werden keine Angaben dazu gemacht, in welchen Zustand der Reaktor bei weiter sinkendem Füllstand der Ersatzwärmesenke zu bringen ist. Im Gegensatz zur abgestuften Vorgehensweise des Störfall-Leitschemas kann bei dieser Vorgehensweise bei einem zusätzlichen Fehler, der zum Ausfall der Hauptwärmesenke führt, eine Situation eintreten, daß der RDB ohne anlageninterne Notfallmaßnahmen (z. B. Fluten der Kondensationskammer) nicht in den Zustand "unterkritisch kalt" gebracht werden kann. Eine Überprüfung im Hinblick auf ein weiteres Einstiegskriterium für das Störfall-Leitschema wird daher als sinnvoll erachtet.

Die Nachspeisung der Kondensationskammer (angefordert bei $L_{KOKA} < 1,97$ m) erfolgt mit einer der beiden Spülwasserpumpen TD99D001/D002 über das TM04-System. Dazu müssen die drei Ventile TM04S210/S211 und S213 geöffnet werden (Taster Warte). Die KOKA kann dann mit einer Einspeiserate von ca. 30 kg/s gefüllt werden.

■ Möglichkeiten des Wasserverlustes und deren Behebung

Bei den Möglichkeiten eines Wasserverlustes aus der Kondensationskammer über ein Leck im TH-System ist zu unterscheiden zwischen den Betriebsarten des TH-Systems:

- Bereitschaftsstellung, d. h. Primärfüllpumpen in Betrieb, oder Kondensationskammer-Kühlen
- betrieblich angeregt zum RDB-Nachspeisen,
- Reaktorschutz angeregt zum Kondensationskammer-Kühlen oder RDB-Fluten.

Hinsichtlich der Lecklage ist zwischen einem Leck

- innerhalb des Compartments und
- außerhalb des Compartments (Rohrboden)

zu unterscheiden.

- Leck innerhalb des Compartments

Bei einem Leck innerhalb des Compartments stehen die oben genannten Erkennungs- und Abschaltmöglichkeiten (automatisch) zur Verfügung, außer bei einem durch den Reaktorschutz angeregten System. In diesem Fall ist der Reaktorschutz zunächst zurückzustellen und eine Abschaltung von Hand durchzuführen. Da die Antriebe der ND-Pumpen oberhalb der Abschottung von 0,0 m angebracht sind, ist es möglich, daß bei einem Leck auf der Druckseite der ND-Vorstufe und bei einem Versagen der Abschaltung der Füllstand in der Kondensationskammer auch unter den Ausgleichsfüllstand durch das aktive Leerpumpen abgesenkt wird und eventuell Wasser in benachbarte Compartments überströmt.

Dies gilt auch für den Fall, daß ein Leck nach einer betrieblichen Anregung des TH-Systems auftritt, die Abschaltung kann dann jedoch automatisch erfolgen. Erfolgt die betriebliche Anregung durch ein RDB-Füllstandskriterium (LT2), soll in Abweichung zu allen anderen Betriebsweisen bei Erreichen eines Füllstandes von $L_{KOKA} < 1,80$ m ein DDA der Frischdampfleitungen durchgeführt werden. In diesem Fall wird davon ausgegangen, daß die Ursache für den Füllstandsabfall ein Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung und ein Versagen der Kondensationskammer-Nachspeisung ist.

Tritt das Leck auf, wenn das System in Bereitschaft steht, pumpt die Primärfüllpumpe bei einem Leck auf der Druckseite Wasser aus der Kondensationskammer in die Nachkühlräume. Da die Primärfüllpumpe innerhalb des Compartments (-7,65 m) aufgestellt ist, ist es möglich, daß sie auch bei einem Ausfall der Abschaltung durch Überflutung ausfällt und damit nur eine Absenkung auf den Ausgleichsfüllstand erfolgt.

Bei einem Leck auf der Saugseite der Primärfüll- oder Niederdruckpumpe ist ein aktives Leerpumpen der Kondensationskammer nicht möglich. Auch bei einem Ausfall der Absperrung des Stranges ist dann maximal eine Absenkung auf den Ausgleichsfüllstand möglich.

- Leck außerhalb des Compartments

Bei einer Lecklage außerhalb des Compartments kann eine automatische Abschaltung des defekten Stranges zunächst nicht erfolgen, da der Füllstandsanstieg nicht innerhalb des Compartments erfolgt. Erst nachdem genügend Wasser vom Leckort in ein Compartment abgeflossen ist, kann dort die Abschaltung wirksam werden. Aufgrund der baulichen Gegebenheiten wird das Wasser vorzugsweise in die Redundanz 3 ablaufen (s. Abschnitt 4.1.1) und zur Abschaltung des möglicherweise nicht defekten TH30-Stranges führen, falls nicht zuvor der defekte Strang isoliert werden kann.

■ **Einhaltung der Schutzziele**

Wird durch das Leck im TH-System eine Transiente ausgelöst oder tritt das Leck während einer Transiente auf, sind die oben genannten Schutzziele einzuhalten.

Tritt das Leck während einer Transiente auf (TH-System betrieblich zur Einspeisung oder über RS angeregt), gelten die erforderlichen Maßnahmen für die betreffende Transiente unter der besonderen Randbedingung, daß das Wasserinventar der Kondensationskammer abnimmt. Die Beeinflussung der Maßnahmen zur Einhaltung der Schutzziele durch das abnehmende Wasserinventar wird nachfolgend dargestellt.

- Unterkritikalität

Bei Bereitschaftsstellung des TH-Systems oder betrieblichem KOKA-Kühlen soll der Reaktor nach Erreichen von $L_{\text{KOKA}} < -1,80$ m von Hand abgefahren werden (BHB T4, K1.8, S4).

Bei einer Anregung des TH-Systems durch den Reaktorschutz oder betrieblich zur Einspeisung wird eine RESA durch die Kriterien, die bei der entsprechenden Transiente wirksam werden, angeregt.

- Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel

Bei Bereitschaftsstellung oder betrieblichem KOKA-Kühlen mit dem TH-System ist die Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel zunächst nicht beeinflusst, da diese mit dem RL-System erfolgt. Fällt das RL-System nach dem Erreichen von $L_{\text{KOKA}} < -1,80$ m beim Umschalten auf die Anfahrregelventile aus, muß die Bespeisung mit einem TH-System aus der Kondensationskammer erfolgen. Die Bedingungen sind dann vergleichbar mit denjenigen bei einer Transiente.

Werden die TH-Systeme durch den Reaktorschutz angeregt, speist der defekte Strang Wasser aus dem SB aus. Bei betrieblichem Einspeisen kann entweder der angeregte Strang oder ein nicht angeregter Strang ein Leck aufweisen. In beiden Fällen wird das zur Bedeckung des Kerns verfügbare Kühlmittel vermindert. Ohne Gegenmaßnahmen kann die Kondensationskammer bereits nach ca. 60 Minuten entleert sein. Eine Bespeisung des RDB ist dann nur noch mit Hilfe anlageninterner Notfallmaßnahmen möglich.

- Aktivitätsrückhaltung
- ◆ Nachwärmeabfuhr

Tritt das Leck während der Bereitschaftsstellung des Systems oder während einer Anforderung zum KOKA-Kühlen auf, erfolgt die Nachwärmeabfuhr nach einer Abschaltung des Reaktors über die Hauptwärmesenke. Eine Nachwärmeabfuhr über die Kondensationskammer wird nur dann erforderlich, wenn durch eine weitere Störung die Hauptwärmesenke ausfällt.

Tritt das Leck während einer Anforderung zum Einspeisen in den RDB auf (betrieblich oder Reaktorschutz), sind bei einem Versagen der Isolation des defekten Stranges

aufgrund des sinkenden Füllstandes erhöhte Anforderungen an die Nachwärmeabfuhr zu stellen.

3.2.7.2 Systemfunktionen und Mindestanforderungen

Zur Beherrschung eines "Lecks im TH-Strang" (T7) können die Systemfunktionen

- ABSCHIEBERN TH - STRANG
- ABSCHALTEN TH - STRANG
- RÜCKSETZEN REAKTORSCHUTZ - ANREGUNG
- UMSCHALTEN TH - STRANG
- DRUCKENTLASTUNG
- DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS - RA
- REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG
- EINSPEISUNG MIT RL - SYSTEM
- EINSPEISUNG MIT TH - SYSTEM
- NACHWÄRMEABFUHR
- ABFAHREN ÜBER HAUPTWÄRMESENKE

erforderlich werden. Welche der Systemfunktionen erforderlich wird, ist unter anderem davon abhängig, in welchem Betriebszustand des TH-Systems das Leck eintritt. Kann der defekte Strang durch Schließen der Schieber zur Kondensationskammer isoliert werden und, falls der defekte Strang angefordert war, auf einen anderen Strang umgeschaltet werden, ist das "Leck im TH-Strang" beherrscht. Es stehen dann nach BHB 150 h zur Reparatur des defekten Stranges zur Verfügung.

Die Auswirkungen eines "Lecks im TH-Strang" wurden nicht so detailliert untersucht, wie die anderen Transienten oder Leck-Störfälle. Bei den nachfolgend aufgeführten Mindestanforderungen werden daher zum Teil nur tendenzielle Aussagen getroffen.

Das geplante ZUNA-System wird dabei zunächst noch nicht berücksichtigt. So lange noch ausreichend Wasser in der Kondensationskammer vorhanden ist, kann das ZUNA-System die Verfügbarkeit der RDB-Einspeisung und der Nachwärmeabfuhr erhöhen. Andererseits kann ein Leck im ZUNA-System bei einem Versagen der Isolation des Stranges ebenfalls zu einer Entleerung der Kondensationskammer führen.

■ **ABSCHIEBERN TH-STRANG (automatisch oder von Hand)**

Die Lokalisierung des Lecks und das Abschiebern von Hand soll bei $L_{\text{KOKA}} < 1,97$ m erfolgen. Das Schließen der Schieber aller Anschlußleitungen der defekten Redundanz an die Kondensationskammer im Wasserbereich soll ebenfalls bei einem Füllstand in den Nachkühlräumen von $L_{\text{NKR}} > -8,30$ m erfolgen. Bei einem Füllstand von $L_{\text{NKR}} > -7,80$ m erfolgt das Abschiebern automatisch, wenn die Redundanz nicht gleichzeitig durch den Reaktorschutz angefordert wurde. In diesem Fall muß zunächst das Reaktorschutzsignal zurückgesetzt werden.

Bei einer Lecklage außerhalb der Nachkühlräume stehen die Erkennungsmöglichkeiten und automatischen Maßnahmen nicht zur Verfügung. In diesem Fall muß der defekte Strang lokalisiert und von Hand abgeschiebert werden.

Zur Beherrschung eines "Lecks im TH-Strang" ist das Schließen von

- 1 v 2 Schiebern in allen Rohrleitungsanschlüssen des defekten Stranges im Wasserbereich der Kondensationskammer

ausreichend.

■ **ABSCHALTEN TH-STRANG (automatisch oder von Hand)**

Das ABSCHALTEN TH-STRANG umfaßt das Abschalten aller Pumpen eines Nachkühlstranges. Die Erkennungsmöglichkeiten und Kriterien für Hand- bzw. automatische Maßnahmen sind identisch mit denjenigen beim ABSCHIEBERN TH-STRANG. Bei einer automatischen Abschaltung werden diese beiden Systemfunktionen gemeinsam ausgelöst.

Bei dem hier betrachteten "Leck im TH-Strang" ist es ausreichend, wenn die

- Hochdruck-, Niederdruck- und Primärfüllpumpe des defekten TH-Stranges

automatisch oder von Hand abgeschaltet wird.

■ RÜCKSETZEN REAKTORSCHUTZ-ANREGUNG

Tritt das "Leck im TH-Strang" nach einer Anregung des Stranges durch den Reaktorschutz zum RDB-Nachspeisen bei $L_{RDB} < LT3$ oder zum KOKA-Kühlen bei $T_{KOKA} > 36 \text{ °C}$ bzw. durch das KMV-Signal P10 auf, kann zunächst keine Abschaltung des Systems erfolgen, solange das Reaktorschutzsignal ansteht. Bei einer Anregung durch die Kriterien $T_{KOKA} > 36 \text{ °C}$ oder P10 kann das Reaktorschutzsignal 5 Minuten nach der Anregung zurückgesetzt werden, unabhängig davon, ob das Signal noch ansteht. Bei einer Anregung durch $L_{RDB} < LT3$ kann der Reaktorschutz erst 5 Minuten, nachdem das Signal nicht mehr ansteht, zurückgesetzt werden (Stand: Störfall-Leitschema vom 10.03.1992).

Um den defekten Strang isolieren zu können, ist es erforderlich, nach Ablauf der Zeitsperre das

- Reaktorschutzsignal

zurückzusetzen.

■ UMSCHALTEN TH-STRANG

Tritt das "Leck im TH-Strang" dann auf, wenn das System betrieblich in der Funktion RDB-Nachspeisen oder KOKA-Kühlen angeregt wurde, wird das Umschalten auf einen anderen TH-Strang erforderlich, um die Funktion des TH-Systems weiter erfüllen zu können. Die Umschaltung kann von Hand oder, nach Erreichen des Anregekriteriums, automatisch erfolgen.

■ DRUCKENTLASTUNG

Nach dem Absinken des Kondensationskammer-Füllstandes unter $L_{KOKA} < -1,00 \text{ m}$ soll nach Störfall-Leitschema eine Druckentlastung des RDB über die TK-Ventile

durchgeführt werden. Zur DRUCKENTLASTUNG des RDB ist es ausreichend, wenn der RDB mit

- 1 v 7 S+E-Ventilen

druckentlastet wird.

■ DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS-RA

Wurde der defekte TH-Strang durch $L_{RDB} < LT2$ zum Nachspeisen in den RDB angeregt, dann soll nach dem Unterschreiten von $L_{KOKA} = 1,80$ m ein Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen durchgeführt werden. Die Mindestanforderung an die Systemfunktion ist erfüllt, wenn durch

- 1 v 2 Schließen der Durchdringungsarmaturen

die Frischdampfleitungen isoliert werden.

■ REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG

Bei einer betrieblichen Anregung der TH-Systeme zum Einspeisen oder bei einer Anregung durch den Reaktorschutz wird die Reaktorschnellabschaltung durch ein Kriterium angeregt, das durch die Transiente, die zur Anforderung an die TH-Systeme führt, ausgelöst wird.

Bei Bereitschaftsstellung des Systems oder bei betrieblichem KOKA-Kühlen soll der Reaktor von Hand unterkritisch gefahren werden.

■ EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM

Erfolgt die Füllstandshaltung des RDB mit dem Hauptspeisewassersystem, während das "Leck im TH-Strang" auftritt, dann muß das Hauptspeisewassersystem auf eine Füllstandshaltung über die Anfahrregelstation umgeschaltet werden, wenn eine Abschaltung des Reaktors erfolgt. Die EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM kann aufrecht erhalten werden, wenn mit

- 1 v 3 Hauptspeisewasserpumpen über
- 1 v 2 Anfahrregelventilen

in den RDB eingespeist wird.

■ **EINSPEISUNG MIT TH-SYSTEM**

Fällt die Bespeisung des RDB mit dem Hauptspeisewassersystem aus, wird über die Füllstandskriterien die Bespeisung mit dem TH-System angefordert. Die Systemfunktion umfaßt sowohl eine Bespeisung mit den Hochdruckpumpen als auch mit den Niederdruckpumpen nach einer Druckentlastung des RDB mit mindestens zwei S+E-Ventilen. Die Mindestanforderung an die Einspeisung mit dem TH-System ist erfüllt, wenn mit

- 1 v 2 TH-Hochdruckpumpen

oder

- 1 v 2 TH-Niederdruckpumpen

und Druckentlastung des RDB mit

- 2 v 7 S+E-Ventilen

in den RDB eingespeist wird. Fällt das Abschiebern und Abschalten des defekten TH-Stranges aus, kann aufgrund der Entleerung der Kondensationskammer keine Bespeisung mit dem TH-System erfolgen.

■ **NACHWÄRMEABFUHR**

Die NACHWÄRMEABFUHR aus der Kondensationskammer wird dann erforderlich, wenn die Hauptwärmesenke nicht mehr verfügbar ist. Dies ist der Fall, wenn aufgrund der Füllstandsabsenkung der Kondensationskammer ein Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen oder eine Druckentlastung des RDB über die TK-Ventile erfolgt. Die Anforderungen an die NACHWÄRMEABFUHR sind höher als bei einem Ausfall der Hauptwärmesenke, da zum einen aufgrund des defekten Stranges ein TH-Strang

weniger zur Verfügung steht und zum anderen die Aufheizung der Kondensationskammer aufgrund des abgesenkten Füllstandes erheblich schneller erfolgt. Eine quantitative Ermittlung der Mindestanforderung unter Berücksichtigung des Anlagenverhaltens wurde im Rahmen dieser Untersuchung nicht durchgeführt.

Mißlingt das Abschalten und Abschiebern des defekten TH-Stranges, fällt die NACHWÄRMEABFUHR wegen Mangel einer Wasservorlage aus. Es kommt dann zu einem Druckanstieg im Containment.

■ **ABFAHREN ÜBER HAUPTWÄRMESENKE**

Nach BHB T4, K1.8 soll der Reaktor bei einem Füllstand von $L_{KOKA} < 1,80$ m von Hand abgefahren werden. Sind die Einstiegsriterien für das Störfall-Leitschema erfüllt (RE-SA oder Stromausfall einer Notstromschiene), soll der Reaktor bei $L_{KOKA} < 1,00$ m über die Kondensationskammer "unterkritisch kalt" gefahren werden.

3.2.7.3 Beschreibung der Ereignisabläufe

Die Ereignisabläufe zum "Leck im TH-Strang" sind in Bild 3.8 bis 10 dargestellt. Bei den Ereignisabläufen wird danach unterschieden, in welchem Betriebszustand sich der TH-Strang zu dem Zeitpunkt befindet, zu dem das Leck auftritt (T7.1 - 7.3) und ob das Leck innerhalb oder außerhalb des Compartments auftritt.

Die Ereignisabläufe dienen in erster Linie der Überprüfung, inwieweit die vorgesehenen Maßnahmen je nach Lecklage und Betriebszustand geeignet sind, die Auswirkungen eines "Lecks im TH-Strang" zu beherrschen. Die Nachspeisung der Kondensationskammer, die mit etwa 30 kg/s bei kleinen Lecks geeignet wäre, den Füllstand zu halten, wird bei dieser vereinfachten Untersuchung zunächst nicht berücksichtigt.

Nachfolgend wird der Ereignisablauf bei einem "Leck im TH-Strang" bei Bereitschaftsstellung des Stranges oder bei einer betrieblichen Anregung zum KOKA-Kühlen beschrieben (Bild 3.8). Zu den Ereignisabläufen, die bei einer Anregung des TH-Stranges zur RDB-Einspeisung (Bild 3.9) oder bei einer Reaktorschutzanregung (Bild 3.10) auftreten, werden nur die Abweichungen beschrieben.

▪ **Ereignisablauf T7.1, Leck im TH-Strang bei Bereitschaftsstellung oder betrieblich angeregtem KOKA-Kühlen**

Bei dem vorliegenden Betriebszustand des TH-Systems werden die Einstiegsriterien des Störfall-Leitschemas nicht erreicht. Die Störung wird daher nach BHB Teil4 behandelt. Durch erfolgreiches ABSCHIEBERN TH-STRANG oder ABSCHALTEN TH-STRANG kann das Leck beherrscht werden. Fallen diese Funktionen aus, kann die Störung durch ABFAHREN ÜBER HAUPTWÄRMESENKE beherrscht werden. Im Gegensatz zur abgestuften Vorgehensweise im Störfall-Leitschema sind zur Aufrechterhaltung des Schutzzieles "Wärmesenke" im BHB, Teil 4 keine weiteren Maßnahmen, auch bei weiterem Füllstandsabfall in der Kondensationskammer, vorgesehen.

Eine Überprüfung im Hinblick auf ein weiteres Einstiegsriterium in das Störfall-Leitschema wird daher als sinnvoll erachtet. Nachfolgend wird der Ablauf der Störung unter der Annahme eines entsprechenden Einstiegsriteriums analysiert.

Pfad 1 bis 8

Das "Leck im TH-Strang" kann beherrscht werden, wenn der defekte Strang lokalisiert und abgesperrt werden kann (Pfad 1). Die Abschaltung kann mit hoher Zuverlässigkeit automatisch erfolgen, wenn das Leck innerhalb des Compartments auftritt. Bei einem Leck außerhalb des Compartments läuft das austretende Wasser vorzugsweise in den SAS-Bereich oder in die Nachkühlräume der 3. Redundanz. Mit einer Wahrscheinlichkeit von $p = 0,66$ wird daher bei einem Leck außerhalb des Compartments der falsche TH-Strang abgeschaltet.

Können die Schieber des defekten Stranges nicht geschlossen oder die Pumpen nicht abgeschaltet werden, stellt sich bei einem Leck innerhalb des Compartments ein Ausgleichsfüllstand mit der Kondensationskammer ein. Der Ausgleichsfüllstand ist je nach Compartment unterschiedlich, liegt aber immer um etwa $L_{KOKA} = -1,00$ m. Es wird daher davon ausgegangen, daß in allen Fällen eine Druckentlastung über die TK-Ventile durchgeführt werden soll. Führt der Operateur vor der Druckentlastung keine Hand-RESA durch, stehen im Verlauf der Druckentlastung die RESA-Kriterien

- schnelle RDB-Druckabsenkung $> 1,0$ MPa/Zeit
- Frischdampfmassenstrom > 120 % und

- Kondensationskammer - Wassertemperatur > 36° C

zur Verfügung. Der RDB kann weiter mit dem Hauptspeisewassersystem bespeist werden. Der Ereignisablauf wird beherrscht, wenn auch die Nachwärme aus der Kondensationskammer mit den zwei verbleibenden TH-Systemen abgeführt werden kann (Pfad 2). Ein Ausfall der Nachwärmeabfuhr führt zu einer vergleichsweise schnellen Aufheizung des Restwassers in der Kondensationskammer (Pfad 3, b₁).

Fällt die RDB-Bespeisung mit dem RL-System bei der Umschaltung auf die Anfahrrigelstation aus, stehen zur Einspeisung und Nachwärmeabfuhr die verbleibenden zwei TH-Systeme zur Verfügung (Pfad 4). Bei einem Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR fallen die TH-Hochdruckpumpen durch die vergleichsweise schnell ansteigende Temperatur des Kondensationskammerwassers frühzeitig aus (Pfad 5, b₃). Der Pfad 6, b₃ faßt den Ausfall der gesamten Bespeisung durch das TH-System (HD- und ND-Pumpen) zusammen.

Ein Ausfall der RESA (Pfad 7) wird im Abschnitt "ATWS-Störfälle" behandelt.

Führt der Operateur keine DRUCKENTLASTUNG durch, wird davon ausgegangen, daß die Bespeisung des RDB mit dem Hauptspeisewassersystem und die Wärmeabfuhr über die Hauptwärmesenke weiterhin sichergestellt ist und kein Gefährdungszustand auftritt (Pfad 8).

Pfad 9 bis 13

Diese Pfade sind dadurch gekennzeichnet, daß weder das Abschiebern noch das Abschalten des defekten TH-Stranges funktioniert. In diesem Fall wird angenommen, daß die Kondensationskammer über das Leck leergepumpt wird. Die Zeitdauer ist dabei von der Leckgröße und der laufenden Pumpe abhängig.

Bei einer DRUCKENTLASTUNG und RESA kann die Bespeisung des RDB weiter mit dem Hauptspeisewassersystem erfolgen, die NACHWÄRMEABFUHR aus der Kondensationskammer ist aber mangels Wasservorlage nicht mehr möglich (Pfad 9, b₁).

Fällt die EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM bei der Umschaltung auf die Anfahrregelstation aus, kann der RDB nur so lange mit dem TH-System bespeist werden, wie sich Wasser in der Kondensationskammer befindet (Pfad 10, b₃).

Ein Ausfall der nuklearen Abschaltung des Reaktors führt, wie oben genannt, zu einem ATWS-Störfall (Pfad 11).

Führt der Operateur keine DRUCKENTLASTUNG durch, wird davon ausgegangen, daß zur Bespeisung weiterhin das Hauptspeisewasser und zur Wärmeabfuhr die Hauptwärmesenke zur Verfügung steht. Fährt der Operateur den Reaktor dann über die Hauptwärmesenke ab, wird dieser Zustand zunächst als beherrscht eingestuft, obwohl zum weiteren Abfahrkühlen zunächst Maßnahmen erforderlich sind, die Kondensationskammer wieder mit Wasser zu füllen (Pfad 12).

Kann der Reaktor nicht über die Hauptwärmesenke abgefahren werden, führt dies zu einem Ausfall der Nachwärmeabfuhr (Pfad 13, b₁).

■ **Ereignisablauf T7.2, Leck im TH-Strang bei betrieblicher Anregung zum RDB-Nachspeisen**

Im Unterschied zur Transiente T7.1 wurde bereits vor dem Eintreten des Lecks eine Transiente ausgelöst, durch die das TH-System zur Einspeisung in den RDB angeregt wurde. Das Hauptspeisewasser steht zur Einspeisung nicht zur Verfügung.

Das "Leck im TH-Strang" kann auch in diesem Fall durch Abschiebern und Abschalten automatisch oder von Hand des defekten Stranges beherrscht werden. Hinsichtlich der Zuverlässigkeit der Abschaltung ist auch hier zwischen einem Leck innerhalb und außerhalb des Compartments zu unterscheiden. Gelingt die Abschaltung, ist zur Beherrschung der Transiente aufgrund der Anforderung des TH-Systems zur Einspeisung eine Umschaltung auf einen der beiden anderen Stränge erforderlich.

Im Unterschied zu allen anderen Anregungen des TH-Systems soll in diesem Fall ein Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen durchgeführt werden, wenn ein Füllstand von $L_{KOKA} = 1,80$ m unterschritten wird, wenn dieser nicht ohnehin durch die Transiente bereits ausgelöst wurde. Dadurch soll der Austrag von Kühlmittel aus der

Kondensationskammer in die Hauptwärmesenke unterbunden werden (siehe auch "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung").

■ Ereignisablauf T7.3, Leck im TH-Strang bei Reaktorschutzanregung

Tritt das Leck im TH-Strang auf, nachdem zuvor eine Reaktorschutzanregung erfolgte ($T_{\text{KOKA}} > 36 \text{ °C}$ oder $L_{\text{RDB}} < \text{LT3}$ oder $\Delta p_{\text{DK-RGB}} > \text{P10}$), muß das Reaktorschutzsignal zuerst zurückgestellt werden, um den defekten TH-Strang von Hand isolieren zu können. Mißlingt das Rücksetzen des Signals, wird die Kondensationskammer über das Leck entleert. Erfolgt die Bespeisung des RDB mit dem Hauptspeisewasser, führt das Leck zu einem Ausfall der Nachwärmeabfuhr, erfolgt die Bespeisung mit dem TH-System, fällt auch die Einspeisung aus.

3.2.8 Kühlmittelverluststörfälle

Bei der Ereignisablaufanalyse von Kühlmittelverluststörfällen (KMV) wird unterschieden zwischen

- Kühlmittelverluststörfällen innerhalb des Sicherheitsbehälters und
- Kühlmittelverluststörfällen außerhalb des Sicherheitsbehälters.

Ein RDB-Bodenleck wird als Sonderfall eines Kühlmittelverluststörfalls innerhalb des Sicherheitsbehälters behandelt.

Es wird weiterhin unterschieden, ob die betrachtete Rohrleitung dampf- oder wasserförmiges Medium führt. Entsprechende Lecks werden als

- Frischdampfleitungs-Leck oder
- Speisewasserleitungs-Leck

bezeichnet. Innerhalb dieser Kategorien wird auch dahingehend unterschieden, ob ein

- Kleines Leck
- mittleres Leck oder

- großes Leck

vorliegt. Die Einstufung in eine dieser Klassen orientiert sich daran, ob zur Beherrschung des Störfalls identische Systemfunktionen erforderlich sind.

Die Anordnung der untersuchten Systeme wird nachfolgend beschrieben, dabei wird zuerst auf die dampfführenden Rohrleitungen eingegangen.

■ Frischdampfsystem RA

Das Frischdampfsystem ist durch vier Frischdampfleitungen (NW 600) an den RDB angeschlossen. Die Frischdampfstutzen sind gleichmäßig über den Umfang des RDB verteilt und befinden sich auf einer Höhe von $L_{\text{RDB}} = 16,71 \text{ m}$ (Gebäudekote + 24,06 m). Der RDB-Stutzen ist als Venturidüse mit einem engsten Querschnitt von 1046 cm² ausgeführt. Die maximale Ausströmrate wird hierdurch auf 200 % des Nenndurchsatzes von ca. 515 kg/s begrenzt. Außerhalb des Sicherheitsbehälters werden die Frischdampfleitungen durch das Reaktorgebäude in das Maschinenhaus zum Hochdruckteil der Turbine geführt.

Von den Frischdampfleitungen zweigen weitere Leitungen ab.

- Hilfsdampfleitung RA

Die Hilfsdampfleitung zweigt von der Frischdampfleitung RA 11 innerhalb des Sicherheitsbehälters ab. Nach der Abzweigung ist eine Venturidüse zur Durchflußbegrenzung auf 200 % der Nenndurchsatzmenge (23 kg/s) installiert. Die Hilfsdampfleitung führt außerhalb des Sicherheitsbehälters durch das Reaktorgebäude und bindet im Maschinenhaus in die 9-bar- und 5-bar-Verteiler ein.

- Druckentlastungssystem TK

Das Druckentlastungssystem befindet sich innerhalb des Sicherheitsbehälters und schließt mit Leitungen der NW 250 an die Frischdampfleitungen an. Diese Leitungen verbinden das Frischdampfsystem mit den Sicherheits- und Entlastungsventilen. An

drei der insgesamt elf Leitungen sind die Entlastungsleitungen (NW 100) zu den diversitären Bypass-Ventilen angeschlossen. Diese Leitungen sind in der vorliegenden Analyse noch nicht berücksichtigt.

Neben den aufgeführten Anschlüssen befinden sich in allen Systemen Entwässerungsleitungen der NW 25/32. Im Dampfraum des RDB bindet außerdem die Anschlußleitung zur Deckeldusche (NW 100, TA-System) ein.

Die während des Leistungsbetriebes wasserführenden Leitungen sind den nachfolgend aufgeführten Systemen zugeordnet.

■ **Hauptspeisewassersystem RL**

Das Hauptspeisewassersystem ist durch vier Speisewasserleitungen (NW 450) an den RDB angeschlossen. Die Speisewasserstutzen sind gleichmäßig über den Umfang des RDB verteilt und befinden sich auf einer Höhe von $L_{\text{RDB}} = 12,15 \text{ m}$ (Gebäudekote + 19,50 m). Die RDB-Stutzen sind zur Begrenzung der Ausströmrate auf einen Durchmesser von 300 mm verengt. Außerhalb des Sicherheitsbehälters werden die Speisewasserleitungen bis zu den Hauptspeisewasserpumpen betrachtet. Ausgehend von den drei Hauptspeisewasserpumpen führt je eine Leitung (NW 500/600) zur HD-Vorwärmstrecke. Nach der Vorwärmstrecke werden die Leitungen auf einen Sammler (NW 800/600) geführt, von dem die vier Speisewasserleitungen (NW 450) durch das Reaktorgebäude in den Sicherheitsbehälter geführt werden.

■ **Primärkühlmittelreinigungssystem TA, TC**

Das Primärkühlmittelreinigungssystem ist bis auf die Anschwemmbehälter und deren Anschlußleitungen vollständig innerhalb des Sicherheitsbehälters installiert. Das Kühlmittel wird über einen eigenen RDB-Stutzen aus dem Speisewasserverteiler ($L_{\text{RDB}} = 12,15 \text{ m}$, Gebäudekote + 19,50 m) entnommen und über eine Speisewasserleitung zurückgefördert. Der engste Querschnitt im RDB-Stutzen beträgt 150 mm. Die Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter werden nur zum Wechseln der Filtermasse geöffnet. Vorher wird der jeweilige Strang (zwei Filterstränge vorhanden) durch eine Doppelabsperrung abgesperrt.

■ **Vergiftungssystem TW**

Das Vergiftungssystem bindet innerhalb des Sicherheitsbehälters mit einer Leitung NW 80 an die Hauptspeisewasserleitung RL 45Z101 an. Die beiden parallelen Stränge des Vergiftungssystems werden vor der Einbindung in die Hauptspeisewasserleitung zusammengeführt. Der Vergiftungsbehälter und die beiden Vergiftungspumpen befinden sich außerhalb des SB.

■ **Nukleares Nachkühlsystem TH**

Jeder der drei Niederdruckstränge (NW 450) des nuklearen Nachkühlsystems bindet innerhalb des Sicherheitsbehälters in eine der Speisewasserleitungen RL 15, 25, 35Z101 ein. Die Hochdruckstränge (NW 250) verfügen über zwei eigene RDB-Stutzen, die sich ebenfalls auf einer Höhe von $L_{\text{RDB}} = 12,15$ m befinden. Die Hochdruckstränge TH 20 und TH 30 werden vor der Anbindung an den RDB zusammengeführt und speisen über einen gemeinsamen Stutzen (innerer Durchmesser 300 mm) in den RDB ein.

Das geplante ZUNA-System soll an den bisherigen Instrumentierungsstutzen (J-Stutzen) des RDB auf $L_{\text{RDB}} = 12,15$ m angebunden werden. Dieser Stutzen hat einen inneren Durchmesser von 200 mm. Ein Leck des ZUNA-Systems wird in dieser Analyse nicht betrachtet.

3.2.8.1 Sicherheitstechnische Funktionen

Zur Beherrschung eines Kühlmittelverluststörfalls ist die Herstellung der

- Unterkritikalität, eine ausreichende
- Kernkühlung, die
- Aktivitätsrückhaltung

erforderlich.

Die Unterkritikalität wird durch eine Reaktorschnellabschaltung bewirkt. Eine ausreichende Kernkühlung erfordert die

- Druckbegrenzung im RDB und eventuell eine Druckabsenkung sowie die
- Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel bzw. eine rechtzeitige Nachspeisung im Fall eines Ausdampfens, bevor unzulässige Kerntemperaturen erreicht werden.

Die Aufrechterhaltung der Integrität des SB erfordert eine ausreichende Wärmeabfuhr aus dem RDB und, bei einem KMV innerhalb des SB, eine Begrenzung des SB-Druckes unterhalb des Versagensdruckes.

Zur Erfüllung dieser Anforderungen sind je nach Leckgröße und -ort die Systeme

- Schnellabschaltsystem YT,
- Entlastungssystem TK,
- Frischdampfsystem RA (Durchdringungsabschluß),
- Hauptspeisewassersystem RL (Durchdringungsabschluß bei Speisewasser-Leck außerhalb SB),
- Nachkühlsystem TH mit dem nuklearen Zwischenkühlsystem TF und dem nuklearen Nebenkühlwassersystem VE und das
- Druckabbausystem des SB

sowie die zur Funktion dieser Systeme notwendigen Hilfssysteme erforderlich.

Am Beispiel des Bruchs einer Frischdampfleitung innerhalb des SB wird die Wirkung der jeweiligen Systeme verdeutlicht. Auf Unterschiede, die sich aufgrund der Größe und der Lage des Lecks ergeben, wird anschließend eingegangen.

■ **Unterkritikalität**

Bei einem KMV innerhalb des SB werden große Dampfmengen in den SB freigesetzt, Druck und Temperatur steigen stark an. Zur Detektierung eines KMV sind daher Druckaufnehmer im SB installiert. Maßnahmen werden eingeleitet, wenn Grenzwerte, die als Differenzdruck gegenüber dem Druck im Reaktorgebäude definiert sind,

überschritten werden. Wird ein Differenzdruck von 1,5 kPa überschritten, wird durch eine dem Reaktorschutz vorgelagerte autarke Verriegelung automatisch ein Lüftungsabschluß des SB herbeigeführt (BHB T3, K1L, S2, Maßnahmegruppe L10). Bei einem weiteren Anstieg des Differenzdruckes auf 25 kPa (P10-Signal) werden durch den Reaktorschutz umfangreiche Maßnahmen ausgelöst (BHB T3, K1L, S2, Maßnahmegruppe L20). Die wesentlichen Maßnahmen sind:

- die Auslösung einer Reaktorschnellabschaltung,
- ein Durchdringungsabschluß nahezu aller den SB durchdringenden Systeme,
- die Auslösung einer LADE (60,5 s zeitverzögert) und eine SCHADE (bei $p_{RDB} < 2,9 \text{ MPa}$),
- die Anregung der TH-Systeme in der Fahrweise "RDB-Fluten" und
- die Aktivierung der Unterdruckhalteanlage RGB, des Leckabsaugesystems und der H_2 -Rekombination.

Eine Anregung der Reaktorschnellabschaltung ist auch durch die nicht KMV-spezifischen Signale

- schnelle RDB-Druckabsenkung $\Delta p_{RDB} > 1,0 \text{ MPa/Zeit}$ oder
- RDB-Füllstand $< \text{LT1}$ (13,91 m)
- RDB-Füllstand $< \text{LT3}$ (11,00 m)

möglich.

Durch die Reaktorschnellabschaltung wird die nukleare Kettenreaktion unterbrochen und die Anlage in den Zustand "unterkritisch heiß" gebracht.

■ Kernkühlung

- Druckbegrenzung

Nach der Auslösung des Durchdringungsabschlusses der Frischdampfleitungen steigt der Druck im RDB an. Über das Leck findet jedoch gleichzeitig eine Druckentlastung statt. Durch das KMV-Signal P10 wird zusätzlich eine Druckentlastung des RDB, zuerst mit zwei (60,5 s verzögert) und nach Unterschreiten von $p_{\text{RDB}} = 2,9 \text{ MPa}$ mit vier weiteren S+E-Ventilen, angeregt.

Bei einem Bruch der Frischdampfleitung ist aufgrund des großen Leckquerschnittes keine Druckbegrenzung und -entlastung über die S+E-Ventile erforderlich. Bei kleineren Leckquerschnitten kann die Druckbegrenzung und eventuell auch die Druckentlastung notwendig werden.

- Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel

Die über das Leck ausströmende Kühlmittelmenge muß ersetzt werden, damit der Füllstand im RDB gegebenenfalls über die Kernoberkante angehoben und langfristig der Kern bedeckt gehalten werden kann. Das Hauptspeisewassersystem steht hierzu nicht zur Verfügung, da durch das KMV-Signal P10 auch ein Speisewasser-DDA ausgelöst wird. Durch das Signal werden jedoch alle Stränge des TH-Systems in der Fahrweise "RDB-Fluten" gestartet. Alternativ stehen zur Anregung der TH-Systeme auch die RDB-Füllstandsgrenzwerte zur Verfügung.

Die TH-Systeme saugen aus der Kondensationskammer an und füllen den RDB bis zum Leck bzw. bis über das Leck auf. Das Kühlmittel strömt über den Leckquerschnitt aus und sammelt sich im Sumpf der Druckkammer. Der Sumpf der Druckkammer, d. h. der Steuerstabantriebsraum, ist über vier Überlaufrohre der NW 400 mit der Kondensationskammer verbunden. Die Überlaufrohre tauchen 4 m in die Wasservorlage der Kondensationskammer ein und münden ca. 0,6 m über dem Normalfüllstand der Kondensationskammer in die Druckkammer. Bei einem Anstieg des Kühlmittels im Sumpf bis zu dieser Höhe (ca. 1400 m³) ist ein Überlauf in die Kondensationskammer möglich. Über die Bespeisung des RDB aus der Kondensationskammer, der Überspeisung des Lecks, dem Ablauf des Kühlmittels in den Sumpf und dem Überlauf in die Kondensationskammer kann ein Kühlmittelkreislauf aufgebaut werden.

Eine Beeinträchtigung der Einspeisung infolge des KMV ist durch eine Verstopfung der Saugleitungen denkbar. Die Frischdampf- und Speisewasserleitungen sind mit Kassetten-Päckchen isoliert. Durch den Bruch einer Leitung wird das Isolationsmaterial in die Druckkammer freigesetzt und kann über die Tauchrohre oder die Überlaufrohre in die Kondensationskammer gelangen. Dort kann das Isolationsmaterial die Saugstutzen der TH-Systeme verstopfen. Mögliche Auswirkungen auf die Funktion der Nachkühlsysteme konnten im Rahmen dieser Analyse nicht mehr untersucht werden.

Mit dem Änderungsantrag 68/90 wurde die Nachrüstung eines aktiven Wasserrückfördersystems mittels Tauchpumpe beantragt und inzwischen installiert. Dieses System ist jedoch nur für kleinere Lecks vorgesehen. Inwieweit das System unter Störfallbedingungen geeignet ist, die Rückförderung aus dem Sumpf zu unterstützen, wurde in dieser Analyse nicht untersucht, es wird daher im weiteren nicht berücksichtigt.

Ein Abschalten der TH-Systeme ist frühestens 5 Minuten nach der Anregung des P10-Signals bzw. nach dem "Gehen" des LT3-Signals möglich.

In den RDB speist außerdem noch das YT-System (Steuerstabkühlwasser) mit der Fördermenge von ca. 3,5 kg/s ein. Das Sperrwassersystem TE erhält durch das P10-Signal einen Durchdringungsabschluß, so daß mit diesem System keine Einspeisung erfolgt.

In /KWU 80/ wird eine Analyse der Genauigkeit der Füllstandsmessung bei Störfällen mit und ohne KMV durchgeführt. Das Füllstandssignal ist bei einem KMV innerhalb des SB zur Beherrschung des Störfalls zwar nicht erforderlich, es gibt dem Wartpersonal jedoch einen Überblick über die Wirksamkeit der Einspeisung. Durch die Aufheizung der Vergleichssäule erfolgt während der untersuchten ersten Phase des Störfalls eine beständige Mißweisung in Richtung eines zu niedrigen Füllstandes. Eine signifikante Abweichung ergibt sich nach einem Bruch der Speisewasserleitung, wenn der Füllstand den unteren Meßbereich unterschreitet. Das Füllstandssignal bleibt in diesem Fall bei etwa $L_{RDB} = 10,9$ m stehen. Bei einem Ausfall der Bespeisung würde dem Wartpersonal eine Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel angezeigt, die in Realität möglicherweise nicht mehr gegeben ist. Dies ist insbesondere bei der Bewertung von AM-Maßnahmen zu berücksichtigen. Eine zusätzliche Kontrollmöglichkeit ist durch die Weitbereichsmessung von $L_{RDB} = 2,5$ m bis $L_{RDB} = 16$ m gegeben. Eine Mißweisung dieser Anzeige wurde in /KWU 80/ nicht untersucht.

■ **Aktivitätsrückhaltung**

• Nachwärmeabfuhr

Die Nachwärmeabfuhr erfolgt über die drei Nachkühlketten mit den Systemen TH, TF, VE, die ebenfalls durch das P10-Signal aktiviert werden. Alternativ kann auch eine Anregung über die Kondensationskammerwasser-Temperatur erfolgen. Vor dem Absenken des RDB-Drucks auf den Einspeisedruck der TH-ND-Pumpen wird mit dem Massenstrom, der über die ND-Mindestmengenleitungen gefördert wird, die Nachwärme abgeführt. Speisen die ND-Pumpen in den RDB ein, wird die Nachwärme im direkten Kreislauf aus dem RDB abgeführt. Ein Handeingriff in diese Fahrweise ist frühestens 5 Minuten nach dem "Gehen" des LT3-Signals bzw. nach der Anregung des P10-Signals möglich.

Bei einem Frischdampfleitungs-Leck kann daran anschließend mit der geplanten Abfahrkühlleitung auf der Höhe der Speisewasserstutzen die Nachwärme abgeführt werden, ohne daß das Leck weiterhin überspeist wird.

Der Temperaturverlauf in der Kondensationskammer wird maßgeblich durch den Energieeintrag während des Druckabbaus und des RDB-Flutens sowie durch das Überlaufen des bis dahin ungekühlten Sumpfwassers nach einem Anstieg bis zu den Überlaufrohren geprägt. Während des Überlaufens sind insbesondere mögliche heiße Strömen in Betracht zu ziehen, die zu einem Ausfall der HD-Pumpen (thermische Überlastung) führen könnten.

Fällt die Abfuhr der Nachwärme über die Nachkühlketten vollständig aus, kann durch eine gefilterte Druckentlastung im Rahmen einer anlageninternen Notfallmaßnahme Energie aus dem SB abgeführt werden.

Die Aufheizung des Kondensationskammerwassers bis zum Erreichen von wichtigen Temperaturgrenzwerten nach einem Ausfall der Nachwärmeabfuhr verläuft in etwa wie beim "Ausfall der Hauptwärmesenke", wobei jedoch direkt zu Beginn des Störfalls ein Temperatursprung durch den Druckabbau und das RDB-Fluten erfolgt. Abweichungen ergeben sich durch die Art der Freisetzung der Energie. Die Energie des RDB-Inventars wird bei einem Bruch der Frischdampfleitung zwar sehr schnell in den SB freigesetzt, davon geht jedoch nur ein Teil in die Kondensationskammer. Ein nicht

unerheblicher Anteil der Energie wird an die Strukturen des SB abgegeben. Ein Teil des während des "RDB-Flutens" aufgeheizten Kondensationskammerwassers sammelt sich zudem im Sumpf und bringt die gespeicherte Energie erst verzögert nach dem Überlaufen in die Kondensationskammer ein. Es wurde abgeschätzt, daß der Überlauf bei einem Bruch der Frischdampfleitung nach ca. 20-30 Minuten erfolgt. Mangels detaillierter Analysen wird auf der Basis dieser qualitativen Überlegungen abgeschätzt, daß eine Temperatur von 85 °C vergleichsweise etwas später und die Temperatur von 150 °C ungünstigenfalls etwas früher erreicht wird als bei einem "Ausfall der Hauptwärmesenke".

- Druckbegrenzung im Sicherheitsbehälter

Zur Druckbegrenzung im SB ist die Kondensation des aus dem Leck ausströmenden Dampfes in der Kondensationskammer vorgesehen. Hierzu sind 63 Tauchrohre (NW 600) in der Kondensationskammer installiert, die über 21 horizontale Betonkanäle mit der Druckkammer verbunden sind. Die Tauchrohre enden 4 m unterhalb der Oberfläche der Wasservorlage in der Kondensationskammer. Zunächst wird das Wasser aus den Tauchrohren herausgedrückt, d. h. die Rohre werden freigeblasen. Hierzu ist ein Überdruck in der Druckkammer zum Herausdrücken der Wassersäule von 4 m erforderlich. Es wird dann Luft aus der Druckkammer und anschließend ein Luft-Dampf-Gemisch mit zunehmendem Dampfgehalt durch die Tauchrohre gedrückt. Der in die Wasservorlage eintretende Dampf wird kondensiert und erhöht dadurch die Wassertemperatur. Parallel hierzu kondensieren auch große Dampfmengen an den Strukturen des Sicherheitsbehälters.

Im Verlauf des Überströmvorganges wird bei einem Bruch der FD-Leitung nahezu die gesamte Luftmenge aus der Druckkammer in die Kondensationskammer eingetragen und sammelt sich dort im zuvor inertisierten Gasraum. Das Überströmen von Dampf in die Kondensationskammer geschieht solange, wie ein entsprechender Überdruck zum Freihalten der Tauchrohre in der Druckkammer aufgebaut wird. Die Zunahme der Gas- und Wassermenge sowie der Temperaturanstieg führen jedoch zu einem Anstieg des Druckes in der Kondensationskammer. In der Druckkammer andererseits sinkt der Druck aufgrund der Kondensation des Dampfes an den Strukturen und der gleichzeitig abnehmenden Dampfproduktion, bis es zu einer Druckumkehr zwischen Druck- und Kondensationskammer kommt. Zur Vermeidung eines unzulässigen Unterdrucks in der Druckkammer öffnen bei einer Druckdifferenz von 10 kPa vier eigenmediumbetätigte

Rückschlagklappen (NW 600) in der Decke der Kondensationskammer und erlauben so das Überströmen von Luft aus der Kondensationskammer in die Druckkammer. Die drei sogenannten Schnüffelventile (NW 48), die betriebliche Aufgaben erfüllen, werden aufgrund ihres geringen Querschnitts hier nicht berücksichtigt. Mit der Luft wird auch der zur Inertisierung der Kondensationskammer eingesetzte Stickstoff in die Druckkammer ausgetragen. Einerseits macht die Verdünnung eine Nachinertisierung der Kondensationskammer erforderlich, andererseits wird wieder genügend Luftsauerstoff in die Druckkammer eingetragen, um gegebenenfalls zu einem zündfähigen Wasserstoff-Sauerstoff-Gemisch zu kommen.

Parallel zum passiven Druckabbau im SB sind auch Maßnahmen zum aktiven Druckabbau vorgesehen.

Bei einem Anstieg des SB-Drucks über $\Delta p_{\text{DK-RGB}} = 1,5 \text{ kPa}$ soll das Sprühen der Kondensationskammer über eine ND-Mindestmengenleitung eines TH-Stranges von Hand aktiviert werden (BHB T3, K1X, S2, Maßnahmegruppe X10). Wird der Differenzdruck P10 erreicht, wird durch die Aktivierung der TH-Stränge in der Fahrweise "RDB-Fluten" über alle drei Mindestmengenleitungen gesprüht. Durch das Sprühen wird eventueller Leckdampf bei Undichtigkeiten zwischen der Druck- und der Kondensationskammer kondensiert.

In einer Analyse der Fa. Siemens /ZIE 90/ wird die Wirksamkeit des Sprühens über die Mindestmengenleitungen bei verschiedenen Leckgrößen zwischen Druck- und Kondensationskammer untersucht. Mit den dort getroffenen Annahmen kann der SB-Druck beim Sprühen mit einer Mindestmengenleitung, unabhängig von der Leckgröße, aufgrund des relativ großen SB-Volumens auf einen maximalen Wert von $p_{\text{DK}} = 0,83 \text{ MPa}$ begrenzt werden. Mit einem Versagen des SB wird erst ab einem Druck von ca. $p_{\text{DK}} = 1,05 \text{ MPa}$ gerechnet /HOC 92/.

Ist das Kondensationskammersprühen mit der TH-ND-Pumpe nicht möglich, soll es im Rahmen einer anlageninternen Notfallmaßnahme über die VE20/TH20 - Querverbindung durchgeführt werden. In Abhängigkeit davon, welche TH-Systeme ausgefallen sind, sind jedoch Prioritäten in der Nutzung der VE20/TH20-Querverbindung zu beachten (BHB T3, K1X, S4).

Kann der Druck innerhalb des SB durch das Kondensationskammersprühen nicht genügend abgebaut werden, ist das Sprühen der Druckkammer mit dem TH20-System oder bei einem Ausfall der TH23-Pumpe mit der VE20-Pumpe über TH20 vorgesehen (BHB T3, K1X, S2, Maßnahmegruppe X40). Durch diese Maßnahme kann gegebenenfalls die Integrität des SB gefährdet werden, wenn bei einem zu geringen Anteil an nicht kondensierbaren Gasen im SB der Druck durch das Sprühen unter den Atmosphärendruck abgesenkt wird. Darüber hinaus besteht bei entsprechender H₂-Freisetzung die Gefahr der Annäherung an ein zündfähiges Gemisch.

■ **Einfluß des Leckquerschnitts**

Die Größe des Leckquerschnittes beeinflusst im wesentlichen

- die Detektierbarkeit des Lecks,
- den Druckverlauf im RDB,
- den Füllstandsverlauf im RDB und
- die in den SB freigesetzte Dampfmenge.

In Abhängigkeit davon, welche sicherheitstechnischen Funktionen zur Beherrschung eines Lecks erforderlich sind, werden verschiedene Leckklassen eingeführt. Die Abstufung dieser Leckklassen ist am Ende des Abschnitts in Tabelle 3.19 aufgeführt. Nachfolgend werden die Einflußgrößen diskutiert.

• Leckdetektion

Die Detektion eines Lecks ist über mehrere unabhängige Messungen möglich. Anzeigen auf der Warte erfolgen über das

- Feuermeldesystem (Messung der Ionisation der Luft), die
- Temperaturmessung in der Druckkammer, die
- Gullyüberwachung und den Kondensatanfall der Umlüfter sowie durch die
- Differenzdruckmessung der Druckkammer (P10-Signal).

Eine Detektion durch die Differenzdruckmessung ist ab einem Leckquerschnitt von ca. 4 cm² möglich. Durch die freigesetzte Dampfmenge wird ein Überdruck von $\Delta p_{DK-RGB} = 1,5$ kPa erreicht. Durch das Schließen der Lüftung bei diesem Differenzdruck steigt der Druck weiter an, bis nach dem Erreichen von $\Delta p_{DK-RGB} = 25$ kPa die KMV-spezifischen Reaktorschutzmaßnahmen eingeleitet werden.

Leckagen aus kleineren Leckquerschnitten können durch die anderen, oben aufgeführten Meßgrößen lokalisiert werden. Die Behebung einer solchen Kleinstleckage ist ausschließlich durch Handmaßnahmen möglich. In dieser Analyse werden Leckagen dieser Größe nicht weiter betrachtet.

- RDB-Druckverlauf

Nach der Auslösung des Durchdringungsabschlusses der Frischdampfleitungen steigt der RDB-Druck zunächst an. Je nach Leckgröße werden die Anregedrücke zur automatischen Druckbegrenzung erreicht. Da durch das Differenzdruckkriterium P10 auch ein RESA-Signal ausgelöst wird, öffnen nach Überschreitung von $p_{RDB} = 7,2$ MPa auch die Bypass-Ventile zur Druckbegrenzung. Durch das P10-Signal wird nach einer Verzögerungszeit von 60,5 s auch eine Druckentlastung des RDB mit zwei S+E-Ventilen und nach einer Unterschreitung von $p_{RDB} = 2,9$ MPa mit insgesamt sechs S+E-Ventilen angeregt.

Je nach Größe des Leckquerschnitts wird jedoch über das Leck soviel Energie aus dem RDB abgeführt, daß Maßnahmen des Reaktorschutzes zur Druckbegrenzung oder -entlastung des RDB nicht erforderlich sind. Während beim Bruch einer Frischdampfleitung keine zusätzliche Druckbegrenzung und Druckentlastung mit den S+E-Ventilen erforderlich ist, wird es Grenzleckquerschnitte geben, ab denen diese sicherheitstechnischen Funktionen erforderlich werden. Als

- kleines Leck

wird ein Leckquerschnitt eingestuft, bei dem eine Druckbegrenzung und, zur Druckabsenkung in den Niederdruckbereich, auch eine Druckentlastung mit den S+E-Ventilen erforderlich ist. Als

- mittleres Leck

wird ein Leckquerschnitt bezeichnet, bei dem im Gegensatz zum kleinen Leck keine Druckbegrenzung erforderlich ist.

Unter Berücksichtigung der Wirksamkeitsbedingungen für die automatische Druckbegrenzung und Druckentlastung beim "Ausfall der Hauptwärmesenke" und den Ergebnissen einer Analyse zu den Wirksamkeitsbedingungen bei KMV-Störfällen /WEG 88/ wird der Grenzüberschnitt vom kleinen zum mittleren Frischdampfleitungs-Leck bei 50 cm² und vom mittleren zum großen Leck bei 300 cm² festgelegt.

- RDB-Füllstandsverlauf

Die Füllstandsabsenkung im RDB ist beeinflusst vom

- Durchdringungsabschluß der Speisewasserleitungen,
- der Anzahl der einspeisenden TH-Systeme,
- dem Masseverlust durch die Druckentlastung und
- dem Leckmassenstrom.

Die Auflistung der Einflußgrößen zeigt bereits, daß auch bei kleinen Lecks aufgrund des Ausfalls des Hauptspeisewassers und durch die automatische Druckentlastung ein starker Füllstandsabfall zu erwarten ist. Mit zunehmender Leckgröße wird der Füllstandsabfall durch den Leckmassenstrom verstärkt. Bei einem Bruch der Frischdampfleitung und auslegungsgemäß funktionierenden Sicherheitssystemen ist nach BHB ein minimaler Füllstand von $L_{RDB} = 9,6$ m zu erwarten. Das heißt, dieReaktorschutzanregungen bei LT3 bzw. $L_{RDB} < LT3 + 200$ s (DDA-FD, LADE, SCHADE, RDB-Fluten) wirken als diversitäre Anregung zum P10-Signal.

- Freigesetzte Dampfmenge in den SB

Die Bandbreite des Dampfmassenstroms, der über das Leck in den SB freigesetzt wird, liegt zwischen ca. 4 kg/s bei einem kleinen Leck und ca. 1050 kg/s bei einem Bruch der Frischdampfleitung. Der Druckaufbau im SB geht bei einem kleinen Leck entsprechend langsamer vonstatten. Während der Differenzdruck P10 beim großen Leck nach wenigen Sekunden erreicht wird, werden die entsprechenden Maßnahmen bei einem kleinen Leck erst nach einigen Minuten ausgelöst. Der Druckaufbau ist bei einem kleinen Leck auch durch den thermischen Zustand der Anlage bestimmt, da kältere Strukturen im SB (z. B. kurz nach dem Anfahren) eine stärkere Kondensation ermöglichen. Bei einem kleinen Leck ist aufgrund der Zeitstreckung die Möglichkeit gegeben, die Maßnahme X10 (Kondensationskammer-Sprühen ab $\Delta p_{DK-RGB} > 1,5 \text{ kPa}$, BHB T3, K1X, S1) vor Erreichen des P10-Kriteriums einzuleiten. Nach dem Fluten des RDB wird die Nachwärme im Kühlmittel gebunden, sobald die Kaltwasserfront den Kern erreicht hat. Bei funktionierender Nachwärmeabfuhr wird dann kein Dampf mehr in den SB freigesetzt.

Die bei einem kleinen Leck in den SB insgesamt freigesetzte Dampfmenge führt auch bei einem Versagen des SB-Druckabbaus nicht zu einem Druckaufbau über den Versagensdruck des SB hinaus. Die Funktion des Druckabbausystems ist daher zur Beherrschung eines kleinen Lecks nicht erforderlich.

■ Einfluß der Lecklage

Bezüglich der Lage des Lecks kann unterschieden werden zwischen dem

- Leck in einer von Kühlmittel oder von Frischdampf durchströmten Leitung, einem
 - Leck innerhalb oder außerhalb des SB und einem
 - RDB-Bodenleck.
- Leck einer kühlmittelführenden Rohrleitung

Bei einem Leck einer von Kühlmittel durchflossenen Rohrleitung treten einige signifikante Unterschiede im Vergleich zum Leck einer Dampfleitung auf:

- Der zugehörige Anschlußstutzen an den RDB liegt tiefer als die Anschlußstutzen der dampfführenden Leitungen.
- Der Leckmassenstrom ist bei gleicher Querschnittsfläche etwa dreimal höher.
- Der RDB-Füllstandsabfall verläuft entsprechend schneller.
- Da das Dampfpolster bis zum Abfall des Füllstandes auf Leckhöhe erhalten bleibt, verläuft der RDB-Druckabfall vergleichsweise langsamer.
- Sind Anschlüsse des nuklearen Nachkühlsystems betroffen, stehen entsprechend weniger Redundanzen zur Verfügung.

Die Anschlußstutzen der kühlmittelführenden Leitungen liegen alle auf der Höhe der Speisewasserstutzen bei $L_{\text{RDB}} = 12,15$ m. Es strömt zunächst Kühlmittel über das Leck aus, das jedoch aufgrund seines thermodynamischen Zustandes sofort zu einem erheblichen Teil (ca. 33 %) verdampft. Die in den SB freigesetzten Dampfmen gen sind daher bei gleichem Leckquerschnitt bei dampf- bzw. kühlmittelführenden Leitungen in etwa gleich. Damit erfolgt auch die Reaktorschutzanregung durch das P10-Signal in etwa gleichen Zeiträumen.

Der minimale RDB-Füllstand bei auslegungsgemäßer Funktion der Systeme wird im BHB (T3, K1L, S2) für einen Bruch der Speisewasser- bzw. Kernflutleitung mit $L_{\text{RDB}} = 7,6$ m angegeben (Frischdampfleitungsbruch $L_{\text{RDB-min}} = 9,6$ m). Der Füllstand sinkt somit kurzfristig bis etwa in die Mitte des Kerns ab und wird dann wieder bis in die Höhe der Speisewasserstutzen oder, bei Überspeisung des Lecks, auch darüber angehoben. Eine langfristige Nachwärmeabfuhr nach dem KMV mit der modifizierten Abfahrkühlleitung ist in diesem Fall nicht möglich, ohne das beständig Kühlmittel über das Leck gespeist wird.

Der tiefste Anschlußstutzen am RDB-Mantel befindet sich auf einer Höhe von $L_{\text{RDB}} = 10,00$ m. Hier binden die wasserseitigen Stutzen der Füllstandsmessung (NW 50) in den RDB ein. Diese Lecklage wird nicht gesondert untersucht, ein Bruch dieser Leitung wird abgedeckt durch ein kleines Leck der Speisewasserleitung.

Der RDB-Druck wird bei einem Speisewasserleck im Vergleich zum Dampfleitungsleck durch den Leckmassenstrom zunächst nur gering beeinflusst, bis der Füllstand auf das

Niveau der Speisewasserstutzen abgefallen ist. Mit dem Einsetzen einer Dampfausströmung gleichen sich die Druckgradienten an. Je nach Leckgröße sind differenzierte thermodynamische Abläufe zu erwarten.

Durch eine Abschätzung des Leckmassenstroms, der erforderlich ist, um den Druckanstieg im RDB zu begrenzen, wurde der Grenzleckquerschnitt vom kleinen Leck zum mittleren Leck einer Speisewasserleitung auf 150 cm^2 festgelegt. Analoge Überlegungen zur Druckentlastung führten, wie bei einem Dampfleitungsleck, zu einem Grenzquerschnitt zwischen einem mittleren und einem großen Leck von 300 cm^2 .

Bei einem Bruch einer Speisewasserleitung kann mit einer bedingten Wahrscheinlichkeit von $p = 0,75$ neben der Speisewasserleitung selbst auch die Einspeiseleitung eines TH-ND-Systems betroffen sein, da jeweils eines der drei TH-ND-Systeme in eine Speisewasserleitung einbindet.

Beim Bruch einer Speisewasserleitung könnte darüber hinaus eine "Kurzschlußströmung" zur Beeinträchtigung der Kernkühlung führen. Der Strömungsweg führt dabei unmittelbar vom Segment des Speisewasserverteilers, in den eingespeist wird, zum Segment, an das die gebrochene Leitung anschließt, ohne daß das Kühlmittel durch den Kern strömt. Untersuchungen zu diesem Phänomen sind nicht bekannt.

Bricht eine der drei TH-HD-Leitungen, sind mit einer bedingten Wahrscheinlichkeit von $p = 0,66$ zwei HD-Stränge betroffen, da der TH20- und TH30-Strang über einen gemeinsamen Stutzen in den RDB einspeist. Bei einem Bruch des TH20- oder TH30-ND-Stranges ist der zweite Strang nicht beeinträchtigt, da die Verbindung zum Leck über die HD-Stränge durch die Rückschlagfunktion der Durchdringungsarmaturen unterbrochen wird.

- Leck außerhalb des Sicherheitsbehälters

Da beim Siedewasserreaktor im Gegensatz zum Druckwasserreaktor die Frischdampf bzw. Speisewasser führenden Leitungen aus dem Sicherheitsbehälter herausführen, sind auch Lecks dieser Leitungen außerhalb des SB zu betrachten. Ein Leck kann entweder im Reaktorgebäude oder im Maschinenhaus auftreten. In beiden Gebäuden werden Reaktorschutzmaßnahmen analog zum Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters von einem Differenzdruckkriterium abgeleitet.

Bei einem Überdruck von 0,5 kPa im Reaktorgebäude (P20-Signal) oder im Maschinenhaus (P30-Signal) wird vom Reaktorschutz u. a. eine

- Reaktorschnellabschaltung, ein
- Durchdringungsabschluß der Hilfsdampf- und Frischdampfleitungen

und, nur bei einem P20-Signal, ein

- Gebäudeabschluß des Reaktorgebäudes
- Lüftungsabschluß des Sicherheitsbehälters

ausgelöst (BHB T3, K1L, S4, Maßnahmegruppe L40, L50). Bei einem Verdacht auf ein Leck im Speisewassersystem sollen darüber hinaus von Hand die

- Hauptspeisewasserpumpen abgeschaltet, die
- Druck- und Anfahrchieber geschlossen und die
- Anfahrregelventile geschlossen

werden. Bei einem Leck im Maschinenhaus (P30-Signal) sollen zusätzlich noch die Saugschieber geschlossen werden. Dabei ist jedoch zu berücksichtigen, daß die Lokalisierung eines Speisewasserlecks nicht so ohne weiteres möglich ist. Der Operateur kann nur indirekt aus den Anzeigen (z. B. Aktivität im Gebäude, Speisewasserdurchsatz oder Temperatur-Raumüberwachung) auf ein Speisewasserleck schließen.

Das Differenzdruckkriterium wird im Reaktorgebäude (P20) bereits ab einem Leckquerschnitt von ca. 3 cm², im Maschinenhaus (P30) ab etwa 5 cm² erreicht. Bei auslegungsgemäßer Funktion des Durchdringungsabschlusses der Frischdampfleitungen bzw. der Rückschlagfunktion der Speisewasser-Durchdringungsarmaturen ist eine weitere Differenzierung des Leckquerschnittes nicht erforderlich. Der Störfall geht dann in einen "Ausfall der Hauptwärmesenke" mit oder ohne verfügbares Hauptspeisewasser über. Fällt der Durchdringungsabschluß der betroffenen Frischdampfleitung oder die Rückschlagfunktion von zwei Armaturen in einer Speisewasserleitung aus, geht Kühlmittel aus dem Sicherheitsbehälter verloren.

Durch die Reaktorschutzsignale P20 und P30 wird im Gegensatz zum Signal P10 keine Druckentlastung des RDB und kein "RDB-Fluten" eingeleitet. Bei einem Ausfall der Bespeisung stehen für diese Reaktorschutzmaßnahmen die RDB-Füllstandskriterien wie beim "Ausfall der Hauptwärmesenke" zur Verfügung. Bei einem Ausfall des Durchdringungsabschlusses sind die erforderlichen Systemfunktionen zur Druckbegrenzung und Druckentlastung sowie bei einem Leck außerhalb des SB auch die Nachwärmeabfuhr wiederum von der Leckgröße abhängig. Für diese Leckgrößen werden die gleichen Grenzüberschnitte abgeschätzt, wie sie für das Leck innerhalb des SB festgelegt wurden.

Bei einem Leck in einer Leitung außerhalb des SB wird hinsichtlich des Leckortes nicht differenziert, da in Abhängigkeit vom Ort weder sonstige Einspeisesysteme noch eine unterschiedliche Anzahl von Absperrarmaturen betroffen ist. Ein Bruch der Speisewasserleitung zwischen SB und der äußeren Durchdringungsarmatur wird aufgrund der geringen Eintrittswahrscheinlichkeit nicht unterstellt. Bei der Analyse von anlageninternen Notfallmaßnahmen ist jedoch zu berücksichtigen, daß je nach Lecklage eine Bespeisung des RDB durch die Feuerlöscheinpeisung über das Speisewassersystem mit Anschluß im Maschinenhaus nicht möglich ist.

Da sowohl im Reaktorgebäude als auch im Maschinenhaus kein Druckabbausystem existiert, sind in beiden Gebäuden Öffnungen vorgesehen, die bei einem Bruch einer Leitung eine Druckbegrenzung innerhalb des Gebäudes ermöglichen. Im Reaktorgebäude befinden sich Überströmklappen mit etwa 7 m² Querschnitt, die bei einem Überdruck von 6 kPa eine Druckentlastung zum Maschinenhaus hin bewirken. Am Maschinenhaus befinden sich Dachklappen, die bei einem Differenzdruck zwischen 0,72 kPa und 0,9 kPa einen Querschnitt von ca. 50 m² zur Atmosphäre hin öffnen.

- RDB-Bodenleck

Der Boden des RDB ist mit einer Vielzahl von Durchführungen versehen. Diese Durchführungen dienen der Aufnahme der

- internen Kühlmittelumwälzpumpen, den
- Steuerstabantrieben und diversen
- Meßlanzen. Des weiteren befindet sich ein

- Entwässerungstutzen

im RDB-Boden.

Die Abdichtung der drei Durchführungsarten erfolgt einerseits über Dichtungselemente, die von außen am RDB befestigt sind, und andererseits durch einen Dichtsitz innerhalb des RDB. Den inneren Dichtsitz bilden bei den Durchführungen der Meßlanzen die Lanzen selbst, bei den Pumpen und Steuerstabantrieben ist der innere Dichtsitz erst nach dem Absinken des Laufrades der Umwälzpumpe bzw. dem Fahren des Steuerstabes in die tiefste Stellung gewährleistet.

Ein Entwässerungstutzen (NW 80) wurde zentral im RDB-Boden angebracht. Mit der Annahme, daß die Dichtungsfunktion der Durchführungen auslegungsgemäß funktioniert, stellte der Abriß des Entwässerungstutzens den größten Leckquerschnitt dar, der am RDB-Boden auftreten kann. Der Leckquerschnitt beträgt ca. 44 cm². Nach Auskunft des Betreibers wurde der Entwässerungstutzen von innen so abgedichtet, daß ein Leck nicht möglich ist.

Tritt ein Leck an einer der Durchführungen auf, sind der Ablauf des Störfalls und die erforderlichen sicherheitstechnischen Funktionen vergleichbar mit denjenigen des kleinen Lecks einer Speisewasserleitung. Die Anforderungen an die Hochdruckeinspeisung bzw. an eine Druckentlastung sind jedoch höher, da in keinem Fall eine Dampfausströmung mit entsprechend schneller Druckabsenkung erfolgt.

Aus den unterschiedlichen Anforderungen an die sicherheitstechnischen Funktionen ergibt sich die nachfolgende Einteilung der Leckklassen. Aufgrund der in dieser Analyse betrachteten Brüche von Haupt- bzw. Anschlußstutzen geht das betrachtete Leckspektrum sprunghaft von Haupt- zu Nennweite. Die angegebenen Grenzquerschnitte sind daher als Anhaltswert für den Übergang in die nächste Klasse zu sehen.

Tabelle 3.19 Leckklassen

Leckklassen	Leckquerschnitt in cm ²	
	innerhalb SB	außerhalb SB
Kleines Leck Speisewasser	5 < F < 150	5 < F < 150
Mittleres Leck Speisewasser	150 < F < 300	150 < F < 300
Großes Leck Speisewasser	F > 300	F > 300
Kleines Leck Frischdampf	5 < F < 50	5 < F < 50
Mittleres Leck Frischdampf	50 < F < 300	50 < F < 300
Großes Leck Frischdampf	F > 300	F > 300
RDB-Bodenleck	n.e.	n.e.

n.e. nicht ermittelt

3.2.8.2 Systemfunktionen und Mindestanforderungen

Zur Beherrschung eines Kühlmittelverluststörfalls sind je nach Leckgröße und Lecklage verschiedene Systeme erforderlich. Die minimalen Funktionen, die die Systeme zu erfüllen haben, werden als Systemfunktionen bezeichnet. Zur Beherrschung eines KMV innerhalb oder außerhalb des SB können die folgenden Systemfunktionen erforderlich werden:

- REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG
- AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG
- SB-DRUCKABBAU
- EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM
- EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM
- NACHWÄRMEABFUHR
- AUTOMATISCHE DRUCKENTLASTUNG
- EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM
- DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS-RA

- DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS-RL

Das konzipierte ZUNA-System unterstützt die derzeit vorhandenen Systeme bei der Erfüllung der Systemfunktionen NACHWÄRMEABFUHR und EINSPEISEN MIT TH-ND-SYSTEM. Es kann jedoch durch den Bruch der Einspeiseleitung oder einer Anschlußleitung zu einem KMV innerhalb oder außerhalb des SB kommen.

Nachfolgend werden die an die Systemfunktionen zu stellenden Mindestanforderungen definiert. Dies erfolgt zuerst für die Systemfunktionen, die zur Beherrschung eines KMV innerhalb des SB erforderlich sind. Welche der Systemfunktionen je nach Leckgröße erforderlich werden können, kann der Tabelle 3.21 entnommen werden.

Eine Beeinträchtigung der Systemfunktionen durch Folgeschäden (z. B. Splitter- oder Geschoßeinwirkung) wird im Rahmen dieser Analyse nicht berücksichtigt.

■ **KMV innerhalb des Sicherheitsbehälters**

• REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG (RESA)

Die RESA kann über das Reaktorschutzsystem durch eines der Kriterien

- Differenzdruck $\Delta p_{DK-RGB} > P10$ (25 kPa)
- schnelle RDB-Druckabsenkung $\Delta p_{RDB} > 1,0$ MPa/Zeit (je nach Leckgröße)
- Füllstand RDB < LT1 (13,91 m)
- Füllstand RDB < LT3 (11,00 m)

ausgelöst werden.

Die nukleare Kettenreaktion wird durch die RESA unterbunden und die Anlage in den Zustand "unterkritisch heiß" überführt.

Ein Ausfall der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG wird gesondert untersucht (s. ATWS-Störfall).

- AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG

Eine AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG (ADB) ist dann erforderlich, wenn der RDB-Druck nicht über den Leckquerschnitt begrenzt werden kann (Kleine Lecks). Analog zum "Ausfall der Hauptwärmesenke" ist eine Differenzierung hinsichtlich der Schutzziele - Aufrechterhaltung der Funktion des RDB - und - Einspeisung in den RDB - möglich.

Je nach Größe des Lecks innerhalb der Leckklasse "Kleines Leck (5-50 bzw. 150 cm²)" wird die Anforderung an die Funktion im Vergleich zum "Ausfall der Hauptwärmesenke" abgemildert. Da hinsichtlich der Eintrittshäufigkeit ein Leckquerschnitt von 5 cm² dominant ist, werden die Anforderungen entsprechend dem "Ausfall der Hauptwärmesenke" übernommen.

Die höhere Anforderung an die AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG stellt die Begrenzung auf einen Druck zur Aufrechterhaltung der Einspeisung. Hierzu müssen

- 1 v 11 der Hauptventile oder
- 2 v 3 der Bypassventile

öffnen. Das Öffnen eines der Hauptventile muß über die Ansteuerung des Magnet-Vorsteuerventils beim Ansprechdruck oder durch das zugehörige Feder-Vorsteuerventil erfolgen. Die Bypass-Ventile können entweder durch betriebliche Signale bei 7,2 MPa (bei Anstehen eines RESA-Signals) oder durch das Reaktorschutzsignal bei 8,8 MPa geöffnet werden.

Bei einem Versagen der AUTOMATISCHEN DRUCKBEGRENZUNG wird bei einem vollständig abgeschlossenen System nach ca. 10 Minuten ein Druck von 12 MPa erreicht. Aufgrund des Lecks wird der Druckgradient bei einem KMV etwas geringer sein. Nach einer Verzögerungszeit von 60,5 s wird durch das Differenzdrucksignal auch eine Druckentlastung eingeleitet. Aufgrund der frühzeitigen Einleitung der Druckentlastung ist für die AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG ebenfalls das Öffnen von

- 1 v 6 Hauptventilen

durch das Differenzdrucksignal P10 ausreichend.

- SB-DRUCKABBAU

Das Druckabbausystem hat die Aufgabe, den Druckaufbau innerhalb des Sicherheitsbehälters durch die Kondensation des aus dem Leck ausströmenden Dampfes zu begrenzen. Hierzu ist es erforderlich, daß ein Differenzdruck zwischen der Druck- und Kondensationskammer aufgebaut werden kann. Dies ist nur eingeschränkt möglich bei

- Leckagen zwischen der Druck- und Kondensationskammer oder
- unvollständiger Kondensation.

Im Gasraum der Kondensationskammer wird zur Kondensation von Leckdampf mit drei TH-ND-Systemen über die ND-Mindestmengenleitungen gesprüht. Nach einer Analyse der Fa. Siemens /ZIE 90/ kann, unabhängig vom Leckagequerschnitt zwischen Druck- und Kondensationskammer, durch das Sprühen mit einer ND-Mindestmengenleitung der SB-Druck unterhalb des Versagensdrucks des SB begrenzt werden. Auf der Basis dieser Analyse wird von einer Funktion des SB-DRUCKABBAU ausgegangen, wenn mit

- 1 v 3 ND-Pumpen

Mindestmengensprühen betrieben wird.

Zur Funktion des Mindestmengensprühens mit einer ND-Pumpe ist es erforderlich, daß der entsprechende TH-Strang und die Speisewasserleitung, in die der ND-Strang einbindet, kein Leck aufweist.

Inwieweit zusätzliche Anforderungen an die Funktion SB-DRUCKABBAU hinsichtlich einer maximalen Leckage zwischen Druck- und Kondensationskammer zu stellen sind, kann in dieser Analyse nicht quantifiziert werden. Hierzu sind weitere thermo-hydraulische Untersuchungen erforderlich.

Bei einem Ausfall der Funktion SB-DRUCKABBAU ist die Integrität des Sicherheitsbehälters durch Überdruckversagen gefährdet. Als druckbegrenzende anlageninterne Notfallmaßnahme kann ein Venting eingeleitet werden.

Bei einem kleinen Leck ist die Systemfunktion SB-DRUCKABBAU nicht erforderlich, da die in den SB eingetragene Dampfmenge vergleichsweise gering ist und die Nachwärme nach dem Durchgang der Kaltfront durch den Kern in der flüssigen Phase gespeichert wird.

- EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM

Alle drei Stränge des TH-Systems werden vom Reaktorschutz durch das Kriterium

- Differenzdruck $\Delta p_{\text{DK-RGB}} > P10$ (25 kPa)

in der Fahrweise "RDB-Fluten" angeregt. Eine Anregung zum Einspeisen kann ebenso durch die Füllstandskriterien (betriebliche Anregung oder Reaktorschutz) erfolgen (s. "Ausfall der Hauptwärmesenke"). Mit der Anregung des Reaktorschutzkriteriums startet der Reaktorschutz das Zeitglied für die Handfreigabe. Erst wenn 5 Minuten lang der RDB-Füllstand über LT3 gehalten wurde, können die TH-Systeme von Hand in eine andere Fahrweise gebracht werden.

Ein Betrieb der TH14-Pumpe ohne Vorstufe ist bei einem KMV innerhalb des SB nicht möglich, da sich die Pumpe mit zunehmender Fördermenge aufgrund der RDB-Druckentlastung bei gleichzeitig ansteigender Temperatur des Kondensationskammerwassers ihrer Kavitationsgrenze nähert.

Die Mindestmengenanforderung an die EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM ist erfüllt, wenn mit

- 1 v 3 TH-HD-Strängen

in den RDB eingespeist wird. Es ist ausreichend, wenn die Einspeisung nach einem Ausfall innerhalb von ca. 10 Minuten aktiviert werden kann.

Bei einem Bruch eines TH-HD-Einspeisestranges sind die Anforderungen an die Systemfunktion höher. In diesem Fall muß mit

- 1 v 2 TH-HD-Strängen

bei einem Bruch der TH10-Einspeiseleitung bzw. mit

- 1 v 1 TH-HD-Strängen

bei einem Bruch der TH20- oder TH30-Einspeiseleitung eingespeist werden. Der betroffene HD-Strang bzw. beide Stränge bei TH20, 30 speisen dann aufgrund des gemeinsamen Einspeisestutzens auf das Leck.

Innerhalb des SB schließen Entwässerungsleitungen der NW25 an die TH-Leitungen an. Ein Bruch einer dieser Leitungen führt zu einem kleinen Leck. Die Förderleistung des betroffenen Stranges alleine ist dann nicht mehr ausreichend. Ist die TH20- oder TH30-Einspeiseleitung betroffen, reicht es aus, wenn beide Systeme einspeisen.

Im Fall eines RDB-Bodenlecks ist die Anforderung an die Systemfunktion dann höher, wenn die DRUCKENTLASTUNG ausgefallen ist. In diesem Fall kann die Bedeckung des Kerns auf Dauer aufrechterhalten werden, wenn mit

- 3 v 3 TH-HD-Strängen

in den RDB eingespeist wird.

Bei einem Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR fallen die TH-HD-Pumpen nach ca. 80 Minuten durch thermische Überlastung ($T_{\text{KOKA}} > 85 \text{ °C}$) aus.

- NACHWÄRMEABFUHR

Durch das Differenzdrucksignal P10 werden neben dem "RDB-Fluten" gleichzeitig die Nachkühlstränge aktiviert. Bis zur Druckabsenkung des RDB auf den Einspeisedruck der TH-ND-Pumpen kann die Nachwärme über die ND-Mindestmengenleitungen aus der Kondensationskammer abgeführt werden. Sobald die TH-ND-Pumpen in den RDB einspeisen, wird die Nachwärme im direkten Kreislauf aus dem RDB abgeführt.

Der Temperaturverlauf des Kondensationskammerwassers ist nach Leckgröße von verschiedenen Phänomenen abhängig. Bei einem kleinen Leck ist der Energieeintrag in die Kondensationskammer zunächst geprägt von der Druckentlastung und dem "RDB-Fluten", bei einem großen Leck durch den Druckabbau des SB. Ein Teil der Nachwärmeenergie wird zudem im Sumpf der Druckkammer zwischengespeichert, bis es zum Überlaufen von der Druckkammer in die Kondensationskammer kommt. Inwieweit zu diesem Zeitpunkt heiße Strahlen zum Ausfall der TH-HD-Pumpen führen

können, wurde noch nicht detailliert untersucht. Die Mindestanforderungen an die NACHWÄRMEABFUHR werden aus den Untersuchungen, die für den "Ausfall der Hauptwärmesenke" durchgeführt wurden, abgeleitet. Es sind jedoch nur die Mindestanforderungen zutreffend, die für den Fall des "RDB-Flutens", d. h. für $L_{RDB} < LT3$, ermittelt wurden. Demnach ist es ausreichend, wenn die Nachwärme mit

- 1 v 3 Nachkühlketten

im direkten Kreislauf aus dem RDB abgeführt werden kann. Im Fall der Füllstandshaltung mit dem TH-HD-System kann die Nachwärme auch mit

- 2 v 3 Nachkühlketten über die ND-Mindestmengenleitung

abgeführt werden. Wird der Füllstand mit dem TH-ND-System gehalten, reduziert sich die Mindestanforderung auf

- 1 v 3 Nachkühlketten

über die ND-Mindestmengenleitung.

Die Nutzung der Primärfüllpumpen zur Abfuhr der Nachwärme wurde für KMV-Störfälle nicht analysiert. Aufgrund des zeitlich abweichenden Energieeintrages in die Kondensationskammer im Vergleich zum "Ausfall der Hauptwärmesenke", insbesondere durch das Überlaufen aus der Druckkammer, wird eine Nachwärmeabfuhr mit diesen Pumpen konservativerweise nicht berücksichtigt.

Nach Ablauf des Zeitgliedes und der Freigabe von Handmaßnahmen kann die Nachwärme ebenfalls mit

- 1 v 3 Nachkühlketten

über die KOKA-Kühlleitung abgeführt werden. Voraussetzung ist in allen Fällen, daß der im Kühlbetrieb befindliche TH-Strang sowie die dem ND-Strang zugehörige Speisewasserleitung nicht vom Leck betroffen sind.

Hinsichtlich des geplanten ZUNA-Systems wird angenommen, daß die Nachwärme auch mit diesem System entweder im Kühlbetrieb aus der Kondensationskammer oder

nach Druckabsenkung des RDB im direkten Einspeisekreislauf aus dem SB abgeführt werden kann.

Ein Versagen der NACHWÄRMEABFUHR führt zu einem Temperatur- und Druckanstieg innerhalb des SB. Zum Temperaturverlauf des Kondensationskammerwassers wurden keine KMV-spezifischen Analysen durchgeführt. Zur Ermittlung der Zeiten bis zum Erreichen von Temperaturgrenzwerten wurde der für den "Ausfall der Hauptwärmenenke" berechnete Verlauf mit einem Temperatursprung von 25 °C für den unmittelbaren Energieeintrag in die Kondensationskammer überlagert. Die ermittelten Zeiten sind in Tabelle 3.20 aufgeführt.

Tabelle 3.20 Aufheizzeiten des Kondensationskammerwassers bei ausgefallener NACHWÄRMEABFUHR in Minuten

Ausgangsbedingungen	Kondensationskammerwasser-Temperatur			
	85 °C	90 °C	100 °C	150 °C
TH-Einspeisung $T_{KOKA} = 30 \text{ °C}$	80 min	110 min	150 min	600 min

Bei einem Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR kann eine Druckbegrenzung im SB und die Abfuhr von Nachwärme nur im Rahmen einer anlageninternen Notfallmaßnahme durch das Venting erfolgen.

- AUTOMATISCHE DRUCKENTLASTUNG

Die AUTOMATISCHE DRUCKENTLASTUNG wird durch das Differenzdrucksignal P10 mit einer Verzögerung von 60,5 s ausgelöst. Es öffnen zunächst zwei S+E-Ventile und nach einer Druckabsenkung im RDB unter $p_{RDB} = 2,9 \text{ MPa}$ vier weitere S+E-Ventile.

Bei einem Leckquerschnitt $F > 300 \text{ cm}^2$ ("Großes Leck") ist diese Systemfunktion nicht erforderlich, die Druckentlastung erfolgt dann über das Leck. Je kleiner das Leck innerhalb des Querschnittsbereiches $5 \text{ cm}^2 < F < 300 \text{ cm}^2$ ist, umso mehr nähert sich

die Anforderung derjenigen für den "Ausfall der Hauptwärmesenke". Da ein Leckquerschnitt von 5 cm² um Größenordnungen wahrscheinlicher ist, als alle anderen Lecks in diesem Querschnittsbereich, werden die Anforderungen analog zum "Ausfall der Hauptwärmesenke" für diese Klassen übernommen.

Bei Leckquerschnitten $F < 300 \text{ cm}^2$ ist es somit ausreichend, wenn eine Druckentlastung mit

- 1 v 6 S+E-Ventilen

bei einer Einspeisung mit dem ZUNA-System und

- 2 v 6 S+E-Ventilen

bei einer Einspeisung mit dem TH-ND-System durchgeführt wird.

- EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM

Durch das Differenzdrucksignal P10 werden alle TH-ND-Stränge in der Fahrweise "RDB-Fluten" angeregt. Eine Anregung kann auch durch den RDB-Füllstandsgrenzwert LT3 erfolgen. Die ND-Stränge können in den RDB einspeisen, wenn der RDB-Druck unter den Einspeisedruck der ND-Pumpen ($p_{\text{RDB}} < 1,4 \text{ MPa}$) abgesenkt wurde.

Zur Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel ist es ausreichend, wenn mit

- 1 v 3 TH-ND-Strängen

in den RDB eingespeist wird. Je nach Bruchlage kann die Mindestanforderung an die Funktion höher sein. Ist eine der ND-Einspeiseleitungen oder die Speisewasserleitung, in die der Strang einbindet, von einem Bruch betroffen, ist es erforderlich mit

- 1 v 2 TH-ND-Strängen

in den RDB einzuspeisen. Bei einem Bruch des TH-HD-Einspeisestranges wird ebenfalls angenommen, daß die Fördermenge der ND-Vorstufe über das Leck so groß ist, daß die Einspeisemenge in den RDB nicht ausreichend ist.

Bei einem Bruch der TH20/TH30-HD-Einspeiseleitung speisen die ND-Vorstufen beider Stränge auf das Leck. Es ist keine Aussage darüber möglich, welcher Anteil des Massenstroms noch über die ND-Stufe gefördert wird und ob die ND-Stufe unter diesen Betriebsbedingungen auf Dauer betrieben werden kann. In dieser Analyse wird davon ausgegangen, daß beide ND-Stufen so beeinträchtigt sind, daß sie auf Dauer nicht zur Bespeisung des RDB genutzt werden können. Die Mindestanforderung ist in diesem Fall erfüllt, wenn mit

- 1 v 1 TH-ND-Strang

in den RDB eingespeist werden kann.

Ist ein Leck in einem TH-Strang durch den Abriß einer Leitung der NW25 hervorgerufen worden (kleines Leck mit der höchsten Eintrittshäufigkeit), kann dieser Leckquerschnitt von den ND-Pumpen überspeist werden, ohne daß die Wirksamkeit des ND-Stranges eingeschränkt wird.

Das geplante ZUNA-System kann, sofern nicht selbst von einem Leck betroffen, unterhalb eines RDB-Drucks von 4,0 MPa die Einspeisung übernehmen. In dieser Analyse wird davon ausgegangen, daß die Fördermenge des ZUNA-Systems ausreichend ist, um den Kern auf Dauer mit Kühlmittel zu bedecken.

Bei einem Ausfall der TH-ND/ZUNA-Stränge kann der RDB nach einer Druckabsenkung unter ca. $p_{\text{RDB}} = 0,3 \text{ MPa}$ nur noch mit den Primärfüllpumpen des TH-Systems oder mit der VE20-Pumpe über den TH20-Strang bespeist werden (anlageninterne Notfallmaßnahmen). Zur Aktivierung der Einspeisung mit anderen Systemen müssen zunächst die durch P10 aktivierten Durchdringungsabschlüsse aufgehoben werden. Die Bewertung der Wirksamkeit von Einspeisungen bei sehr niedrigem RDB-Druck und von anlageninternen Notfallmaßnahmen ist der zweiten Phase der Analyse vorbehalten.

- DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS-RA

Der Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen wird entweder durch das Differenzdrucksignal P10 oder bei einem großen Leck der Frischdampfleitung durch den Massenstrom $m_{\text{FD}} > 120 \%$ ausgelöst.

Die Frischdampfleitungen werden je nach Leckgröße und Lecklage durch das eingeleitete "RDB-Fluten" mehr oder minder schnell überflutet. Der Zeitraum bis zur Überflutung bewegt sich zwischen ca. 10 Minuten bei einem kleinen Leck einer Frischdampfleitung und ca. 15 bis 20 Minuten bei einem Bruch einer Speisewasserleitung. Innerhalb dieser Zeit müssen

- 1 v 2 Durchdringungsarmaturen

in den Frischdampfleitungen und der Hilfsdampfleitung geschlossen sein, um eine Überflutung der Leitungen außerhalb des SB zu verhindern.

Fällt die Systemfunktion aus, kann es zu einem Folgebruch der Frischdampfleitungen außerhalb des SB kommen und Kühlmittel aus dem SB ausgespeist werden. Falls die ND-Pumpen nicht abgeschaltet werden können, wird die Kondensationskammer dann innerhalb von ca. 40 Minuten entleert. Bei einem mittleren Leck beträgt dieser Zeitraum mehrere Stunden.

■ **KMV außerhalb des Sicherheitsbehälters**

Bei einem KMV außerhalb des Sicherheitsbehälters werden die sicherheitstechnischen Funktionen durch das Differenzdrucksignal P20 (im Reaktorgebäude) oder P30 (im Maschinenhaus) ausgelöst. Durch diese Signale wird u. a. ein Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen angeregt. Bei einem Leck der Speisewasserleitung soll darüber hinaus das Speisewassersystem von Hand abgeschaltet werden. Funktionieren die Systeme auslegungsgemäß, geht der "KMV außerhalb des SB" in einen "Ausfall der Hauptwärmesenke" über. Die erforderlichen Systemfunktionen und die an sie zu stellenden Mindestanforderungen entsprechen dann denjenigen, wie sie für diese Transiente definiert wurden (s. Abschnitt 3.2.1.2).

Fällt der Durchdringungsabschluß einer von einem Leck betroffenen Frischdampf- oder Hilfsdampfleitung oder bei einem Speisewasserleitungsleck die Rückschlagfunktion der Durchdringungsarmaturen in einer Speisewasserleitung aus, dann liegt bezüglich der erforderlichen Systemfunktionen eine vergleichbare Situation zu einem Leck der entsprechenden Leckklasse innerhalb des SB vor. Die Anregung der Systemfunktionen erfolgt jedoch vergleichbar zu einem "Ausfall der Hauptwärmesenke". Solange

das Leck nicht abgesperrt werden kann, geht jedoch ständig Kühlmittel aus dem SB verloren, bei einem Speisewasserleck bzw. bei einem Frischdampfleitungsleck mit Überspeisung in flüssiger Form und bei einem Frischdampfleitungsleck ohne Überspeisung dampfförmig.

Nachfolgend werden nur die Systemfunktionen beschrieben, deren Anregung oder Mindestanforderung von derjenigen bei einem Leck innerhalb des SB abweicht, bzw. solche, die zusätzlich erforderlich sind. Eine Übersicht der Systemfunktionen, die bei einem Leck innerhalb oder außerhalb des SB erforderlich werden können, ist der Tabelle 3.21 am Ende des Abschnitts zu entnehmen.

- REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG (RESA)

Bei einem Leck im Reaktorgebäude wird die RESA über das Reaktorschutzsystem durch das Kriterium

- Differenzdruck $\Delta p_{\text{RGB-Atm}} > P20$ (5kPa)

ausgelöst. Bei einem Leck im Maschinenhaus wird die RESA durch das Kriterium

- Differenzdruck $\Delta p_{\text{MH-Atm}} > P30$ (5kPa)

ausgelöst.

- EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM

Bei einem Leck einer Frischdampfleitung oder der Hilfsdampfleitung kann das Hauptspeisewassersystem weiterhin zur Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel genutzt werden. Bei einem erfolgreichen DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS-RA liegen Verhältnisse vor, wie bei einem "Ausfall der Hauptwärmesenke". Es ist dann ausreichend, wenn mit

- 1 v 3 Hauptspeisewasserpumpen über
- 1 v 2 Anfahrregelventilen

der Kern mit Kühlmittel auf Dauer bedeckt wird.

Der Aufbau eines Kühlmittelkreislaufs über die Füllstandshaltung der Kondensationskammer ist bei einem KMV außerhalb des SB möglich, da durch das P20- bzw. P30-Signal kein Abschluß der Kondensationskammer-Entleerung erfolgt. Hierzu sind jedoch Handmaßnahmen im Reaktorgebäude erforderlich. Es ist daher davon auszugehen, daß bei einem Leck im Reaktorgebäude kein Kühlkreislauf hergestellt werden kann, d. h. es wird entweder auf eine Füllstandshaltung mit den TH-Systemen umgeschaltet oder das durch die RL-Bespeisung in die Kondensationskammer eingebrachte Kühlmittel läuft nach einem entsprechenden Füllstandsanstieg in den Steuerstab-antriebsraum (s. Abschnitt 3.2.1.1 und 3.2.1.2).

Eine Beeinträchtigung der dauerhaften RL-Einspeisung ist auch bei einem Ausfall des Durchdringungsabschlusses der betroffenen FD-Leitung möglich. Durch die Druckentlastung des RDB ist dann eine höhere Förderleistung zur Füllstandhaltung erforderlich, als über das Kondensatzulaufventil in den Verweilbehälter nachgespeist werden kann. Die Kondensatpumpen können dann durch das Signal "Füllstand tief" abgeschaltet werden. Eine Abschätzung der integralen Volumenströme zeigte, daß eine Abschaltung bei einem kleinen und mittleren Leck mit hoher Wahrscheinlichkeit nicht erfolgt. Aufgrund der in Abschnitt 3.2.1.1 spezifizierten Kühlmittelvorräte kann dann von einer möglichen RL-Bespeisung über ca. 24 h ausgegangen werden. Bei einem großen Leck ist die nachspeisende Kühlmittelmenge so groß, daß eine Abschaltung der Kondensatpumpen erfolgt.

Bei einem Leck der Speisewasserleitung außerhalb des SB soll das Speisewassersystem von Hand abgeschaltet werden. Auch wenn diese Maßnahme fehlerhaft nicht durchgeführt wird, ist eine Nutzung der Systeme zur dauerhaften RDB-Bespeisung nicht möglich, da je nach Leckgröße früher oder später eine automatische Abschaltung erfolgt.

- EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM $L > LT3$ und $L < LT3$

Die Anregung der TH-HD-Stränge zur Füllstandshaltung erfolgt bei einem Leck außerhalb des SB durch die RDB-Füllstandsgrenzwerte. Bei erfolgreichem DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS-RA entsprechen die Mindestanforderungen denjenigen beim "Ausfall der Hauptwärmesenke".

Bei einem Bruch einer Frischdampf- oder Speisewasserleitung im Reaktorgebäude (RGB) werden die im unteren Bereich des RGB innerhalb der Compartments angeordneten TH-Pumpen durch Temperatur und Feuchtigkeit und, bei einem Bruch der Speisewasserleitung oder bei einem Versagen des DDA mit Überspeisung, auch durch Kühlmittel von außen beaufschlagt. Für die Komponenten der Elektro- und Leittechnik wurde ein Nachweis der Störfallfestigkeit bei Kühlmittelverluststörfällen erbracht /KWU 82/. Es wird daher davon ausgegangen, daß keine Beeinträchtigung durch die Umgebungsbedingungen infolge KMV gegeben ist. Eine Untersuchung zu internen Überflutungen zeigte, daß die Anordnung der Komponenten in Compartments bei einem Bruch einer Speisewasserleitung eine Beeinträchtigung der Systeme durch ausfließendes Speisewasser verhindert. Ist jedoch der DDA der betroffenen Leitung ausgefallen und wird das Leck überspeist, wird Kühlmittel aus der Kondensationskammer in das Reaktorgebäude gefördert. Die Gefährdung der Pumpen durch Überflutung ist in diesem Fall wesentlich erhöht. Da alle Pumpenantriebe (ND-Pumpen) bzw. die Pumpen selbst (HD-Pumpen) bis auf die TH14-Pumpe oberhalb der Abschottung zwischen den Compartments (Höhenkote 0,00 m) angeordnet sind, wird davon ausgegangen, daß nur die TH14-Pumpe bei einer derartigen Überspeisung in ihrer Funktion beeinträchtigt ist.

Bei einem Ausfall des Durchdringungsabschlusses der von einem Leck betroffenen Leitung ist zu unterscheiden, ob die Anregung betrieblich (Grenzwerte bei $L > LT3$) oder durch den Reaktorschutz erfolgt ($L < LT3$). Bei einer Anregung durch den Reaktorschutz ist die Förderleistung der Systeme höher ("RDB-Fluten"). Im Fall eines Frischdampfleitungslecks wird nach einer Reaktorschutzanregung ohne rechtzeitige Abschaltung der TH-Systeme Kühlmittel aus dem SB ausgespeist. Bei einem Speisewasserleitungsleck wird auch bei betrieblicher Fahrweise Kühlmittel ausgespeist.

Eine Nutzung der TH14-Pumpe ohne laufende Vorstufe nach einem Ausfall des Durchdringungsabschlusses ist wegen der Druckabsenkung und möglicher Kavitation von der Leckgröße abhängig. Aufgrund der relativ geringen Wahrscheinlichkeit der Anforderung (Leck außerhalb des SB und Versagen des DDA und der ND-Pumpen) dieser speziellen Fahrweise wird vereinfachend davon ausgegangen, daß die Vorstufe zum Betrieb der TH-Pumpe bei allen Leckgrößen erforderlich ist.

- NACHWÄRMEABFUHR

Die Nachkühlketten werden durch die Grenzwerte der Kondensationskammerwassertemperatur betrieblich ($T_{\text{KOKA}} > 32 \text{ °C}$) oder durch den Reaktorschutz ($T_{\text{KOKA}} > 36 \text{ °C}$) zur Abfuhr der Nachwärme angeregt. Bei einem Ausfall des erforderlichen Durchdringungsabschlusses wird jedoch beständig Nachwärme über das Leck aus dem SB abgeführt. Die Anforderungen an die Nachwärmeabfuhr sind dann geringer als bei einem "Ausfall der Hauptwärmesenke" und dies umso mehr, je größer das Leck ist. Da hierzu keine Untersuchungen vorliegen, werden bei einem kleinen und mittleren Leck vereinfachend die Mindestanforderungen analog zum "Ausfall der Hauptwärmesenke" definiert. Bei einem großen Leck außerhalb des SB wird so viel Nachwärme über das Leck abgeführt, daß keine NACHWÄRMEABFUHR erforderlich ist.

- DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS-RA

Der Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen und der Hilfsdampfleitung wird durch das Differenzdrucksignal P20 oder P30 ausgelöst. Erfolgt ein Abschluß aller Frischdampfleitungen, entspricht der weitere Ereignisablauf einem "Ausfall der Hauptwärmesenke".

Bei einem Leck in einer Frischdampfleitung oder der Hilfsdampfleitung und einem Ausfall des Durchdringungsabschlusses in dieser Leitung wird entweder Kühlmittel über das Leck aus dem SB ausgespeist und steht nicht mehr zur Bespeisung zur Verfügung oder Kühlmittel dampft über das Leck aus.

Im Fall eines Lecks in einer Dampfleitung ist daher

- das Schließen von 1 v 2 Durchdringungsarmaturen

erforderlich oder im Fall einer Überspeisung die

- Abschaltung der überspeisenden Pumpen.

- DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS-RL

Liegt das Leck außerhalb des SB im Bereich der Speisewasserleitungen, dann sollen die Speisewasserpumpen abgeschaltet und die Druck- und Anfahrchieber

geschlossen werden. Die Abdichtung des Lecks zum RDB hin wird dann von der Rückschlagfunktion der Durchdringungsarmaturen der Speisewasserleitungen übernommen. Da alle Speisewasserleitungen über den Sammler miteinander verbunden sind, ist es erforderlich, daß in allen vier Speisewasserleitungen mindestens

- 1 v 2 Durchdringungsarmaturen

durch ihre Rückschlagfunktion geschlossen wird.

Fällt die Systemfunktion aus, wird ständig Kühlmittel aus dem SB über das Leck ausgespeist.

Erfolgt zunächst keine Abschaltung des RL-Systems von Hand, wird bei einem mittleren und großen Leck eine Abschaltung durch "Schutz AUS" der Pumpen aufgrund des permanenten Wasserverlustes aus dem System eingeleitet. Bei einem kleinen Leck, das durch die Nachspeisung aus dem Kondensatvorratsbehälter überspeist werden kann, wird davon ausgegangen, daß dieses Leck im Rahmen der Lecksuche dem Speisewassersystem zugeordnet werden kann und das System spätestens dann zur Behebung des Lecks abgeschaltet wird.

Tabelle 3.21 Systemfunktionen, die je nach Lecklage bei einem Kühlmittelverlust-Störfall erforderlich werden können

		RESA	AUTO-MATI-SCHE DRUCKBEGRENZUNG	SB DRUCK-ABBAU	EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM	EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM	NACH-WÄRME-ABFUHR	AUTO-MATI-SCHE DRUCKENTLASTUNG	EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM	DDA-RA	DDA-RL
Innerhalb SB											
Kleines	Leck-Speisewasser	X	X			X	X	X	X	X	
Mittleres		X		X		X	X	X	X	X	
Großes		X		X		X	X		X	X	
Kleines	Leck-Frisch-Dampf	X	X			X	X	X	X	X	
Mittleres		X		X		X	X	X	X	X	
Großes		X		X		X	X		X	X	
RDB-Bodenleck		X	X	X		X	X	X	X	X	
Außerhalb SB (erforderliche Systemfunktionen bei Versagen des DDA der betroffenen Leitung, sonst Funktionen wie bei "AHWS")											
Kleines	Leck-Speisewasser	X	X			X	X	X	X		X
Mittleres		X				X	X	X	X		X
Großes		X				X			X		X
Kleines	Leck-Frisch-Dampf	X	X		X	X	X	X	X	X	
Mittleres		X			X	X	X	X	X	X	
Großes		X			X	X			X	X	

Tabelle 3.22 Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bei Kühlmittelverluststörfällen innerhalb des Sicherheitsbehälters

Systemfunktion	Mindestanforderungen	
	Lecklage*	
RESA	Anregung durch $\Delta p_{DK-RGB} > P10$ oder $\Delta p_{RDB} > 1,0 \text{ MPa/Zeit}$ oder $L_{RDB} < LT1$ oder $L_{RDB} < LT3$	
AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG	Öffnen 1 v 11 S+E-Ventilen oder 2 v 3 Bypass-Ventilen oder 1 v 6 S+E-Ventilen durch ADE nach 60,5 sec	
SB-DRUCKABBAU	KOKA-Mindestmengenprühen 1 v 3 TH-ND-Pumpen	
EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM	1 v 3 TH-HD-Pumpen (TH14 mit Vorpumpe)	
	TH10-HD-Leitung	1 v 2 TH-HD-Pumpen
	TH20/30-HD-Leitung kleines Leck	TH14-Pumpe oder TH24- und TH34-Pumpe
	TH20/30-HD-Leitung großes Leck	TH14-Pumpe
	RDB-Bodenleck	1 v 3 TH-HD-Pumpen und 1 v 6 S+E-Ventilen oder 3 v 3 TH-HD-Pumpen
NACHWÄRMEABFUHR	1 v 3 TH-ND-Pumpen in "RDB-Fluten" oder 1 v 3 TH-ND-Pumpen über KOKA-Kühlleitung oder 2 v 3 TH-ND-Pumpen über Mindestmengenleitung oder ZUNA-System oder, bei RDB-Füllstandshaltung mit TH-ND-Pumpen, 1 v 3 TH-ND-Pumpen über Mindestmengenleitung	
	ND- oder Speisewasserleitung mit ND-Anschluß großes Leck	1 v 2 TH-ND-Pumpen
	TH20/30-HD-Leitung großes Leck	1 v 1 TH-ND-Pumpen

* nur bei den Mindestanforderungen, bei denen durch die Lecklage Unterschiede auftreten

Tabelle 3.22 Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bei Kühlmittelverluststörfällen innerhalb des Sicherheitsbehälters (Fortsetzung)

Systemfunktion	Mindestanforderungen	
	Lecklage*	
DRUCKENTLASTUNG	RDB-Füllstandshaltung mit ZUNA-System: 1 v 6 S+E-Ventilen mit TH-ND-System: 2 v 6 S+E-Ventilen	
EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM	1 v 3 TH-ND-Pumpen oder ZUNA-System	
	ND- oder Speisewasserleitung mit ND-Anschluß großes Leck	1 v 2 TH-ND-Pumpen
	TH20/30-HD-Leitung großes Leck	1 v 1 TH-ND-Pumpen
DURCHDRINGUNGS-ABSCHLUSS-RA	1 v 2 Schließen der Durchdringungsarmaturen in fünf Dampfleitungen oder Abschalten der überspeisenden Pumpen	

* nur bei den Mindestanforderungen, bei denen durch die Lecklage Unterschiede auftreten

Tabelle 3.23 Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bei Kühlmittelverluststörfällen außerhalb des Sicherheitsbehälters nach Ausfall DURCHDRINGUNGS-ABSCHLUSS-RA, sonst wie "AHWS"

Systemfunktion	Mindestanforderungen	
	Lecklage*	
RESA	Anregung durch $\Delta p_{\text{RGB, MH-Atm}} > P20,30$	
AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG	Öffnen 1 v 11 S+E-Ventilen oder 2 v 3 Bypass-Ventilen oder 1 v 6 S+E-Ventilen durch ADE nach 60,5 sec	
EINSPEISUNG MIT RL-SYSTEM	1 v 3 Hauptspeisewasserpumpen und 1 v 2 Anfahrregelventilen	
EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM	1 v 3 TH-HD-Pumpen (TH14 mit Vorpumpe) betrieblich oder vom Reaktorschutz angeregt	
	Reaktorgebäude mittleres + großes Leck bzw. Überspeisung	1 v 2 TH-HD-Pumpen
NACHWÄRMEABFUHR	1 v 3 TH-ND-Pumpen in "RDB-Fluten" oder 1 v 3 TH-ND-Pumpen über KOKA-Kühlleitung oder 2 v 3 TH-ND-Pumpen über Mindestmengenleitung oder ZUNA-System oder bei RDB-Füllstandshaltung mit TH-ND-Pumpen 1 v 3 TH-ND-Pumpen über Mindestmengenleitung	
	ND- oder Speisewasserleitung mit ND-Anschluß großes Leck	1 v 2 TH-ND-Pumpen
	TH20/30-HD-Leitung großes Leck	1 v 1 TH-ND-Pumpen

* nur bei den Mindestanforderungen, bei denen durch die Lecklage Unterschiede auftreten

Tabelle 3.23 Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bei Kühlmittelverluststörfällen außerhalb des Sicherheitsbehälters nach Ausfall DURCHDRINGUNGS-ABSCHLUSS-RA, sonst wie "AHWS" (Fortsetzung)

Systemfunktion	Mindestanforderungen	
	Lecklage*	
DRUCKENTLASTUNG	RDB-Füllstandshaltung mit ZUNA-System: 1 v 6 S+E-Ventilen mit TH-ND-System: 2 v 6 S+E-Ventilen	
EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM	1 v 3 TH-ND-Pumpen oder ZUNA-System	
	ND- oder Speisewasserleitung mit ND-Anschluß großes Leck	1 v 2 TH-ND-Pumpen
	TH20/30-HD-Leitung großes Leck	1 v 1 TH-ND-Pumpen
DURCHDRINGUNGS-ABSCHLUSS-RA	1 v 2 Schließen der Durchdringungsarmaturen in der vom Leck betroffenen Dampfleitung	
DURCHDRINGUNGS-ABSCHLUSS-RL	1 v 2 Schließen der Durchdringungsarmaturen in vier Speisewasserleitungen durch Rückschlagfunktion	

* nur bei den Mindestanforderungen, bei denen durch die Lecklage Unterschiede auftreten

3.2.8.3 Beschreibung der Ereignisabläufe

In Abhängigkeit von der Funktion oder dem Ausfall der zur Beherrschung der jeweiligen KMV-Störfälle erforderlichen Systemfunktionen wurde für jede Leckgröße ein Ereignisablaufdiagramm entwickelt. Je nachdem, welche der erforderlichen Systemfunktionen ausfallen, ergeben sich Ereignisabläufe, die in unterschiedliche Gefährdungszustände münden. Die Definition der Gefährdungszustände entspricht derjenigen in Abschnitt 3.2.1.3. Zusätzlich zu den dort aufgeführten Gefährdungszuständen kann im Fall eines KMV ein Gefährdungszustand b_5 auftreten, der wie folgt definiert ist:

- b_5 Der Druck im SB überschreitet 0,6 MPa infolge Versagens des Druckabbausystems.

Die Ereignisablaufdiagramme für die KMV-Störfälle innerhalb des SB sind in den Bildern 3.11 bis 3.14 dargestellt. Aufgrund identischer Ereignisabläufe sind die Lecks für die Speisewasser- und die Frischdampfleitungen jeweils zusammengefaßt.

Die Ereignisablaufdiagramme für die KMV-Störfälle außerhalb des SB sind in den Bildern 3.15 bis 3.19 dargestellt. Nachfolgend werden die Ereignisablaufdiagramme beschrieben.

■ Ereignisablaufdiagramme der Kühlmittelverlustörfälle innerhalb des Sicherheitsbehälters

Alle Ereignisabläufe bei einem Leck innerhalb des SB zeichnen sich dadurch aus, daß durch das Differenzdrucksignal P10 das "RDB-Fluten" mit allen TH-Strängen, ein Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen, eine Druckentlastung mit zwei bzw. sechs S+E-Ventilen und das Abschalten des Hauptspeisewassersystems erfolgt. Bei Funktion der Druckentlastung bzw. bei einer Druckentlastung über das Leck treten alle Gefährdungszustände bei niedrigem RDB-Druck ein.

- Kleines Leck der Frischdampf- oder Speisewasserleitung (5-50 bzw. 150 cm²)

Pfad 1 und 2

Das Ereignisablaufdiagramm für ein "Kleines Leck innerhalb des SB" (LI1-FD, RL) besteht aus insgesamt 16 Ereignisabläufen (Bild 3.11). Nach einer RESA kann bei funktionierender AUTOMATISCHER DRUCKBEGRENZUNG und EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM das "kleine Leck" beherrscht werden, wenn ebenfalls der DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS-RA erfolgreich ist (Pfad 1,a).

Zur Beherrschung des "kleinen Lecks" ist auch die Funktion der AUTOMATISCHEN DRUCKBEGRENZUNG erforderlich. Bei einem Leck in der Frischdampfleitung an der oberen Grenze der Leckklasse wäre der Leckquerschnitt gerade zur Druckbegrenzung ausreichend. Da die Eintrittshäufigkeit für ein Leck von 5 cm² um zwei Größenordnungen höher ist als für alle anderen Leckquerschnitte innerhalb der Leckklasse, wird die Funktion der AUTOMATISCHEN DRUCKBEGRENZUNG vereinfachend für die gesamte Leckklasse vorausgesetzt. Aufgrund der geringen Querschnittsfläche des Lecks mit dem höchsten Erwartungswert der Eintrittshäufigkeit wird der Einfluß des Lecks auf die DRUCKENTLASTUNG vernachlässigt.

Fällt der DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS-RA in einer der Frischdampfleitungen oder der Hilfsdampfleitung aus (Pfad 2, 4, 8, 12, b₂), wird die betreffende Leitung außerhalb des SB überflutet. Da die Dampfleitungen nicht für die dynamischen Belastungen bei Überflutung ausgelegt sind, kann ein Integritätsverlust der Frischdampfleitung oder der angeschlossenen Systeme außerhalb des SB nicht ausgeschlossen werden. Da alle TH-Systeme durch das P10-Signal in die Fahrweise "RDB-Fluten" geschaltet werden, würde der Kühlmittelvorrat in diesem Fall ohne manuelle Abschaltung der TH-Systeme innerhalb von ca. 40 Minuten aus dem SB ausgespeist.

Pfad 3 bis 6

Die Ereignisablaufpfade 3 bis 6 sind durch einen Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR charakterisiert. Durch die steigende Temperatur des Kondensationskammerwassers fallen die TH-HD-Pumpen durch thermische Überlastung aus (oberhalb ca. 85 °C). Der Temperaturanstieg des Kondensationskammerwassers verläuft in etwa wie bei einem "Ausfall der Hauptwärmesenke" und gleichzeitig eingeleitetem "RDB-Fluten". Mit einer

Temperatur von 85 °C ist dann nach etwa 80 Minuten zu rechnen. Die Bespeisung des RDB kann bei erfolgreicher DRUCKENTLASTUNG auch mit den TH-ND-Pumpen aufrechterhalten werden. Nach ca. 10 Stunden wird die max. zulässige Temperatur der ND-Pumpen (150 °C) erreicht. Es wird dann von einem Ausfall auch dieser Pumpen ausgegangen (Pfad 3, b₁).

Fallen die TH-ND-Pumpen bereits vorher aus (Pfad 5, b₃) oder fällt die DRUCKENTLASTUNG aus (Pfad 6, b₃), werden die Anlagenzustände b₃ durch einen Ausfall der Bespeisung bereits früher erreicht.

Pfad 7 bis 14

Fallen die TH-HD-Pumpen aus anderen Gründen als durch den Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR aus, kann ein "kleines Leck" durch die EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM beherrscht werden (Pfad 7, a). Dazu ist die Funktion der NACHWÄRMEABFUHR und der DRUCKENTLASTUNG erforderlich.

Die Pfade 11 bis 14 sind durch den Ausfall der TH-HD-Einspeisung und der NACHWÄRMEABFUHR gekennzeichnet. Durch die steigende Temperatur des Kondensationskammerwassers fallen die TH-ND-Pumpen nach ca. 10 Stunden aus. Die Ereignisabläufe 9 und 10 bzw. 13 und 14 sind durch einen vollständigen Ausfall der Bespeisung gekennzeichnet. Erfolgt die DRUCKENTLASTUNG, wird der Anlagenzustand b₃ nach etwa 15 Minuten, im Hochdruckfall nach etwa 60 Minuten erreicht.

Pfad 15 und 16

Ein Ausfall der AUTOMATISCHEN DRUCKBEGRENZUNG führt zu einem Druckanstieg im RDB bis über den Einspeisedruck der HD-Einspeisesysteme (Pfad 15, b₄). Der Ausfall der RESA (Pfad 16,c) wird als ATWS-Störfall behandelt.

- Mittleres Leck der Speisewasserleitung (150 bis 300 cm²)

Das Ereignisablaufdiagramm eines "Mittleren Lecks innerhalb des SB" (LI2-RL) ist in Bild 3.12 dargestellt. Es werden insgesamt 16 Ereignisablaufpfade unterschieden. Die Ereignisabläufe sind im wesentlichen identisch mit denjenigen des "kleinen Lecks", zur Beherrschung des "mittleren Lecks" ist jedoch keine AUTOMATISCHE

DRUCKBEGRENZUNG erforderlich, die Druckbegrenzung erfolgt über den Leckquerschnitt.

Die Dampfausströmung über das Leck macht, im Gegensatz zum "kleinen Leck", die Funktion des SB-DRUCKABBAUS zur Beherrschung des Lecks erforderlich. Bei einem Ausfall des SB-DRUCKABBAUS (Pfad 15, b_5) ist die Integrität des Sicherheitsbehälters durch inneren Überdruck gefährdet. Eine Angabe zum Zeitpunkt des Gefährdungszustandes wird nicht gemacht, da entsprechend detaillierte Analysen noch ausstehen. Zur Beherrschung dieses Gefährdungszustandes ist als anlageninterne Notfallmaßnahme das Einleiten des Ventings bei einem SB-Überdruck von 0,3 MPa vorgesehen.

Die Ausströmung von Dampf über den Leckquerschnitt unterstützt auch die Funktion der DRUCKENTLASTUNG. Bei einem Leckquerschnitt an der oberen Grenze der Leckklasse ist die Druckentlastung über das Leck ausreichend. Da ein Leckquerschnitt von 80 cm² hinsichtlich des Erwartungswertes der Eintrittshäufigkeit dominant ist, wird die Funktion der DRUCKENTLASTUNG vereinfachend für die gesamte Leckklasse vorausgesetzt. Bei einem Ausfall der DRUCKENTLASTUNG sind jedoch aufgrund der Entlastung über das Leck Gefährdungszustände bei hohem RDB-Druck ausgeschlossen. Die Anlagenzustände der Pfade 10 bis 14, b_3 werden daher bereits zu früheren Zeitpunkten erreicht.

Die Ereignisablaufpfade sind hinsichtlich der Funktion oder dem Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR, der EINSPEISUNG MIT TH-HD- oder ND-SYSTEM und dem DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS-RA identisch. Die Zeiten bis zu einer Überspeisung der Frischdampfleitungen sind jedoch bei einem Speisewasserleck aufgrund der höheren Leckausströmung länger als die angegebenen kürzesten Zeiten bis zum Erreichen des Gefährdungszustandes bei einem Leck in der Frischdampfleitung (Pfade 2, 4, 8, 13, b_2).

- Großes Leck der Frischdampf- oder Speisewasserleitung (> 300 cm²)

Das Ereignisablaufdiagramm zum "Großen Leck innerhalb SB"(LI3-FD, RL) ist in Bild 3.13 dargestellt. Es werden 13 verschiedene Ereignisabläufe unterschieden.

Die zur Beherrschung des "großen Lecks" erforderlichen Systemfunktionen und die sich aus der Funktion oder dem Ausfall der Funktionen ergebenden Ereignisabläufe sind analog zum "mittleren Leck innerhalb des SB". Die Systemfunktion DRUCKENTLASTUNG ist bei den betrachteten Leckquerschnitten jedoch nicht erforderlich, da die Druckentlastung über das Leck erfolgt.

Hinsichtlich der Ereignisabläufe, die sich aus der Funktion oder dem Ausfall der Systemfunktionen ergeben, gelten sinngemäß die entsprechenden Anmerkungen zum kleinen bzw. mittleren Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters.

- RDB-Bodenleck

Das Ereignisablaufdiagramm zum "RDB-Bodenleck" (LIB) in Bild 3.14 beinhaltet insgesamt 24 Ereignisablaufpfade. Da im Rahmen dieser Analyse kein maximaler Leckquerschnitt ermittelt wurde, wird zunächst von einem 44 cm^2 -Leck ausgegangen.

Pfad 1 bis 6

Hinsichtlich der Querschnittsfläche entspricht das "RDB-Bodenleck" einem "kleinen Leck innerhalb des SB". Da der Leckort unterhalb des Kerns liegt, werden jedoch besondere Anforderungen an die Einspeisefunktionen gestellt. Die Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel ist bei hohem RDB-Druck (Ausfall der DRUCKENTLASTUNG) nur mit drei TH-HD-Pumpen gewährleistet (Pfad 1, a).

Fällt die NACHWÄRMEABFUHR bei einer Bespeisung mit den TH-HD-Pumpen aus (Pfade 3 bis 6), sind die Ereignisabläufe aufgrund des Ausfalls der TH-HD-Pumpen nach ca. 80 Minuten durch thermische Überlastung analog zu denjenigen des kleinen Lecks (Bild 3.11, Pfade 3 bis 6).

Pfad 7 bis 13

Erfolgt die Bespeisung des RDB mit weniger als drei TH-HD-Pumpen, ist zur Beherrschung des Bodenlecks eine DRUCKENTLASTUNG erforderlich (Pfad 7, a). Fällt die DRUCKENTLASTUNG aus, ist die Förderleistung der einspeisenden TH-HD-Pumpen zu gering, um den Kern mit Kühlmittel bedeckt zu halten (Pfad 9, b_3). Die angegebene Zeit bis zum Erreichen des Anlagenzustandes b_3 ist als Schätzung zu sehen, da für

diese Ereignisabläufe keine detaillierten Analysen durchgeführt wurden. Dies gilt ebenfalls für die anderen Ereignisabläufe, die zu einem Anlagenzustand b_3 oder b_2 führen.

Bei einem Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR kann der RDB nach erfolgter DRUCKENTLASTUNG etwa 600 Minuten mit den TH-ND-Pumpen bespeist werden (Pfad 10, b_1). Bei einem Ausfall der EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM (Pfad 12, b_3) kann die Bespeisung des RDB über ca. 80 Minuten mit der TH-HD-Pumpe erfolgen. Nach dem Ausfall der HD-Pumpe dampft das Kühlmittelinventar des RDB aus, bis nach ca. 350 Minuten der Anlagenzustand b_3 erreicht wird, falls keine geeigneten Gegenmaßnahmen zur Wiederherstellung der Bespeisung getroffen werden. Bei einem Ausfall der DRUCKENTLASTUNG (Pfad 13, b_3) ist die Förderleistung der einspeisenden TH-HD-Pumpen (eine oder zwei Pumpen) zur Bedeckung des Kerns mit Kühlmittel nicht ausreichend.

Pfad 14 bis 21

Die Ereignisabläufe 14 bis 21 sind durch den Ausfall der EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM bzw. dem Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR (Pfade 18 bis 21) gekennzeichnet. Sie sind analog zu den Ereignisabläufen 7 bis 14 des "kleinen Lecks innerhalb des SB" (Bild 3.11). Bei funktionierender NACHWÄRMEABFUHR und DRUCKENTLASTUNG kann das "RDB-Bodenleck" durch die Bespeisung mit einer TH-ND-Pumpe beherrscht werden (Pfad 14, a).

Pfad 22 bis 24

Zur Beherrschung des "RDB-Bodenlecks" ist außerdem eine RESA, der SB-DRUCKABBAU und eine AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG erforderlich. Der Ausfall der AUTOMATISCHEN DRUCKBEGRENZUNG führt nach etwa 10 Minuten zum Anlagenzustand b_4 (Pfad 22). Erfolgt kein SB-DRUCKABBAU (Pfad 23, b_5), ist die Integrität des SB durch inneren Überdruck gefährdet. Ein Ausfall der RESA (Pfad 24) wird im Rahmen der ATWS-Störfälle untersucht.

■ Ereignisablaufdiagramme der Kühlmittelverluststörfälle außerhalb des Sicherheitsbehälters

Allen KMV-Störfällen außerhalb des SB ist gemeinsam, daß automatisch ein Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen und der Hilfsdampfleitung ausgelöst wird. Die KMV-Störfälle gehen dann in einen "Ausfall der Hauptwärmesenke" über.

Bei einem Leck in einer Frischdampfleitung ist das Leck nach dem Durchdringungsabschluß isoliert.

Bei einem Leck in einer Speisewasserleitung soll das Speisewassersystem von Hand abgeschaltet werden. Die Isolation des Lecks zum RDB erfolgt durch die Rückschlagfunktion der RL-Durchdringungsarmaturen.

- "Kleines Leck der Frischdampfleitung" (5-50 cm²)

Das Ereignisablaufdiagramm des "Kleinen Lecks der Frischdampfleitung außerhalb SB" (LA1-FD) ist in Bild 3.15 dargestellt und beinhaltet 19 Ablaufpfade. Der Ereignisablaufpfad 1 repräsentiert den Ablauf bei einem funktionierenden DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS-RA. Der KMV-Störfall geht in einen "Ausfall der Hauptwärmesenke" über.

Fällt der Durchdringungsabschluß der betroffenen Dampfleitung aus, werden die Systemfunktionen zur RDB-Druckbegrenzung, RDB-Füllstandshaltung und zur Nachwärmefuhr auf ihre Funktion hin abgefragt. Die Anregung der Systeme erfolgt dabei wie bei einem "Ausfall der Hauptwärmesenke". Die Wirksamkeit der Systemfunktionen wurde jedoch nicht so detailliert untersucht wie bei dieser Transiente. Einflüsse aufgrund der Druckentlastung oder Ausströmung über das Leck wurden qualitativ untersucht (s. Abschnitt 3.2.9.2) und sind im Ereignisablauf vereinfacht berücksichtigt. Die wesentlichen Vereinfachungen im Vergleich zum "Ausfall der Hauptwärmesenke" sind:

- die TH14-Pumpe funktioniert nur mit Vorpumpe,
- das fehlerhafte Offenbleiben eines S+E-Ventils wird nicht betrachtet,
- ebenso eine Überspeisung mit dem RL- oder TH-System und
- die Einspeisung mit der RM/RL-Direktverbindung.

Funktionieren die betrachteten Systemfunktionen zur Beherrschung des Störfalls, endet der Ereignisablauf nach einem Versagen des Durchdringungsabschlusses der betroffenen Leitung in einem Anlagenzustand b_2^* (Pfad 2, 4), da über das Leck Kühlmittel aus dem RDB nach außerhalb des SB ausdampft. Da das Ausdampfen über das Leck ein langfristiger Vorgang ist, der bei einem "kleinen Leck" erst über einen Zeitraum von mehreren Tagen zu einem nennenswerten Kühlmittelverlust führt, werden die Zeiten für diese Pfade pauschal mit > 600 Minuten angegeben, dem längsten Zeitraum der anderen Gefährdungszustände. Der Gefährdungszustand kann durch Einsatz der modifizierten Abfahrkühlleitung (BHB- oder NHB-Maßnahme, je nach Lecklage) verhindert werden.

Wird die Frischdampfleitung aufgrund einer Anregung der TH-Systeme in der Fahrweise "RDB-Fluten" überspeist, tritt der Anlagenzustand b_2 ein, wenn durch einen Folgebruch der betroffenen Frischdampfleitung außerhalb des SB ein Ausspeisen von Kühlmittel erfolgt (Pfad 5, 8, 9, 12, 13, 15). Die Zeiten bis zum Eintritt des Anlagenzustandes wurden entsprechend der analogen Pfade des "Ausfalls der Hauptwärmesenke" eingesetzt.

Pfad 2 und 3

Bei einer funktionierenden AUTOMATISCHEN DRUCKBEGRENZUNG kann der RDB-Füllstand mit dem Hauptspeisewassersystem über die Anfahrregelstation geregelt auf $L_{RDB} = 14,50$ m gehalten werden (Pfad 2, b_2^*). Da durch das P20- oder P30-Signal kein Abschluß der Kondensationskammer-Entleerung erfolgt, kann wie bei einem "Ausfall der Hauptwärmesenke" ein Kühlmittelkreislauf über die Füllstandshaltung der Kondensationskammer aufgebaut werden. Der Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR bei einer Bespeisung mit dem RL-System wird durch den Pfad 3, b_1 berücksichtigt. Das RL-System kann durch einen Fehler bei der Umschaltung auf die Anfahrregelstation oder durch eine fehlerhafte Abschaltung von Hand aufgrund einer Fehlinterpretation des FD-Lecks als RL-Leck ausfallen.

Pfad 4 bis 11

Nach einem Ausfall des Hauptspeisewassersystems kann der RDB-Füllstand mit dem TH-HD-System, betrieblich oder durch den Reaktorschutz angeregt, gehalten werden. Nach einer betrieblichen Anregung (EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM $L > LT3$) wird der RDB-Füllstand zwischen den Füllstandsmarken LT2 und LH2 gehalten (Pfad 4, b_2^*). Bei einem Ausfall der NACHWÄRMEABFUHR fallen die TH-HD-Pumpen nach ca. 205 Minuten durch thermische Überlastung ($T_{KOKA} > 85 \text{ °C}$) aus.

Durch die daran anschließende Füllstandsabsenkung wird eine DRUCKENTLASTUNG durch $L_{RDB} < LT3$ angeregt und der RDB mit den TH-ND-Pumpen geflutet. Diese Pumpen würden nach ca. 600 Minuten durch thermische Überlastung ($T_{KOKA} > 150 \text{ °C}$) ausfallen. Bedingt durch das "RDB-Fluten" werden die Frischdampfleitungen jedoch überflutet und es wird ständig Kühlmittel aus dem RDB bzw. der Kondensationskammer nach außerhalb des SB ausgespeist. Da die Lastabtragung von dynamischen Wasserlasten derzeit noch nicht untersucht ist, kann ein Bruch der betreffenden Leitung nicht ausgeschlossen werden. In diesem Fall tritt der Anlagenzustand b_2 nach ca. 330 Minuten ein (Pfad 5, b_2).

Bei einem Überfluten des Lecks wird bei einer Lecklage im Reaktorgebäude das Kühlmittel aus der Kondensationskammer in ein oder mehrere Compartments der TH-Systeme oder in den SAS-Raum gefördert. Aufgrund der Aufstellung kann bei dieser Lecklage die TH14-HD-Pumpe überflutet werden.

Bei einem Ausfall der DRUCKENTLASTUNG (Pfad 7, b_3) oder der EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM (Pfad 6, b_3) tritt der Anlagenzustand b_3 analog zum "Ausfall der Hauptwärmesenke" nach ca. 300 bzw. 330 Minuten ein.

Bei einem Ausfall der betrieblichen Anregung der TH-Systeme zur Füllstandshaltung erfolgt das "RDB-Fluten" unmittelbar zu Beginn des Störfalls infolge der Reaktorschutzanregung bei $L_{RDB} < LT3$. In diesem Fall wird ebenfalls Kühlmittel über die nicht geschlossene Frischdampfleitung aus dem SB ausgespeist (Pfad 8, b_2). Der Einfluß der Ausströmung über das Leck auf die Zeiten ist vernachlässigbar, da in dieser Leckklasse bezüglich der Eintrittshäufigkeit das 5-cm²-Leck dominant ist.

Bei ausgefallener NACHWÄRMEABFUHR fallen die TH-HD-Pumpen, dann aufgrund des höheren Energieeintrags in die Kondensationskammer, bereits nach ca. 125 Minuten aus. Wie bei Pfad 5 kann der RDB-Füllstand bis zu einer Kondensationskammerwasser-Temperatur von 150 °C mit den TH-ND-Pumpen gehalten werden (Pfad 9, b₁). Die Ereignisabläufe 10 und 11 sind analog zu den Ereignisabläufen 6 und 7.

Pfad 12 bis 19

Bei einem Ausfall der betrieblichen und der Reaktorschutzanregung der TH-HD-Pumpen kann der Kern bei funktionierender (Pfad 12, b₂) oder bei ausgefallener NACHWÄRMEABFUHR (Pfad 15, b₁) mit den TH-ND-Pumpen bedeckt gehalten werden. Fallen auch diese Pumpen aus, wird ohne anlageninterne Notfallmaßnahmen nach ca. 30 Minuten (Pfad 13 und 16, b₃) bzw. nach 60 Minuten bei hohem RDB-Druck (Pfad 14 und 17, b₃) der Anlagenzustand b₃ durch Ausfall der Bespeisung erreicht. Die TE- und YT-Systeme stehen wie bei einem "Ausfall der Hauptwärmesenke" zur Verfügung und tragen wie bei dieser Transiente zur Verlängerung der Zeiten bis zum Erreichen eines Gefährdungszustandes bei.

Bei einem Ausfall der AUTOMATISCHEN DRUCKBEGRENZUNG wird der Einspeisedruck der HD-Systeme bei einem 5-cm²-Leck nach ca. 10 Minuten überschritten (Pfad 18, b₄).

Der Ereignisablauf 19, mit ausgefallener RESA, wird als eigenständige ATWS-Transiente untersucht.

- "Mittleres Leck der Frischdampfleitung" (50-300 cm²)

Das Ereignisablaufdiagramm zum "Mittleren Leck der Frischdampfleitung außerhalb SB" (LA2-FD) ist in Bild 3.16 dargestellt und weist insgesamt 18 Ereignisabläufe auf.

Die Ereignisabläufe nach einem Ausfall des DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS-RA unterscheiden sich vom "kleinen Leck" dadurch, daß eine wesentlich stärkere Druckentlastung über das Leck erfolgt. Hinsichtlich der Eintrittshäufigkeit ist ein Leckquerschnitt von ca. 180-cm² dominant. Um den Faktor 3 geringer ist die Eintrittshäufigkeit eines 80-cm²-Lecks. Die Druckentlastung ist beim 180-cm²-Leck vergleichbar mit derjenigen über ein S+E-Ventil, bei der geringeren Leckfläche würde sie entsprechend

langsamer ablaufen. Alle Ereignisabläufe enden infolgedessen bei niedrigem RDB-Druck.

Die Systemfunktionen und die Ereignisabläufe entsprechen, ausgenommen der AUTOMATISCHEN DRUCKBEGRENZUNG, dem "kleinen Leck". Die Zeiten bis zum Erreichen eines Anlagenzustandes b_1 oder b_3 wurden von der Transiente "Ausfall der Hauptwärmesenke" und fehlerhaft offenem S+E-Ventil abgeleitet.

Bei einem "mittleren Leck" kann ebenfalls das Hauptspeisewassersystem genutzt werden und ein Kühlmittelkreislauf über die Füllstandshaltung der Kondensationskammer aufgebaut werden. Die kontinuierliche Bespeisung mit dem RL-System ist davon abhängig, ob über das Kondensatzulaufventil ausreichend Kondensat in den Verweilbehälter nachgespeist werden kann, ohne daß es zur Abschaltung der Kondensatpumpen kommt. Es konnte abgeschätzt werden, daß bei einer Druckentlastung über den Querschnitt eines S+E-Ventils der erforderliche hohe Massenstrom zur Füllstandshaltung während der Druckentlastung nicht zur Abschaltung der Kondensatpumpen führt (siehe Abschnitt 3.2.9.2).

- "Großes Leck der Frischdampfleitung" ($> 300 \text{ cm}^2$)

Das Ereignisablaufdiagramm zum "Großen Leck der Frischdampfleitung außerhalb SB" (LA3-FD) in Bild 3.17 weist insgesamt fünf Ereignisablaufpfade auf.

Nach einem Versagen des DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS-RA erfolgt über das Leck eine schnelle Druckentlastung des RDB. Durch die große einzuspeisende Kühlmittelmenge kommt es zur Abschaltung des RL-Systems aufgrund der zu geringen Nachspeisung in den Verweilbehälter und dem daraus resultierenden "Schutz AUS" der Kondensatpumpen.

Durch den hohen Masseaustrag über das Leck kommt es zu einer Anregung der TH-HD-Pumpen durch den Reaktorschutz ($L < LT3$). Durch das anschließende "RDB-Fluten" wird Kühlmittel mit einer hohen Fördermenge aus dem SB ausgetragen. Die Kondensationskammer kann dann ohne Gegenmaßnahmen nach ca. 40 Minuten entleert sein (Pfad 2, 3, b_2).

Eine Nachwärmeabfuhr mit den Nachkühlketten ist bei einem "großen Leck" nach dem Ausfall des DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS-RA nicht erforderlich, da die Nachwärme über das Leck abgeführt wird.

- "Kleines Leck der Speisewasserleitung" (5-150 cm²)

Ein "Kleines Leck der Speisewasserleitung außerhalb SB" (LA1-RL) (Bild 3.18) führt zu 22 Ereignisablaufpfaden.

Bei einem "Leck der Speisewasserleitung außerhalb SB" sollen die Speisewasserpumpen von Hand abgeschaltet und die Speisewasserdruck- und -saugschieber geschlossen werden. Die Isolation des Lecks zum RDB erfolgt durch die Rückschlagfunktion der RL-Durchdringungsarmaturen. Durch das P20- bzw. P30-Signal wird ein Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen angeregt. Der Störfall geht damit auslegungsgemäß in einen "Ausfall der Hauptwärmesenke" ohne Hauptspeisewasser über (Pfad 1).

Die Ereignisabläufe 2 bis 20, nach einem Ausfall der Rückschlagfunktion der RL-Durchdringungsarmaturen, sind analog zu den Ereignisabläufen 4 bis 17 des "kleinen Lecks der Frischdampfleitung außerhalb des SB". Es bestehen jedoch zwei signifikante Unterschiede. Zum einen wird auch bei einer betrieblich angeregten Füllstandshaltung mit dem TH-HD-System ständig Kühlmittel aus dem SB ausgespeist (Pfad 2, b₂), zum anderen ist bei den Pfaden, bei denen ein "RDB-Fluten" erfolgt, der Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen erforderlich (Pfad 3, 7, 9, 13, 17).

Die ständige Ausspeisung von Kühlmittel über das Leck bei Ausfall der Rückschlagfunktion der RL-Durchdringungsarmaturen ist insbesondere für die anlageninternen Notfallmaßnahmen von Bedeutung. Im Gegensatz zum Leck in einer Frischdampfleitung ist die Ausspeisung nicht mit einer Fahrweise über die modifizierte Abfahrkühlleitung zu kontrollieren, da deren Stutzen auf der Höhe der Speisewasserleitung in den RDB einbindet. Eine festgelegte Prozedur zur Beherrschung der Ausspeisung ist nicht vorgesehen. Die Vorgehensweise ist abhängig von den Möglichkeiten des Operators, das Leck zu isolieren oder den RDB-Füllstand von Hand unterhalb der Speisewasserstutzen, aber oberhalb der Kernoberkante zu halten.

Wie beim kleinen Leck der Frischdampfleitung ist hinsichtlich der Eintrittshäufigkeit ein 5-cm²-Leck in dieser Leckklasse dominant. Es steht somit ein entsprechend langer Zeitraum für Gegenmaßnahmen zur Verfügung. Die Anmerkungen zu den analogen Ereignisabläufen sind identisch mit denjenigen zum "kleinen Frischdampfleck", ebenso die Zeiten bis zum Erreichen eines Gefährdungszustandes.

- "Großes Leck der Speisewasserleitung" (> 300 cm²)

Das Ereignisablaufdiagramm zum "Großen Leck der Speisewasserleitung außerhalb SB" (LA3-RL) (Bild 3.19) ist ebenfalls analog zum "Großen Leck der Frischdampfleitung".

Zur Isolation des Lecks ist jedoch die Rückschlagfunktion der RL-Durchdringungsarmaturen erforderlich (Pfad 1). Bei einem Ausfall dieser Funktion werden in kurzer Zeit große Mengen Kühlmittel aus dem SB ausgespeist. Zur Vermeidung des Ausspeisens des Kondensationskammerwassers sind nach dem "Gehen" des Reaktorschutzsignals unmittelbar Gegenmaßnahmen erforderlich.

Die angegebenen Zeiten bis zum Erreichen von Gefährdungszuständen sind als Anhaltswerte zu sehen.

3.3 Zuverlässigkeitsanalyse

3.3.1 Vorgehen bei der Zuverlässigkeitsanalyse

3.3.1.1 Annahmen und Voraussetzungen

Folgende Annahmen und Voraussetzungen wurden zugrunde gelegt:

- Die Anlage befindet sich vor Eintritt der Transiente im ungestörten Leistungsbetrieb.
- Es werden die in Abschnitt 3.2 angegebenen Betriebsparameter-Werte für den Zustand der Anlage vor Eintritt der Transiente bzw. des Kühlmittelverluststörfalls angenommen.

- Es werden die in Abschnitt 2.4.1 genannten Systemänderungen berücksichtigt.
- Maßnahmen, die als Notfallmaßnahmen im Notfallhandbuch spezifiziert sind, werden in der Analyse nicht berücksichtigt.
- Unmittelbar vor Eintritt der Transiente bzw. des Kühlmittelverluststörfalls war das Nachkühlsystem TH nicht in Betrieb.
- Oberhalb von ca. 12 MPa wird nach /HÖP 89/ mit dem Funktionsverlust des RDB (Undichtigkeit der Deckeldichtung) gerechnet (vgl. Abschnitt 3.2.1.2). Es wird von einem unbeherrschten Störfall ausgegangen, wenn der Druck im RDB den Wert 12 MPa überschreitet (Anlagenzustand b_4).
- Eine Druckbegrenzung aufgrund betrieblichen Öffnens von max. vier S+E-Ventilen nach einer TUSA wird wegen der kurzen Öffnungszeit von max. zehn Sekunden nicht berücksichtigt.
- Es wird vom Versagen der TF-Pumpen bei Ausfall der Motorkühlung durch VE ausgegangen.
- Es wird ein Versagen der TH-ND-Pumpen unterstellt, wenn sie nach dem Schließen der KOKA-Kühlleitung (bei Anregung durch LT3) bis zur Druckabsenkung im RDB auf 1,4 MPa gegen geschlossene Rückschlagventile in den ND-Einspeiseleitungen fördern und die zugehörigen Mindestmengenleitungen geschlossen sind.
- Es wird vom Ausfall der TH-HD-Pumpen bei Überschreiten des Temperaturgrenzwertes von 85 °C ausgegangen.
- Es wird angenommen, daß die TH-Pumpen bei Ausfall der Rückkühlung ausfallen. Laut BHB ist bei einer Motortemperatur > 70 °C die Pumpe abzuschalten. Bei Überschreiten dieser Temperatur erscheint auf der Warte (KMA) eine entsprechende Meldung.
- Bei Überschreiten von 150 °C KOKA-Wassertemperatur wird das Versagen der TH-ND-Stufen angenommen.
- Es wird davon ausgegangen, daß die KOKA bei Wassertemperaturen unter 150 °C durch die thermische Belastung nicht in ihrer Integrität gefährdet wird.

- Ausfälle der Offenhaltungsmagneten werden nicht berücksichtigt. Es wird davon ausgegangen, daß eine Druckabsenkung bis auf 0,3 MPa ausreichend ist.
- Einfluß der Raumlüftung
 - Das System TL, welches immer in Betrieb ist, stellt die ausreichende Lüftung in den Räumen sicher, in denen die Elektronikschränke der Redundanz 2 bzw. 3 untergebracht sind.
 - In KRB durchgeführte Versuche haben gezeigt, daß eine Unterbrechung der Raumluftkühlung über mehr als 12 Stunden eine Erhöhung der Schranktemperatur auf lediglich 40 °C zur Folge hatte. Man kann jedoch davon ausgehen, daß die Reaktorschutz-Baugruppen bis zu einer Umgebungstemperatur von 60 °C noch auslegungsgemäß funktionieren. Ein Ausfall von Reaktorschutzsignalen aufgrund des Betriebsversagens der betreffenden Raumlüftung ist daher nicht zu unterstellen. Deshalb wird auch der Teil des TF-Systems, der die Wärme aus TL abführt, im Fehlerbaum nicht berücksichtigt.
 - Der Einfluß des Ausfalles der Raumluftkühlung in den Dieselmotoren wird in den Fehlerbäumen berücksichtigt. Es wird pessimistisch davon ausgegangen, daß ein Ausfall sowohl der beim Dieselstart ausgelösten RS-Befehle an die Komponenten, die der Sicherstellung der Dieselmotoraumlüftung dienen, als auch der Komponenten selbst, sicherheitstechnisch von Relevanz ist. Es wird pessimistisch davon ausgegangen, daß bei Ausfall der Raumlüftung der Diesel nach ca. 2 h versagt.
- Bei Ausfällen der Hauptwärmesenke mit Ausfällen der RDB-Einspeisung wird davon ausgegangen, daß die Kriterien $T_{KOKA} > 32 \text{ °C}$ bzw. $T_{KOKA} > 36 \text{ °C}$ vor Erreichen von LT3 erreicht werden. Es wird unterstellt, daß die KOKA-Kühlschieber 21-23 TH13-33 S107/108 nach Überschreiten dieser Grenzwerte geöffnet sind und für die Systemfunktion "RDB-Fluten" nach LT3 wieder geschlossen werden.
- Bei Überspeisung des RDB mit Ausfall des Schließens der Bypass-Entwässerungsarmaturen in den Frischdampfleitungen wird davon ausgegangen, daß die Wasserlasten von den Frischdampfleitungen abgetragen werden können.

- Bei Überspeisung des RDB im Hochdruckbereich wird von einer Beschädigung der S+E-Ventile mit nachfolgendem KMV innerhalb des SHB ausgegangen.
- Die Armaturen 21TH10-30 S101/102 in der Saugleitung der ND-Pumpe befinden sich vor Eintritt der Transiente in Offenstellung und werden in den Analysen nicht berücksichtigt, weil eine Fehlstellung im Leistungsbetrieb durch eine Schutzabschaltung der Primärfüllpumpe entdeckt würde /BHB 4.2.7/.
- Die fehlerhaften ZU-Stellungen der Armaturen 21TH10 S105 (Druckseite der ND-Vorstufe) sowie 21TH13 S102 (RDB-Einspeiseleitung) werden vernachlässigt, weil bei $p_{RDB} > 0,4$ MPa ein permanenter AUF-Befehl durch das Reaktorschutzsystem für diese Armaturen ansteht und eine Fehlstellung durch die Meldung "Systembereitschaft nicht vorhanden" entdeckt wird.
- Ist die HD-Mindestmengenleitung offen, kommt es bei der Anforderung RDB-Füllstandhalten bzw. -Fluten durch das TH-HD-System zu einer unerwünschten Teilförderung in die KOKA. In der Fehlerbaumanalyse wird vereinfachend unterstellt, daß die HD-Einspeisung eines Stranges ausfällt, wenn die Mindestmengenleitung nicht abgesperrt ist. Diese Annahme ist pessimistisch (bei vernachlässigbarem Einfluß auf das Ergebnis), da bei einem RDB-Druck bis ca. 7 MPa die Teilförderung durch die Mindestmengenleitung die Wirksamkeit der HD-Einspeisung nicht beeinträchtigt. Ein Gefährdung könnte jedoch bei einem höheren Druck aufgrund von Ausfällen von S+E-Ventilen gegeben sein, und zwar dann, wenn maximal ein Einspeisestrang zur Verfügung steht.

3.3.1.2 Methode der Fehlerbaumanalyse und Aufbau der Fehlerbäume

Für die Ermittlung der Ausfallwahrscheinlichkeit von Systemfunktionen wird die Fehlerbaumanalyse eingesetzt. Bei ihr wird ein unerwünschtes Ereignis (z. B. Ausfall einer Systemfunktion) vorgegeben und nach allen Ausfallursachen gesucht, die zu diesem Ereignis führen. Im allgemeinen ergibt sich dabei eine Vielzahl von Ausfallkombinationen verschiedener Komponenten. Diese Ausfallkombinationen werden als Minimal-schnitte bezeichnet, wenn sie gerade hinreichen, das unerwünschte Ereignis zu bewirken.

Für jedes auslösende Ereignis werden in einem "Gesamtfehlerbaum", Teil A die Verknüpfungen für das Eintreten eines Gefährdungszustandes erstellt, und zwar im Einzelnen die Verknüpfungen für

- das Gesamt-TOP (entspricht der Summenhäufigkeit aller Gefährdungszustände beim jeweiligen auslösenden Ereignis),
- einzelne Anlagenzustände (b_1 , b_2 usw.) sowie
- jeden einzelnen Ereignisablaufpfad, der zu einem Gefährdungszustand führt.

Diese TOP-Verknüpfungen sind durch die Struktur des betreffenden Ereignisablaufdiagramms bestimmt, in dem angegeben ist, welche Kombination von Ausfällen bzw. Intaktzuständen der Systemfunktionen einem bestimmten Ereignisablaufpfad zugeordnet ist. Zur Erläuterung dient Bild 3.20, das in schematischer Form die Umsetzung eines Ereignisablaufdiagramms mit den beiden Systemfunktionen Bespeisung (A) und Nachwärmeabfuhr (B) in die zugehörigen TOP-Verknüpfungen des Fehlerbaums zeigt. Das TOP für einen unbeherrschten Ereignisablauf (Eintritt eines Gefährdungszustandes) stellt dabei eine UND-Verknüpfung aus den Ausfällen der entsprechenden Systemfunktionen und den "Nicht-Ausfällen" der restlichen Systemfunktionen dar. Das TOP für einen bestimmten Anlagenzustand ergibt sich aus der ODER-Verknüpfung der zutreffenden Ereignisabläufe und das Gesamt-TOP wird durch die ODER-Verknüpfung der Anlagenzustände gebildet.

Die Ausfälle der Systemfunktionen werden im Teil B des jeweiligen Gesamtfehlerbaums dargestellt. Sie entsprechen den in Kap. 3.2 angegebenen Mindestanforderungen (minimale Anzahl von Teilsystemen, die zur Erfüllung der Systemfunktion erforderlich sind). Der Teil B des Gesamtfehlerbaums enthält Überträge für die Ausfallverknüpfungen der einzelnen Systeme bzw. Teilsysteme aus den Teilfehlerbäumen.

Es liegen Teilfehlerbäume für die verfahrenstechnischen, elektrotechnischen sowie leittechnischen Systeme vor. Die Teilfehlerbäume für die elektrotechnischen Systeme behandeln die Ausfälle der Notstromschienen beim "Notstromfall". Der Ausfall von Notstromschienen bei anderen Transienten bzw. bei Kühlmittelverluststörfällen wird mit der Wahrscheinlichkeit $p = 0$ bewertet.

Gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA bzw. Common-Cause-Ausfälle) wurden anhand der vorliegenden Basisdaten (vgl. Kap. 3.3.2.3) weitgehend vollständig modelliert, d. h. die Fehlerbäume enthalten neben den Common-Cause-Totalausfällen (z. B. 3 von 3 Pumpen starten nicht) auch alle möglichen Kombinationen von Common-Cause-Teilausfällen (z. B. Pumpe 1 und Pumpe 2 starten nicht). Für Komponentengruppen mit mehr als vier Komponenten wurden im Fehlerbaum Ersatz-Funktionselemente verwendet, in denen alle zum Ausfall der betreffenden Systemfunktion führenden Ausfallkombinationen von GVA zusammengefaßt sind. Dies betrifft im einzelnen die:

- S+E-Ventile in der Funktion ADE
- ISO-Ventile (Hauptventile) in der Funktion DDA
- pneumatischen Vorsteuerventile RD in der Funktion DDA
- magnetischen Vorsteuerventile RD in der Funktion DDA
- Nachwärmekühler TH13-33 B101/102 (keine Wärmeübertragung)
- Kupplungen NS-RS-Schienen in der Funktion Schließen (Umschaltung auf Reserveeinspeisung)
- Meßwerterfassung für automatische Anregungen (Meßwert folgt nicht)
- Relaisausfälle A1/A11 (die zum Ausfall des DDA führen)

Die zugehörigen Ausfallwahrscheinlichkeiten wurden anhand der in Kap. 3.3.2.3 angegebenen Basisdaten unter Berücksichtigung der Kombinatorik für die zum Systemausfall führenden "gefährlichen" GVA-Ausfälle ermittelt. Dabei wurden zusätzliche Beiträge zur Ausfallwahrscheinlichkeit aufgrund von Kombinationen aus Teil-GVA und unabhängigen Ausfällen mit berücksichtigt.

Geplante Handmaßnahmen des Kraftwerkpersonals zur Störfallbeherrschung wurden identifiziert und analysiert. Im Fehlerbaum wurden diejenigen Handmaßnahmen berücksichtigt, deren Ausfälle für den betrachteten Ereignisablauf von Bedeutung sind. Dabei wurden nur Handmaßnahmen berücksichtigt, die Bestandteil betrieblicher Routine sind oder für die schriftliche Anweisungen (Betriebshandbuch) vorliegen.

Die Ausfälle von Handmaßnahmen sind in den Fehlerbäumen durch die Funktionselemente "OP..." gekennzeichnet. Bei Handmaßnahmen, die als Redundanz zum entsprechenden automatisch ausgelösten Befehl anzusehen sind, wird unterstellt, daß dieser automatische Befehl am Vorrangbaustein nicht ansteht. Unter dieser Randbedingung besteht für die Bedienungsmannschaft die Möglichkeit, in der Hauptwarte den zugehörigen Antriebsbaustein durch Handbefehl anzusteuern.

Bei Ausfällen der Vorrangbausteine ist die Durchführung geplanter Handmaßnahmen in dieser Weise nicht möglich. Es kann in diesen Fällen der Versuch unternommen werden, die betroffene Komponente vor Ort (z. B. Schaltschrank) zu betätigen. Derartige Handeingriffe werden jedoch in der vorliegenden Analyse mit der Ausfallwahrscheinlichkeit $p = 1$ bewertet, wenn sie nach BHB nicht vorgesehen sind (als "OPAM..." bezeichnet).

Es wird im folgenden auf einzelne Aspekte der Teilfehlerbäume eingegangen.

In den Teilfehlerbäumen der verfahrenstechnischen Systeme sowie der Notstromanlagen wurden die Nichtverfügbarkeiten der einzelnen Stränge aufgrund von Instandhaltungsmaßnahmen durch Ersatzkomponenten berücksichtigt (z.B. "I TH10" für die Redundanz 1 des Nachkühlsystems). Hierfür wurden generell Schätzwerte der Ausfallwahrscheinlichkeit von $1 \cdot 10^{-3}$ pro Anforderung verwendet, was der Freischaltzeit eines Stranges von ca. 10 h pro Jahr (bezogen auf das Kalenderjahr) entspricht (eine Auswertung der in der Anlage vorliegenden Freischaltzeiten wurde nicht durchgeführt). Durch die Art der Verknüpfung sind im Ergebnis für die Gefährdungszustände Doppel- und Mehrfachausfälle aufgrund von Instandhaltung enthalten. Laut Anweisung im BHB dürfen bei Leistungsbetrieb gleichzeitig maximal zwei Stränge instandgesetzt werden (und zwar bis maximal 2 h). Andernfalls ist die Anlage abzufahren. Diese vereinfachte Behandlung im Fehlerbaum spielt bei der numerischen Auswertung keine Rolle.

■ **Ausfall der Steuerkette**

Als Steuerkette wird der Teil eines leittechnischen Systems bezeichnet, der zur Ansteuerung von Komponenten der Betätigungsebene benötigt wird. Da die Signale direkt über den Vorrangbaustein (AV22/23) in die jeweilige Schaltanlage zu den

Leistungsschaltern der anzusteuernenden Komponente geleitet werden, liefert der Ausfall des Vorrangbausteines den dominanten Beitrag zum Versagen der Steuerkette.

Die Ausfallrate der Steuerkette ist in der Ausfallrate der entsprechenden verfahrenstechnischen Komponente enthalten. Die im Fehlerbaum verwendeten Funktionselemente für Steuerketten ("STK...") sind daher mit der Ausfallrate $\lambda \neq 0$ bewertet.

■ **Abzweig-, Sicherungs- oder Kabelausfall**

Unter Abzweigausfall wird eine Fehlfunktion innerhalb der internen Verriegelung des angesteuerten Schalters verstanden, der die benötigte Komponente mit der jeweiligen (Notstrom-)Schiene verbindet, so daß dieser Schalter nicht betätigt werden kann.

Im Schaltwageneinschub aller Leistungsschalter ist die 220-V-Steuerspannung generell über einen Steuerkopf abgesichert. Einen Beitrag zum Ausfall der Komponenten liefert der Ausfall dieser Sicherung.

Vom Kabelausfall wird dann gesprochen, wenn das vom Schalter zur Komponente vor Ort führende Kabel defekt ist und daher die zum Betrieb benötigte Leistung nicht übertragen kann.

Die Ausfallrate für den Abzweig- bzw. Kabelausfall ist in der Ausfallrate der verfahrenstechnischen Komponenten enthalten. Die im Fehlerbaum verwendeten Funktionselemente für die Abzweig- und Kabelausfälle ("ASK...") sind deshalb mit der Ausfallrate $\lambda = 0$ bewertet.

• **Ausfall der Gruppensicherung**

Schaltereinschübe sind zeilen- und spaltenweise in den Schaltschränken untergebracht. Die 380-V-Schaltereinschübe einer Schrankspalte werden je nach Baugröße gemeinsam abgesichert. Diese Vorsicherung ist selektiv zu den Sicherungen der einzelnen Einschübe, sie wird als Gruppensicherung bezeichnet.

- Bemerkungen zu den Fehlerbäumen für den Ausfall der RS-Signale

Da zu jeder Anregung mindestens drei Meßkanalgruppen gehören, fällt die jeweilige Anregung nur dann aus, wenn in mindestens zwei der drei Meßkanäle gefährliche Einzelfehler, auch unterschiedlicher Art, auftreten, die die Auslösung dann unterbinden.

Zur Unterdrückung von Reaktorschutzsignalen kann außerdem der Ausfall der Meßwerterfassung in allen drei Meßkanälen in Folge GVA führen.

Ein Ausfall der 2 v 3-Wertungseinheit in die gefährliche Richtung (spricht nicht an) ist dann gegeben, wenn die Eingangstakte durch einen internen Kurzschluß direkt an den Ausgang weitergegeben werden; in diesem Fall ist es unerheblich, ob und wieviele der drei Einstellimpulse vorhanden sind.

Das Abschlußglied, welches am Ende des dynamischen Logikteil (DLT) im nicht angelegten Zustand grundsätzlich 'P'-Potential am Ausgang abgibt, ist ausgefallen, wenn es trotz unterbrochener Taktfolge am Eingang weiterhin fälschlich 'P'-Potential ausgibt.

Ein ähnlich gelagerter Ausfall kann bei der Anpassungs-(RC-)Baugruppe im SLT unterstellt werden; obwohl am Ausgang des Abschlußgliedes und damit am Eingang der RC-Baugruppe keine Spannung und damit logisch '1' anliegt (d. h. angeregter Zustand), gibt die Baugruppe permanent logisch '0' und damit '1'-Signal aus.

Auf den Baugruppen des statischen Logikteils, der in ISKAMATIC B ausgeführt ist, befinden sich zum Teil mehrere Funktionseinheiten (Verknüpfungsbausteine) des selben Typs. Derzeit liegen keine funktionseinheitbezogenen Daten vor. Es sind nur für die Gesamtbaugruppe Zuverlässigkeitskenngrößen ermittelt. Da zudem übergreifende Ausfälle auf alle oder mehrere Funktionseinheiten einer Baugruppe auftreten können, ist eine Differenzierung der Zuverlässigkeitskenngröße einer Funktionseinheit auch nicht ohne weiteres möglich. Das Funktionselement im Fehlerbaum beschreibt daher den Ausfall einer gesamten Baugruppe. Das hat zur Folge, daß durch den Ausfall einer Baugruppe u. U. mehrere Signalpfade betroffen sind. Bezüglich der Berechnung der Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen bei den untersuchten auslösenden Ereignissen spielt diese Vereinfachung keine Rolle, lediglich bei der Feststellung der

Nichtverfügbarkeit eines speziellen Signales ist diese Vorgehensweise pessimistisch; letzteres ist jedoch nicht Gegenstand der Untersuchung.

Ist der Ausfallmodus einer Funktionseinheit auf einer Baugruppe selbstmeldend, wird der Ausfall der Baugruppe für den entsprechenden Signalpfad im Fehlerbaum nicht berücksichtigt. Selbstmeldende Ausfälle können aufgrund der geringen Reparaturzeit von leittechnischen Systemen und den daraus resultierenden Nichtverfügbarkeiten gegenüber den Ausfällen, die nur bei Funktionsprüfung entdeckt werden, vernachlässigt werden.

Teilweise werden Ausfallkombinationen (ODER-Verknüpfungen), die zum Versagen leittechnischer Funktionseinheiten bzw. Baugruppen führen, zu Ersatzkomponenten mit Ersatzausfallraten zusammengefaßt, (s. Abschnitt 3.3.2.2). Komponentenausfälle werden nicht in einer Ersatzkomponente zusammengefaßt, wenn einer der Komponentenausfälle in mehreren Fehlerbaumpfaden für sich allein zu berücksichtigen ist.

■ Fehlstellung von Armaturen

- Fernbetätigte Armaturen

In den verfahrenstechnischen Fehlerbäumen wird die Fehlstellung folgender Armaturen berücksichtigt:

Bezeichnung	Fehlstellung	Ausfallwahrscheinlichkeit	Quelle
KOKA-Kühlschieber S108	fälschlich geschlossen	ε	/SWA83/
Rückschlagventil Niederdruckmindestmengenleitung 3S203	fälschlich geschlossen	ε	/SWA83/
Absperrschieber Hochdruckmindestmengenleitung 4S203	fälschlich geöffnet	ε	/SWA83/
Magnetvorsteuerventile RDB-Einspeiseleitung ND S420, S421	fälschlich geöffnet	ε	/SWA83/
Magnetvorsteuerventile RDB-Einspeiseleitung HD S412, S413	fälschlich geöffnet	ε	/SWA83/

ε : vernachlässigbar gegenüber Ausfällen der Teilsystemfunktion

In der Prüfanweisung der vierwöchigen scharfen Funktionsprüfung werden alle o. a. Armaturen aus ihrer bestimmungsgemäßen Stellung verfahren. Nach erfolgreicher Prüfung sollen sie wieder in die Grundstellung gebracht werden. Darüber hinaus wird nach Abschluß der TH-Prüfung die jeweilige Untergruppensteuerung wieder eingeschaltet.

Die Bewertung erfolgte nach /SWA 83/, wobei für Unterlassungsfehler pro Schritt bei einer verfügbaren Prozedur mit Kennzeichnungsmöglichkeiten für abgearbeitete Prüfschritte die Wahrscheinlichkeit $p = 0,003/K = 3$ angesetzt wurde.

Diese Bewertung gilt sowohl für das fehlerhafte Nicht-Rückstellen der Armaturen als auch für das unterlassene Einschalten der Untergruppensteuerung.

Wenn die Untergruppensteuerung eingeschaltet ist, wird eine Fehlstellung von Armaturen durch die Meldung 'Systembereitschaft nicht vorhanden' angezeigt; ein Ausfall der Endschalterrückmeldung mit 10^{-6} ist gegen o.a. Fehlerwahrscheinlichkeit vernachlässigbar.

- Handarmaturen

Die Tabelle 3.24 gibt eine Übersicht der Fehlstellungen von Armaturen wieder, die nur vor Ort und üblicherweise nur zu Reparaturzwecken verfahren werden.

Die sicherheitstechnisch relevanten Handarmaturen sind in KRB über das TMI-Schließkonzept abgesichert.

Im Schlüsselkasten auf der Warte befinden sich die Schlüssel für diese Armaturen. Für jede Redundanz sind insgesamt acht Schlüssel vorhanden, die sich nicht voneinander unterscheiden. Da je Redundanz weit mehr als acht TMI-Handarmaturen vorhanden sind, können nie alle gleichzeitig verfahren werden. Wenn ein Schlüssel ausgegeben werden muß, wird dies sowohl im Schlüssel- als auch im Schichtbuch schriftlich festgehalten. Wenn darüber hinaus ein Schlüssel fehlt, wird dies spätestens bei der nächsten Schichtübergabe bemerkt. Der Schlüssel für den Schlüsselkasten ist bei einem der Reaktorfahrer in Verwahrung.

Das Sicherungskonzept stellt sich wie folgt dar:

Jede Armatur kann nur dann verfahren werden, wenn der passende Schlüssel in ein Schloß am Handrad gesteckt wird. Der Schlüssel kann nur dann wieder abgezogen werden, wenn sich die Armatur wieder in der vorherigen Position befindet. Erkennbar ist die richtige Position bei den in Offen- bzw. Geschlossen-Stellung verriegelten Armaturen am Stellungsanzeiger, der sich in Endstellung befinden muß. Bei den in Zwischenstellung verriegelten Armaturen wird die richtige Stellung bei der Inbetriebsetzung festgelegt. In dieser Lage wird die Markierung für die Soll-Stellung 'verriegelt', so daß auch hier gewährleistet ist, daß der Schlüssel nur in dieser Stellung abgezogen werden kann.

Aufgrund dieser administrativen Regelungen kann die Wahrscheinlichkeit für eine Fehlstellung von sicherheitstechnisch wichtigen Handarmaturen numerisch vernachlässigt werden. Im Datensatz sind demzufolge die entsprechenden Funktionselemente mit $p = 0$ bewertet.

Tabelle 3.24: Zusammenstellung der in den Fehlerbäumen berücksichtigten Handarmaturen und deren Fehlstellungen

System	Bezeichnung der Armatur	Grundstellung	Fehlstellung	Ausfallwahrscheinlichkeit
TF	Ventil im Vorlauf Motorkühler TF-Pumpe 0S201	SO 1	fälschlich geschlossen	0
	Regelventil im Rücklauf Motorkühler TF-Pumpe 0S202	SZ 1	fälschlich geschlossen	0
	Ventil im Vorlauf zur Kühlung HD-PPE 0S203	SO 1	fälschlich geschlossen	0

Tabelle 3.24 (Fortsetzung)

System	Bezeichnung der Armatur	Grundstellung	Fehlstellung	Ausfallwahrscheinlichkeit
TF	Ventil Vorlauf Motorkühler ND-PPE 0S205	SO 1	fälschlich geschlossen	0
	Drosselventil Rücklauf Motorkühler ND-PPE 0S206	SZ 1	fälschlich geschlossen	0
	Drosselventil Rücklauf Lagerkühler ND-PPE 0S216	SZ 1	fälschlich geschlossen	0
TH	Regelventil Ölkühler 4S210	SZ 1	fälschlich geschlossen	0
	Regelventil Motorlagerkühlung 4S211	SZ 1	fälschlich geschlossen	0
	Regelventil Motorlagerkühlung 4S212	SZ 1	fälschlich geschlossen	0
VE	Saugschieber VE-PPE 0S101	SO 1	fälschlich geschlossen	0
	Handklappe vor Eintritt Zwischenkühler 20TF 0S104	SO 1	fälschlich geschlossen	0
	Ventil im Vorlauf Diesel Kühlwasser-Kühler 1S101	SO 1	fälschlich geschlossen	0
	Regelventil hinter Diesel Kühlwasser-Kühler 1S102 (Red. 2, 3)	SZ 1	fälschlich geschlossen	0
	Regelventil hinter Diesel-Kühlwasser-Kühler 1S501 (Red. 1)	SZ 1	fälschlich geschlossen	0
	Ventil im Vorlauf Umluftkühler B005 2S002 (Red. 2, 3)	SO 1	fälschlich geschlossen	0

Tabelle 3.24 (Fortsetzung)

Ventil im Vorlauf Umluftkühler B006 2S002 (Red. 2, 3)	SO 1	fälschlich geschlossen	0
Regelventil hinter Umluftkühler B006 2S004 (Red. 2, 3)	SZ 1	fälschlich geschlossen	0
Regelventil hinter Umluftkühler B005 2S101 (Red. 2, 3)	SZ 1	fälschlich geschlossen	0

SO1: Sicherheitsschloß offen verriegelt

SZ1 Sicherheitsschloß in Zwischenstellung verriegelt

3.3.1.3 Funktionsprüfungen

Während des ungestörten Leistungsbetriebes befinden sich die meisten Sicherheitssysteme oder Teile davon in Bereitschaftsstellung. Da eine Störung in einem Bereitschaftssystem nicht zwangsläufig entdeckt wird, müssen wiederkehrende Prüfungen (WKP) durchgeführt werden, um die Funktionsfähigkeit nachzuweisen.

Die WKP werden in festen Zeitabständen und nach einer Prozedur durchgeführt, die im Prüfhandbuch festgelegt ist. Die Funktionsfähigkeit von Sicherheitssystemen wird normalerweise vierwöchentlich getestet. Voraussetzung hierfür ist, daß der Leistungsbetrieb nicht beeinträchtigt wird und das geprüfte System für eine "scharfe" Anregung über Reaktorschutzgrenzwerte zur Verfügung steht. Nach Abschluß der Prüfung wird der Ausgangszustand wiederhergestellt. Die Herstellung des Ausgangszustandes ist Bestandteil der im PHB festgelegten Prüfprozedur. Bei einem vierwöchigen Prüfzyklus und einem viersträngigen System wird üblicherweise jede Woche eine andere Redundanz getestet (versetztes Testen).

Da in KRB zu den drei 100%-Strängen noch die nullredundanten Systeme hinzukommen, werden alle Stränge im vierwöchentlichen Rhythmus getestet.

Prüfungen, für die die Reaktorleistung abgesenkt werden muß bzw. die nur bei abgeschaltetem Reaktor durchgeführt werden können, werden jährlich beim Abfahren zum bzw. während des Brennelementwechsels durchgeführt.

Im einzelnen werden von den untersuchten verfahrenstechnischen Systemen jährlich getestet (letzter Stand PHB: 03/87):

- TK-Ventile (Haupt-Vorsteuerventile)
- DDA-Armaturen
- Rückschlagventile in den Einspeiseleitungen der TH-HD- sowie der TH-ND-Stränge
- Einspeiseversuche der TH-HD- sowie der TH-ND-Pumpen
- 5-bar-Verriegelung von Motorarmaturen des TH-Systems
- Leistungsnachweis der Nachkühlkette

Die Haltemagnete der S+E-Ventile werden im Abstand von 3 Jahren bei BE-Wechsel geprüft.

Die Federvorsteuerventile der S+E-Ventile werden im Abstand von 4 Jahren bei BE-Wechsel geprüft.

Ausführliche Beschreibungen der Prozeduren befinden sich in den jeweiligen Systembeschreibungen.

Werden Sicherheitssysteme oder Teile davon für betriebliche Zwecke angefordert, wird die Anforderung, falls sie der Anforderung im Störfall entspricht, für die beteiligten Funktionselemente als Test gewertet. Dies gilt für Komponenten der Nachkühlkette.

Die Nachkühlkette wird im Mittel alle zwei Wochen mit allen drei Strängen zum betrieblichen KOKA-Kühlen angefordert. Nach BHB-Anweisung wird das TF- und das VE-System mit allen drei Strängen jede Woche von Hand zur Probenahme angefahren.

Die Testintervalle der Funktionselemente des TH-Systems, die zum KOKA-Kühlen angefordert werden, reduzieren sich deshalb auf 2 Wochen (nicht versetzt). Die Testintervalle der Funktionselemente des TF- und VE-Systems reduzieren sich auf eine Woche (nicht versetzt).

3.3.2 Zuverlässigkeitskenngrößen

Für die Durchführung der probabilistischen Sicherheitsanalyse werden zur Berechnung der Fehlerbäume Zuverlässigkeitskenngrößen (Ausfallraten, Ausfallwahrscheinlichkeiten bei Anforderung) für unabhängige und abhängige Ausfälle von Komponenten der betrachteten Systeme benötigt. Damit die Unsicherheiten in der Aussage mit berücksichtigt werden können, sind die zugehörigen Wahrscheinlichkeitsverteilungen mit ihren Verteilungsparametern bereitzustellen. Im folgenden werden die Ermittlungen der Zuverlässigkeitskenngrößen für unabhängige und abhängige Ausfälle getrennt behandelt.

3.3.2.1 Zuverlässigkeitskenngrößen für unabhängige Ausfälle

Für die Sicherheitsanalyse werden Zuverlässigkeitskenngrößen in Abhängigkeit von der Ausfallart für verfahrens-, elektro- und leittechnische Komponenten benötigt. Die Daten sollen soweit möglich anlagenspezifisch sein. Die Doppelblockanlage Gundremmingen besteht aus den beiden baugleichen Blöcken B und C und einigen blockgemeinsamen Anlagen. Beide Blöcke gingen mit einer zeitlichen Verschiebung von ca. 8 Monaten in Betrieb. Die Systemtechnik ist in beiden Blöcken weitgehend identisch und mit gleichen Komponenten von jeweils demselben Hersteller aufgebaut. Die Instandhaltung wird in beiden Blöcken von demselben Instandhaltungspersonal nach gleicher Instandhaltungsstrategie durchgeführt. Aufgrund dieser Übereinstimmungen wird in Hinblick auf die Ermittlung von anlagenspezifischen Daten ein gleiches Ausfallverhalten der Komponenten angenommen. Es wurde eine umfangreiche Datenerhebung in beiden Blöcken durchgeführt. Eine Überprüfung der Daten für Komponenten, für die in beiden Blöcken eine ausreichende Datenbasis vorhanden war, ergab nur in Einzelfällen signifikante Unterschiede des Ausfallverhaltens der Komponenten. Aufgrund der überwiegenden Übereinstimmung des Ausfallverhaltens und der Baugleichheit der Komponenten in beiden Blöcken wurden zur Verbreiterung der Datenbasis die Daten aus Block B und C zu einer gemeinsamen anlagenspezifischen Datenbasis zusammengefaßt.

Bei den Komponenten, für die keine anlagenspezifischen Daten ermittelt werden konnten, wurden Daten aus Erhebungen in anderen Kernkraftwerken in der Bundesrepublik

Deutschland verwendet. Dabei wurde die Übertragbarkeit der ausgewählten Daten anhand wichtiger Einflußgrößen auf das Ausfallverhalten im einzelnen überprüft.

Im Rahmen der Ermittlung der Zuverlässigkeitskenngrößen aus Datenerhebungen ist daher sicherzustellen, daß die Grenzen der Beobachtungsobjekte, in der Regel sind dies Komponenten, mit denen bei der Fehlerbaummodellierung in der Analyse übereinstimmen. Bei der Datenerfassung und in der Analyse wurde die Komponentenabgrenzung nach Bild 3.21 zugrunde gelegt. Bei der Ermittlung sind mehrere Komponenten mit möglichst identischem Ausfallverhalten zu Beobachtungskollektiven zusammenzufassen, damit bei der geringen Zahl zu erwartender Ausfallereignisse eine belastbare statistische Auswertung möglich wird. Daher ist eine möglichst vollständige Erfassung der Ereignisse (Ausfälle, Nichtverfügbarkeiten), zusammen mit den zugehörigen Bezugszeiten (Kalenderzeit, Anlagen-, Komponentenbetriebszeit), erforderlich.

Daten aus anderen Anlagen stammen zum überwiegenden Teil aus anlagenspezifischen Datenerfassungen in den Kernkraftwerken Biblis und Grohnde. Für das Kernkraftwerk Biblis liegen Daten aus zwei Erfassungszeiträumen vor. Für einige Komponenten, für die aus diesen anlagenspezifischen Erhebungen die Datenbasis zu gering war, wurden generische Werte aus Auswertungen von Störereignissen in deutschen Leichtwasserreaktoren bestimmt. Aufgrund des größeren Informationsgehaltes und der Qualitätssicherung bei der Datenerfassung der anlagenspezifischen Daten ist die Übertragung der Daten aus Druckwasserreaktoren bzw. Leichtwasserreaktoren mit größeren Unsicherheiten behaftet.

Für jede Komponente, für die eine Kenngröße aus anderen Anlagen ermittelt wurde, wurde zur Bewertung der Übertragbarkeit eine Ähnlichkeitsbetrachtung im Hinblick auf

- Komponententyp
- Hersteller
- Herstellertyp
- wichtige konstruktive Daten (Nennweite, Leistung etc.)
- wichtige Betriebsparameter am Einbauort (Systemdruck und -temperatur etc.)

angestellt.

Diese Betrachtungen wurden für alle Betriebsmittel einer Komponente (z. B. Pumpe, Kupplung, Motor oder Armatur, Stellantrieb, Motor) durchgeführt.

Die ausgewählten und erhobenen Daten werden dann entsprechend ihrer Art (anlagenspezifische Daten aus KRB-II, generische Daten aus anderen Kernkraftwerken) mit den entsprechenden mathematischen Modellen weiterverarbeitet.

■ **Datenerhebung für die Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen für unabhängige Ausfälle**

Zur Ermittlung der anlagenspezifischen Zuverlässigkeitskenngrößen für unabhängige Ausfälle wurde eine umfangreiche Datenerhebung für beide Blöcke des Kernkraftwerkes KRB-II durchgeführt. Dabei wurden die wiederkehrenden Prüfungen und die Instandhaltungsdokumentation ausgewertet. Zur Festlegung der Beobachtungskollektive wurden die Anlagendaten erfaßt. Sie enthalten Informationen zur Auslegung und zum Funktionsprinzip sowie die technischen Merkmale einer Komponente bzw. der Betriebsmittel. Die Anlagendaten sind Bestandteil der Dokumentationen des Kernkraftwerkes KRB-II. Die Auswertung der Instandhaltungsdokumentation und die Erfassung der Anlagendaten wurden in jeweils eigene Datenbanken übernommen. Die Erfassung der Anlagendaten erfolgte bis zur Aufgliederung auf die Betriebsmittelstufe (siehe auch Bild 3.21).

- Auswertung der wiederkehrenden Prüfungen

Der TÜV-Bayern wurde von der GRS beauftragt, wiederkehrende Prüfungen der folgenden Systeme in den Blöcken B und C auszuwerten:

RA	Frischdampf-Iso-Ventile
RL	Speisewasser-Iso-Ventile
TH, TF, VE	Nukleares Nachkühlsystem und die dazugehörige Nachkühlkette
TK	Sicherheits- und Entlastungsventile
YT	Schnellabschaltsystem

RM, TD, TE, TL Durchdringungsabschluß der Systeme

TM, TU, TX, TY

TZ, UF, UP, US

VJ, XP

Es wurden 913 Prüfprotokolle aus dem Zeitraum

Block B: 09.03.1984 bis 02.10.1987

Block C: 26.10.1984 bis 31.07.1987

ausgewertet und die aufgetretenen Störungen analysiert. Die während der Prüfungen angesteuerten Komponenten wurden aufgelistet und die daraus resultierenden Betätigungen ermittelt. Für die betrachteten Systeme wurden auch die Anforderungshäufigkeiten durch wiederkehrende Prüfungen ermittelt. Die Ergebnisse der Auswertung wurden mit den Befunden aus den Instandhaltungsaufträgen verglichen und, soweit erforderlich, in die Gesamtbetrachtung einbezogen.

- Auswertung der Instandhaltungsdokumentation

Für die Auswertung der Instandhaltungsdokumentation standen zwei Datenquellen zur Verfügung:

- Magnetbänder mit bereits bearbeiteten und archivierten Instandhaltungsaufträgen zu allen Systemen
- Systemweise abgelegte Originale bearbeiteter Instandhaltungsaufträge

Für den Zeitraum bis zum 31.12.1988 lagen die Daten von ca. 40.000 Instandhaltungsaufträgen vor. Hiervon wurden 19.943 Datensätze in eine Rohdatenbank übernommen.

Von den systemweise abgelegten Originalen bearbeiteter Instandhaltungsaufträge wurden für den vorgegebenen Beobachtungszeitraum

Block B: 19.07.1984 bis 31.12.1987

Block C: 18.01.1985 bis 31.12.1987

2.822 Instandhaltungsaufträge von 8 Systemen

- Frischdampfsystem RA
- Steuerungssystem ISO-Ventile RD
- Nukleares Zwischenkühlsystem TF
- Nukleares Nachkühlsystem TH
- Entlastungssystem TK
- Nukleares Nebenkühlwassersystem VE
- notstromgesichertes Nebenkühlwassersystem VM
- Schnellabschaltsystem YT

bearbeitet. Von diesen Aufträgen wurden 396 Instandhaltungsaufträge, die für die Ermittlung der Zuverlässigkeitskenngrößen relevant waren, näher analysiert, entsprechend kodiert und als Schadensereignisse bzw. Ausfälle in der Datenbank "Schaden" gespeichert.

- Erfassung der Anlagendaten

Die Anlagendaten setzen sich aus den Daten des Anlagenverzeichnisses und den Daten zur Beschreibung des Einsatzortes der Komponenten bzw. Betriebsmittel zusammen. Das Anlagenverzeichnis lag bereits beim Betreiber vor und wurde auf Magnetband übernommen. Nach einer Plausibilitätsprüfung wurden in Abstimmung mit dem Betreiber Ergänzungen und Korrekturen vorgenommen, soweit dies notwendig war. Weiterhin wurden weitere, für das Ausfallverhalten wichtige Betriebsparameter, wie z. B. Betriebsdruck, Betriebstemperatur, Medium für die betrachteten Systeme bzw. Komponenten, anhand technischer System- bzw. Komponentenunterlagen bestimmt.

Die gesamten Daten der zu untersuchenden Systeme wurden in der Datenbank "Anlagen" gespeichert. Für beide Blöcke betrug die Anzahl der beobachteten Komponenten insgesamt 5.987, die Anzahl der beobachteten Betriebsmittel insgesamt 10.202.

- Ermittlung von Beobachtungskollektiven und Ereignissen

Mit Hilfe eines Auswerteprogramms wurden Komponentenpopulationen gebildet, die durch die Komponentenart (z. B. Absperrschieber, Absperrventil, Rückschlagventil), die Antriebsart (z. B. Motor elektrisch, pneumatisch, Magnet) sowie durch die wesentlichen technischen Merkmale (z. B. Nennwerte, Nennleistung) und das System, in dem die Komponente eingebaut ist, charakterisiert sind. Dazu wurden aus den erstellten Datenbanken die Schäden und Betriebszeiten ermittelt, die die Basis bilden für die Berechnung der Verteilungsparameter der Zuverlässigkeitskenngrößen. Für eine Reihe von Populationen wurden keine Ausfälle beobachtet. Die Ergebnisse wurden in /HÖM 90/ dokumentiert.

■ **Berechnung der Verteilungsparameter der Zuverlässigkeitskenngrößen**

- Berechnungsmethode

Bei der Ermittlung von Ausfallraten und Ausfallwahrscheinlichkeiten gibt es grundsätzlich zwei Wege,

- den frequentistischen und
- den Bayes'schen.

Der frequentistischen Auswertung liegt die Auffassung zugrunde, daß Zuverlässigkeitskenngrößen feste unbekannte Werte sind, die aufgrund von Stichproben geschätzt werden. Die ermittelten Vertrauensintervalle sind dabei ein Maß für die Qualität der Schätzung. Zur Fortpflanzung von Unsicherheiten in PSA benötigt man aber Wahrscheinlichkeitsverteilungen. Um an diese zu gelangen, faßt man die Zuverlässigkeitskenngrößen als Zufallsvariablen auf. Dies ist Grundlage der Bayes'schen Vorgehensweise, nach der in dieser Analyse die Zuverlässigkeitskenngrößen ermittelt werden.

Die Wahrscheinlichkeitsverteilung beschreibt die Unsicherheiten bei der Ermittlung der Ausfallraten. Für diese gibt es folgende Gründe:

- (1) Die Bestimmung der Ausfallrate kann wegen des endlichen Umfanges der Stichprobe nur mit einer gewissen Genauigkeit erfolgen.
- (2) Die Stichprobe setzt sich in der Regel aus ähnlichen, aber nicht völlig identischen Komponenten zusammen, die überdies ähnlichen aber nicht völlig identischen Betriebs- und Umgebungsbedingungen ausgesetzt sind.
- (3) Die ermittelten Daten stammen aus der Vergangenheit; sie dienen aber dazu, die Zukunft zu beschreiben. Dabei ist es denkbar, daß gewisse Veränderungen der Lebensdauer der Komponenten durch Veränderungen bei der Instandhaltung hervorgerufen werden.
- (4) Die Beobachtungen aus einer anderen als der zu analysierenden Anlage brauchen nicht genau auf die betrachtete Anlage zuzutreffen; mit ihrer Anwendung ist eine gewisse Unsicherheit verknüpft.

Der Satz von Bayes dient im vorliegenden Zusammenhang dazu, den Kenntnisstand über die Ausfallraten der Komponenten, der vor der Beobachtung in KRB-II vorlag, mit den dort gemachten Beobachtungen zu verknüpfen. Er lautet:

$$f(\lambda|E) = \frac{L(E/\lambda) f(\lambda)}{\int_0^{\infty} L(E/\lambda) f(\lambda) d\lambda} \quad (1)$$

In Gl (1) ist $f(\lambda)$ die (subjektive) Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion, die den ursprünglichen Kenntnisstand über den zutreffenden Wert von λ ausdrückt (A-priori-Verteilung). E stellt die Beobachtungen aus der Anlage dar (k Ausfälle in T Betriebsstunden). $L(E/\lambda)$ ist die Mutmaßlichkeitsfunktion (likelihood function), welche die Wahrscheinlichkeit dafür ausdrückt, daß k Ausfälle in T Betriebsstunden auftreten unter der Bedingung, daß λ der zutreffende Wert des Parameters ist; $f(\lambda|E)$ ist die Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion, in der der Kenntnisstand vor der Beobachtung und die Beobachtung selbst konsistent miteinander verbunden sind (A-Posteriori-Verteilung). Das Integral im Nenner schließlich dient der Normierung.

Bei der Analyse wurde stets davon ausgegangen, daß die Ausfallzeitpunkte poissonverteilt sind, die Ausfallrate λ mithin konstant ist. Damit lautet die Mutmaßlichkeitsfunktion:

$$L(E/\lambda) = \frac{(\lambda T)^k}{k!} e^{-\lambda T} \quad (\lambda > 0) \quad (2)$$

Das voranstehend skizzierte Verfahren wurde je nach Art der Datenquellen unterschiedlich und zum Teil auch mehrmals angewandt. Dabei wurde folgende Fallunterscheidung getroffen:

Für einen Komponententyp

- Fall 1 lag eine ausreichende Anzahl von Beobachtungen in KRB-II B und C vor;
- Fall 2 waren die Beobachtungen in KRB-II B und C nicht ausreichend und wurden deshalb mit Beobachtungen aus anderen Anlagen zusammengefaßt;
- Fall 3 lagen keine Beobachtungen in KRB-II B und C vor, weshalb lediglich Daten aus anderen Anlagen verwendet werden.

Die Unterschiede bei der Behandlung der vorgenannten Fälle werden nachfolgend im einzelnen beschrieben.

- Fall 1

In diesem Fall wird eine nicht informative A-priori-Verteilung zugrunde gelegt, d. h. man geht davon aus, daß keine geeigneten Vorkenntnisse bezüglich des Parameters λ vorliegen. Die nicht informative Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion lautet /MAR 82/

$$f(\lambda) \propto \lambda^{-1/2} \quad (\lambda > 0) \quad (3)$$

Setzt man Gl. (2) und $f(\lambda)$ aus (3) in Gl. (1) ein, so ergibt sich

$$f(\lambda/E) = \frac{T^{k+1/2}}{\Gamma(k+1/2)} \lambda^{k-1/2} e^{-\lambda T} \quad (\lambda > 0) \quad (4)$$

wobei Γ die Gammafunktion bedeutet (vgl. z. B. /ABR 65/).

Die Integration zur Bestimmung des Erwartungswertes der als Zufallsgröße Λ aufgefaßten Zuverlässigkeitskenngröße läßt sich analytisch durchführen; sie ergibt:

$$E(\Lambda/k) = \frac{2k + 1}{2T} \quad (5)$$

Die Verteilungsfraktile lassen sich unter Nutzung der Beziehung zwischen der unvollständigen Gammafunktion und der χ^2 -Verteilung /ABR 65/ ermitteln und ergeben:

$$\underline{\lambda} = \frac{\chi^2(2k + 1, (1 - \alpha)/2)}{2T} \quad (6)$$

$$\bar{\lambda} = \frac{\chi^2(2k + 1, (1 + \alpha)/2)}{2T} \quad (7)$$

Dabei bezeichnet $\underline{\lambda}$ das untere Fraktile und $\bar{\lambda}$ das obere. Üblicherweise wird $\alpha = 0,9$ gewählt, so daß sich das 5 % bzw. 95 % Fraktile ergibt.

- Fall 2

Die mathematische Verarbeitung der beobachteten Ausfälle aus anderen Anlagen erfolgt nach den Gl. (1) - (7). Jedoch stellt Gl. (4) in diesem Fall nicht das Endergebnis dar; vielmehr dient $f(\lambda/E)$ als A-priori Verteilung für die in KRB-II B und C beobachteten Ausfälle. In diesem Fall wird eine Gamma-A-priori-Verteilung mit einer Poissonverteilung verknüpft. Dabei ergibt sich folgende A-Posteriori-Verteilung /MAR 82/.

$$g(\lambda/E) = \frac{(T_1 + T)^{k+1/2+s}}{\Gamma(s + k + 1/2)} \cdot \lambda^{s+k+1/2-1} e^{-(T_1 + T)\lambda} \quad (\lambda > 0) \quad (8)$$

Dabei ist T_1 die Beobachtungszeit in der jeweiligen anderen Anlage, s die zugehörige Anzahl der Ausfälle und k die Anzahl der Ausfälle in KRB-II B und C.

Als Erwartungswert von λ erhält man:

$$E(\Lambda/E) = \frac{s + k + 1/2}{T + T_1} \quad (9)$$

Die Verteilungsfaktile werden iterativ aus Gl. (6) und (7) mit $2(T+T_1)$ statt $2T$ und $2(k + 1/2 + s)$ statt $2(k + 1/2)$ ermittelt.

- Fall 3

Der dritte Fall wird analog dem ersten Fall behandelt, d. h. mit nicht informativer A-priori-Verteilung. Dabei ist in den Gl. (2) - (6) T durch T_1 und k durch s zu ersetzen, d. h. die Beobachtungswerte aus der jeweiligen anderen Anlage werden benutzt.

- Darstellung der Ergebnisse durch eine logarithmische Normalverteilung und Multiplikation mit einer Korrekturverteilung

Die meisten Rechenprogramme zu probabilistischen Auswertungen von Fehlerbäumen berücksichtigen die Unsicherheiten der Ausfallraten durch logarithmische Normalverteilungen, d. h. Verteilungen mit einer Verteilungsdichte der Form

$$h(\lambda) = \frac{1}{(2\pi)^{1/2} s \cdot \lambda} e^{-(\ln \lambda - \mu)^2 / (2 s^2)} \quad (10)$$

Dabei ist μ der Erwartungswert von $\ln \Lambda$ und s^2 die zugehörige Varianz.

Die zu Gl. (10) gehörige Verteilungsfunktion wird im allgemeinen durch den Parameter K_{95} charakterisiert, der durch

$$K_{95} = \frac{\Lambda_{95}}{\Lambda_{50}} = \frac{\Lambda_{50}}{\Lambda_{05}} \quad (11)$$

bestimmt wird. Die Indizes der Ausfallraten weisen dabei auf die entsprechenden Verteilungsfaktile hin. Zwischen K_{95} und der Standardabweichung s besteht die folgende Beziehung

$$K_{95} = e^s \cdot 1,6449 \quad (12)$$

Die Darstellung der Ergebnisverteilungen, d. h. der Integrale über die Gl. (4) bzw. (8) erfolgt durch lineare Regression nach einer vorherigen Transformation der Verteilungsfunktion zur Dichte der Gl. (10).

■ Berücksichtigung von Unsicherheiten

Die Unsicherheit der Art (1) werden durch die Ergebnisverteilungen dargestellt. Zur Berücksichtigung der Unsicherheiten der Art (3) wird die logarithmische normale Ergebnisverteilung mit einer Korrekturverteilung desselben Typs multipliziert. Ziel ist eine "Aufweitung" der Verteilung und damit eine Vergrößerung des K_{95} -Faktors bei Beibehaltung des Medianwertes.

Für das Produkt aus Originalverteilung und Korrekturverteilung ergibt sich der folgende Streufaktor K_{95}

$$K_{95} = e^{1,6449 \cdot s^2 + s'^2} \quad (13)$$

woraus sich ein Wert für s' ermitteln läßt, wenn K_{95} festgelegt wird.

Aufgrund technischer Einschätzung wurden folgende Festlegungen getroffen:

In den Fällen (1) und (2) wurde s' aus der Forderung berechnet, daß sich für die Komponente mit dem kleinsten Wert von s ein Streufaktor $K_{95} = 3$ ergibt. Der so gewonnene Wert wurde auf sämtliche Komponenten angewandt. Im Fall 3 wurde der zusätzlichen Unsicherheit bei der Übertragung der Ausfallrate aus anderen Anlagen auf KRB-II dadurch Rechnung getragen, daß s' so bestimmt wurde, daß K_{95} für die Komponente mit dem kleinsten Wert s gleich 5 wird.

■ Darstellung der Ergebnisse

In den Tabellen 3.25 bis 3.27 sind die ermittelten Verteilungsparameter der Zuverlässigkeitskenngrößen für unabhängige Ausfälle verfahrens-, elektro- und leittechnischer Komponenten zusammengestellt. Dabei ist das angegebene Anlagenkennzeichen nur für eine Redundanz aufgeführt. Die angegebene Ausfallrate bzw.

Ausfallwahrscheinlichkeit gilt auch jeweils für die entsprechende Komponente in den anderen Redundanzen bzw. für vergleichbare Komponenten in anderen Teilsystemen. Für die jeweilige Komponente sind in Abhängigkeit von der Ausfallart der Medianwert der Ausfallrate bzw. der Ausfallwahrscheinlichkeit sowie der Streufaktor K_{95} angegeben. Weiterhin wird für jede Komponente angegeben, aus welchem Datenbestand die jeweiligen Zuverlässigkeitskenngrößen ermittelt wurden und welche Fallunterscheidung (siehe Berechnungsmethode) zugrunde gelegt worden ist. Hierbei wurden unterschiedliche Erweiterungen des Streufaktors vorgenommen. Die jeweiligen Kennungen für die Daten-ermittlung (1-6) bedeuten im einzelnen:

1. Ermittlung aus anlagenspezifischen Daten (Fall 1); Erweiterung des Streufaktors K_{\min} auf $K_{95} = 3$
2. Ermittlung aus anlagenspezifischen Daten und aus vergleichbaren Datenerhebungen in anderen Anlagen (Fall 2); Erweiterung des Streufaktors K_{\min} auf $K_{95} = 3$ bzw. $K_{95} = 4$ für ZUNA-Konzept
3. Ermittlung durch Übertragung von Daten aus anderen Anlagen (Fall 3); Erweiterung des Streufaktors K_{\min} auf $K_{95} = 5$ bzw. gesondert abgeschätzt auf $K_{95} \geq 5$
4. Ermittlung aus anlagenspezifischen Daten und aus Daten aus anderen deutschen Leichtwasserreaktoren (Fall 2); Erweiterung des Streufaktors K_{\min} auf $K_{95} = 5$
5. Ermittlung durch Übertragung anlagenspezifischer Daten auf vergleichbare Komponenten, für die keine Betriebserfahrung vorliegt (z. B. für Komponenten des ZUNA-Konzepts) (Fall 1); Erweiterung des Unsicherheitsfaktors K_{\min} auf $K_{95} = 4$
6. Abschätzung bzw. Berechnung; Festlegung des Streufaktors K_{\min} auf $K_{95} = 3$ bis 10

Für die elektro- und leittechnischen Komponenten wurden die Zuverlässigkeitskenngrößen weitgehend nicht neu ermittelt, sondern aus der Literatur übernommen. Für diese Zuverlässigkeitskennzahlen wurden dann die jeweilige Quelle angegeben. Für einige wenige wurden die Kenngrößen abgeschätzt.

Tabelle 3.25 Liste der Daten für unabhängige Ausfälle verfahrenstechnischer Komponenten

Komponente	Ausfallart	Ausfallrate Median-Wert x $10^{-6}/h$	Ausfallwahrsh. Median-Wert x $10^{-3}/Anf.$	Streufaktor K95	Kennung Quelle
ISO-Ventile RA01S101	schließt nicht	0,38	-	11,7	1
Vorsteuer Magnetventil (Vier- rer Block) RD73S235	schaltet nicht	0,09	-	11,7	1
Pneumatik-Ventil RD73S234	öffnet nicht	0,45	-	5,0	1
Komponentenkühlkreis- pumpe TF11D101	startet nicht nach Anf. aus YZ	22,5 (100 %)	-	4,9	3
	Betriebsversagen nach Anf. aus YZ	26,3 (100 %)	-	5,0	3
Zwischenkühlkreispumpe TF10D101	startet nicht nach Anf. aus YZ	21,2 (67 %)	-	3,7	1
	Betriebsversagen nach Anf. aus YZ	13,7 (85 %)	-	5,1	2
Rückschlagventil TF11S112	öffnet nicht	0,34	-	11,7	1
	schließt nicht	0,34	-	11,7	1

Tabelle 3.25 Liste der Daten für unabhängige Ausfälle verfahrenstechnischer Komponenten

Fortsetzung Seite 2

Komponente	Ausfallart	Ausfallrate Median-Wert x $10^{-6}/h$	Ausfallwahrsch. Median-Wert x $10^{-3}/Anf.$	Streufaktor K95	Kennung Quelle
Rückschlagklappe TH10S104	öffnet nicht	0,14	-	5,1	3
Rückschlagventil TH13S103	öffnet nicht	0,34	-	11,7	1
Rückschlagventil TH14S103	öffnet nicht	0,34	-	11,7	1
Motorschieber TH13S107	öffnet nicht	7,1	-	3,0	1
	schließt nicht	7,1	-	3,0	1
Motorschieber TH13S108	schließt nicht	7,1	-	3,0	1
Motorschieber TH13S202	öffnet nicht	7,1	-	3,0	1
Rückschlagventil (motorisch absperbar) TH13S203	Blockierspindel öffnet nicht	25,2	-	3,0	2
	öffnet nicht	0,34	-	11,7	1

Tabelle 3.25 Liste der Daten für unabhängige Ausfälle verfahrenstechnischer Komponenten

Fortsetzung Seite 3

Komponente	Ausfallart	Ausfallrate Median-Wert $\times 10^{-6}/h$	Ausfallwahrsh. Median - Wert $\times 10^{-3}/Anf.$	Streufaktor K95	Kennung Quelle
Motorschieber TH14S202	schließt nicht	7,1	-	3,0	1
Magnet-Vorsteuerventil TH13S420	schließt nicht	14,0	-	3,2	1
Magnet-Vorsteuerventil TH14S412	schließt nicht	14,0	-	3,2	1
Hochdruck-Pumpe TH14D101	startet nicht nach Anf. aus YZ	14,5 (50 %)	-	4,0	1
	Betriebsversagen betrieblich wegen Komponentenschut z	25.000	-	4,0	1
	Betriebsversagen (nach Anf. aus YZ)	1.900	-	6,6	4
Niederdruck-Pumpe TH13D101	startet nicht nach Anf. aus YZ	1,3 (50 %)	-	11,8	1
	Betriebsversagen nach Anf. aus YZ	41,6 (50 %)	-	11,8	1

Tabelle 3.25 Liste der Daten für unabhängige Ausfälle verfahrenstechnischer Komponenten

Fortsetzung Seite 4

Komponente	Ausfallart	Ausfallrate Median-Wert $\times 10^{-6}/h$	Ausfallwahrsch. Median - Wert $\times 10^{-3}/Anf.$	Streufaktor K95	Kennung Quelle
Primärfüllpumpe TH10D201	Betriebsversagen	1,1	-	11,8	1
Kühlkreislaufpumpe Zahnradpumpe (ohne Antrieb) TH14D201	Betriebsversagen	9,6	-	4,4	3
S+E-Ventil (Hauptventil) TK11S211	öffnet nicht	0,32	-	11,7	1
	schließt nicht	0,32	-	11,7	1
S+E-Ventil (Vorsteuermagnetventil) TK11S213	öffnet nicht	4,5	-	3,5	1
	schließt nicht	4,5	-	3,5	1
S+E-Ventil (Federvorsteuerventil) TK11S212	schließt nicht	0,32	-	11,7	1

Tabelle 3.25 Liste der Daten für unabhängige Ausfälle verfahrenstechnischer Komponenten

Fortsetzung Seite 5

Komponente	Ausfallart	Ausfallrate Median-Wert $\times 10^{-6}/h$	Ausfallwahrsch. Median-Wert $\times 10^{-3}/Anf.$	Streufaktor K95	Kennung Quelle
Rückschlagklappe UV65S005	öffnet nicht	0,04	-	15,6	3
Lüftungsklappe UV65S011	öffnet nicht	23,2	-	5,0	3
Lüftungsklappe UV66S024	öffnet nicht	23,2	-	5,0	3
Fortluftventilator UV65D001	startet nicht	5,3	-	5,0	3
	Betriebsversagen	59,4	-	5,1	3
Umluftventilator UV66D006	startet nicht	5,3	-	5,0	3
	Betriebsversagen	59,4	-	5,1	3
Rückschlagarmatur VE10S102	öffnet nicht	1,3		11,7	1

Tabelle 3.25 Liste der Daten für unabhängige Ausfälle verfahrenstechnischer Komponenten

Fortsetzung Seite 6

Komponente	Ausfallart	Ausfallrate Median-Wert $\times 10^{-6}/h$	Ausfallwahrsh. Median-Wert $\times 10^{-3}/Anf.$	Streufaktor K95	Kennung Quelle
Nebenkühlwasser- pumpe VE10D101	startet nicht nach Anf. aus YZ	0,94 (50 %)	-	11,8	1
	Betriebsversagen nach Anf. aus YZ	18,5 (60 %)	-	4,4	2
Absperrventil TK21S260	öffnet nicht	8,3	-	5,1	3
	schließt nicht	8,3	-	5,1	3
Nebenkühlwasser- pumpe 25VE40D101	startet nicht nach Anf. aus YZ	0,94 (50 %)	-	13,5	5
	Betriebsversagen nach Anf. aus YZ	18,5 (60 %)	-	5,5	2
Einspeisepumpe 25TH40D101	startet nicht nach Anf. aus YZ	1,3 (50 %)	-	13,5	5
	Betriebsversagen nach Anf. aus YZ	41,6 (50 %)	-	13,5	5

Tabelle 3.25 Liste der Daten für unabhängige Ausfälle verfahrenstechnischer Komponenten

Fortsetzung Seite 7

Komponente	Ausfallart	Ausfallrate Median-Wert $\times 10^{-6}/h$	Ausfallwahrsh. Median-Wert $\times 10^{-3}/Anf.$	Streufaktor K95	Kennung Quelle
Kühlturmventilator 25VE40D301	startet nicht	8,4	-	5,3	3
	Betriebsversagen	49,0	-	5,0	3
Zusatzwasserpumpe 25VE40D401	startet nicht	22,5	-	4,9	3
	Betriebsversagen	26,3	-	5,0	3
Motorventil 25TH40S101	öffnet nicht	8,3	-	5,1	3
Motorklappe 25TH40S102	öffnet nicht	4,8	-	6,3	3
Rückschlagklappe 25TH40RKL1	öffnet nicht	0,14	-	5,1	3
Motorventil 25TH40S105	öffnet nicht	8,3	-	5,1	3
Rückschlagventil 25TH40S103	öffnet nicht	0,34	-	11,7	5

Tabelle 3.25 Liste der Daten für unabhängige Ausfälle verfahrenstechnischer Komponenten

Fortsetzung Seite 8

Komponente	Ausfallart	Ausfallrate Median-Wert $\times 10^{-6}/h$	Ausfallwahrsh. Median-Wert $\times 10^{-3}/Anf.$	Streufaktor K95	Kennung Quelle
Motorventil 25TH40S107	öffnet nicht	8,3	-	5,1	3
	schließt nicht	8,3	-	5,1	3
Motorventil 25TH40S108	öffnet nicht nach schließen	-	1,5	5,0	3
Rückschlagklappe 25VE40S102	öffnet nicht	1,3	-	11,7	5
Rückschlagklappe 25VE40S402	öffnet nicht	1,3	-	11,7	5
Motorventil 25VE40S401	öffnet nicht	8,3	-	5,1	3
Absperrklappe 25VE40S301	öffnet nicht	7,2	-	5,5	3

Tabelle 3.26 Liste der Daten für unabhängige Ausfälle elektrotechnischer Komponenten

Komponente	Ausfallart	Ausfallrate Median-Wert $\times 10^{-6}/h$	Ausfallwahrsh. Median-Wert $\times 10^{-3}/Anf.$	Streufaktor K95	Kennung Quelle
10-kV-Kabel bzw. Notstrom- schiene und Reserveeinspeisung	Funktionsausfall	1,0	-	3	/VDE 88/
10-kV-Kabel bzw. Block B und C	Funktionsausfall	1,0	-	3	/VDE 88/
380-V-Kabel bzw. Umformer- und Not- stromschiene	Funktionsausfall	1,0	-	3	6
220-V-Batterie	Funktionsausfall	-	0,4	10	/NRC 75/
24-V-Batterie	Funktionsausfall	-	0,4	10	/NRC 75/
Batteriesicherung	vorzeitige Unterbrechung	-	0,037	10	6
Gruppensicherung	vorzeitige Unterbrechung	1,0	-	10	/GRS 80/
Leistungsschalter Kupplung EB-und NS-Schiene	öffnet nicht	0,004	-	10	6
	schließt nicht	0,4	-	5	6

Tabelle 3.26 Liste der Daten für unabhängige Ausfälle elektrotechnischer Komponenten

Fortsetzung Seite 2

Komponente	Ausfallart	Ausfallrate Median-Wert $\times 10^{-6}/h$	Ausfallwahrsh. Median-Wert $\times 10^{-3}/Anf.$	Streufaktor K95	Kennung Quelle
Reserveeinspeisung	Unverfügbarkeit (MTTR = 0,5 h)	-	0,007	5	/DVG 83/
Rotierender Umformer	Ausfall bei Diesel- start (MTTR = 24 h)	-	0,021	5	/SCH 88/
	Ausfall bei Diesel- betrieb (Störfall- dauer = 2 h)	-	0,042	5	/SCH 88/
Notstromdiesel GY10D101	startet nicht	12,0	-	5	4
	Betriebsversagen	3.000	-	5	4
Transformator (Reserveeinspeisung)	Ausfall unter Belastung	-	0,006	5	/VDE 88/

Tabelle 3.27 Liste der Daten für unabhängige Ausfälle leittechnischer Komponenten

Komponente	Ausfallart	Ausfallrate Median-Wert x $10^{-6}/h$	Ausfallwahrsh. Median-Wert x $10^{-3}/Anf.$	Streufaktor K95	Kennung Quelle
Ablaufsteuerungsbaugruppe FK11	Funktions- ausfall	4,6	-	3	/SCH 80/
Ablaufüberwachungsbaugruppe FÜ11	Funktions- ausfall	1,3	-	3	/ZIM 79/
Abschlußglied RA11	fehlerhafte Signalausgabe	0,4	-	3	6
Analog-Signalverteiler ZA013	unveränderte Signalausgabe	0,8	-	3	6
Analog-Trennwandler AW03	unveränderte Signalausgabe	0,8	-	3	6
Anpassungsbaugruppe RC	permanente Signalausgabe	0,6	-	3	/ZIM 79/
Automatische Umschalteinrichtung	Funktions- ausfall	3,2	-	3	6
Differenzverstärker ZP212	Funktionsausfall un- veränderte Signalausgabe	0,8	-	3	6

Tabelle 3.27 Liste der Daten für unabhängige Ausfälle leittechnischer Komponenten

Fortsetzung Seite 2

Komponente	Ausfallart	Ausfallrate Median-Wert x $10^{-6}/h$	Ausfallwahrsh. Median-Wert x $10^{-3}/Anf.$	Streufaktor K95	Kennung Quelle
Diodenentkopplungsbaugruppe VD11	Funktionsausfall	0,3	-	3	/SCH 80/
Druckmessung TF10P001	Funktionsausfall	14,3	-	4,9	3
Druckmessung TF10P002 (Förderhöhe > max)	Funktionsausfall	2,0	-	5,4	3
Durchflußmessung TH-System	Funktionsausfall	26,3	-	5,0	3
Durchflußmessung (ZUNA)	Funktionsausfall	26,3	-	5,0	3
Dynamische 2 v 3 Verknüpfung	Kurzschluß Eingang/Ausgang	0,003	-	10,0	/GRS 80/
Dynamische 2 v 3 Verknüpfung	Funktionsausfall	0,9	-	3	/GRS 80/
Dynamische ODER-Baugruppe RO11	Kurzschluß Eingang/Ausgang	0,003	-	10,0	/GRS 80/

Tabelle 3.27 Liste der Daten für unabhängige Ausfälle leittechnischer Komponenten

Fortsetzung Seite 3

Komponente	Ausfallart	Ausfallrate Median-Wert x $10^{-6}/h$	Ausfallwahrsh. Median-Wert x $10^{-3}/Anf.$	Streufaktor K95	Kennung Quelle
Endschalter-Rückmeldung RÜ	Funktions- ausfall	1,0	-	3	/GRS 80/
Entkopplungsbaugruppe FT11	Funktions- ausfall	1,1	-	3	/ZIM 79/
Entkopplungsbaugruppe FT12	Funktions- ausfall	0,5	-	3	/ZIM 79/
	Eingangskurzschlu ß	0,01	-	3	6
Grenzsignalgeber GS11	Funktions- ausfall	1,6	-	3	/SCH 80/
Grenzsignalgeber RG11	Grenzwert unent- deckt höher/tiefer	0,26	-	3	/SCH 80/
Integrator XI01	unveränderte Signalausgabe	0,8	-	3	6
Meldebaugruppe RM	keine Spannungs- abschaltung für RA11	1,4	-	3	/SCH 80/
Meßumformer Wassertemperatur ZUNA-Vorratsbehälter	unveränderte Signalausgabe	4,5	-	5	3

Tabelle 3.27 Liste der Daten für unabhängige Ausfälle leittechnischer Komponenten

Fortsetzung Seite 4

Komponente	Ausfallart	Ausfallrate Median-Wert x $10^{-6}/h$	Ausfallwahrsch. Median-Wert x $10^{-3}/Anf.$	Streufaktor K95	Kennung Quelle
Meßumformer KOKA- Wassertemperatur	unveränderte Signalausgabe	4,5	-	5	3
Meßumformer RDB-Füllstand	unveränderte Signalausgabe	10,1	-	5,4	3
Meßumformer DK-RGB-Differenzdruck	unveränderte Signalausgabe	8,7	-	5,1	3
Meßumformerbaugruppe TEU310	unveränderte Signalausgabe	0,8	-	3	6
ODER-Baugruppe VO11	Funktionsausfall	1,5	-	3	/SCH 80/
	fehlerhafte Signalausgabe	0,01	-	3	/GRS 80/
	Eingangskurzschlu ß	0,01	-	3	6
P-Verstärker XP01	unveränderte Signalausgabe	0,8	-	3	6

Tabelle 3.27 Liste der Daten für unabhängige Ausfälle leittechnischer Komponenten

Fortsetzung Seite 5

Komponente	Ausfallart	Ausfallrate Median-Wert x $10^{-6}/h$	Ausfallwarsch. Median-Wert x $10^{-3}/Anf.$	Streufaktor K95	Kennung Quelle
Rechenschaltung TZA20A/20B, TZA3	unveränderte Signalausgabe	0,8	-	3	6
Relaisbaugruppe	Ruhekontakt öffnet nicht bei nicht vor- handener Erregung	0,1	-	3	/GRS 80/
Schlüsselschalter	Funktionsausfall und Eingangskurzschlu- ß	0,1	-	3	/BAL 73/
Schrittsteuerbaugruppe FS11	Funktions- ausfall	1,4	-	3	/SCH 80/
Speicherbaugruppe VS11	permanente Signal- ausgabe am Reset-Ausgang	1,4	-	3	/SCH 80/
	Eingangskurzschlu- ß	0,01	-	3	6
Temperaturmessung (Signalverarbeitung)	Funktions- ausfall	50	-	3	6

Tabelle 3.27 Liste der Daten für unabhängige Ausfälle leittechnischer Komponenten

Fortsetzung Seite 6

Komponente	Ausfallart	Ausfallrate Median-Wert x $10^{-6}/h$	Ausfalwahrsh. Median-Wert x $10^{-3}/Anf.$	Streufaktor K95	Kennung Quelle
UND-Baugruppe VU11	Funktions- ausfall	1,9	-	3	/SCH 80/
	Eingangskurzschlu ß	0,01	-	3	6
	Eingangs-P-Schluß	0,005	-	3	6
	fehlerhafte Signal- ausgabe, wenn kein Eingangs-P führt	0,02	-	3	/GRS 80/
Zeitbaugruppe VZ11	zu lang verzögerte Signalausgabe	0,3	-	3	/ZIM 79/
Zeitbaugruppe VZ12	Funktions- ausfall	0,7	-	3	/SCH 80/
Zeitauswertungsbaugruppe FZ12	Funktions- ausfall	3,5	-	3	/SCH 80/

Tabelle 3.27 Liste der Daten für unabhängige Ausfälle leittechnischer Komponenten

Fortsetzung Seite 7

Komponente	Ausfallart	Ausfallrate Median-Wert $\times 10^{-6}/h$	Ausfallwahrsh. Median-Wert $\times 10^{-3}/Anf.$	Streufaktor K95	Kennung Quelle
2 v 4 - Wertungseinheit (T > 32)	Funktions- ausfall	-	0,35	3	6
Füllstandsmeßumformer (betrieblicher RDB-Füll- stand) YC02L014	Funktions- ausfall	10,1	-	5,4	3
Temperaturmeßumformer (RS KOKA-Temperatur) XA11T101	Funktions- ausfall	4,5	-	5	3

3.3.2.2 Baugruppenausfälle des Reaktorschutzsystems

■ Nicht zusammengefaßte Baugruppenausfälle

Im folgenden werden die Baugruppenausfälle bzw. Ausfälle von Baugruppen-Funktionseinheiten beschrieben und erläutert, die nicht in einer Ersatzkomponente mit anderen Ausfällen zusammengefaßt sind. Es handelt sich dabei im wesentlichen um Ausfälle, von denen alle Funktionseinheiten auf einer Baugruppe betroffen sind.

Es werden exemplarisch die Ausfälle in den betreffenden Anregekanälen der Redundanz 2 beschrieben, wobei im Abschnitt j) der Ausfall des Signals 22YZ46 für die Ansteuerung des Ventils 22TK31 S224 dargestellt ist.

Bemerkungen:

- a) Folgende Fehler finden in den Fehlerbäumen keine Berücksichtigung, da sie selbstmeldend sind:

-P-Schluß bei '0'-Signal

-M-Schluß bei '1'-Signal

- b) 'Baugruppe fällt durch Eingangskurzschluß aus' heißt, daß der den Signalpfad betreffende Eingang einen M-Schluß hat; ein M-Schluß über mehrere Eingänge wird NICHT angenommen (für diesen Fall müßte als zweiter Fehler eine Verbindung der beiden Eingänge angenommen werden).
- c) Ein Ausfall der Absicherungs- und Stromversorgungsbaugruppe VA11 wird nicht angenommen, da die denkbaren Fehler (z. B. 'Ausfall der Versorgungsspannung') selbstmeldend sind.
- d) Wenn die Baugruppe durch eine Ausfallart explizit in den übergreifenden Bauteilausfällen enthalten ist, kann sie nicht durch eine, dieselbe Wirkung erzielende Ausfallart ein zweites Mal in dem Fehlerbaum enthalten sein.

- Fehlerbaum F90b

1. RC 22HV33C A011:

Baugruppe gibt permanent '1'-Signal aus.

- "Baugruppe gibt permanent '1'-Signal aus"

hat zur Folge:

- ◆ Notschieneumschaltprogramm startet nicht (und DBS läuft nicht an).

2. V0 11 22HV33C A019:

Hier wird kein übergreifender Bauteilausfall angenommen.

Der Ausfall "Baugruppe gibt kein Signal aus" oder "Baugruppe fällt durch Eingangskurzschluß aus" führt bei acht der neun beschalteten ODER-Gatter zu einem gefährlichen Fehler, dieser Fehler wird aber bei A019/1 (ODER nach Reset-Ausgang von RS1) gemeldet (selbstmeldender Fehler).

-> Einzelfehler können nur in zusammengefaßten Bauteilausfällen berücksichtigt werden.

3. VU 11 22HV33C A027:

Hier wird kein übergreifender Bauteilausfall angenommen. Der Ausfall "Baugruppe gibt kein Signal aus" oder "Baugruppe fällt durch Eingangskurzschluß aus" führt bei drei der vier beschalteten UND-Gatter zu einem gefährlichen Fehler, dieser Fehler wird aber bei A029/3 (UND nach DBS 3) gemeldet (selbstmeldender Fehler).

-> Einzelfehler können nur in zusammengefaßten Bauteilausfällen berücksichtigt werden.

4. VS 11 22HV33C A035:

Baugruppe gibt am Reset-Ausgang permanent '1'-Signal aus.

-> Set-Ausgang immer auf '0'; Speicher läßt sich nicht rücksetzen.

Das hat zur Folge:

- ◆ NSUP startet nicht (und DBS läuft nicht an).

5. VZ 11 22HV33C A043:

Baugruppe verzögert Ausgangssignal zu lang.

Andere übergreifende Ausfälle können nicht angenommen werden.

Der Ausfall "Baugruppe gibt kein Signal aus" oder "Baugruppe fällt durch Eingangskurzschluß aus" führt bei zwei der drei beschalteten Zeitstufen zu einem gefährlichen Fehler, dieser Fehler wird aber bei A043/1 (Zeitstufe vor dem Dieselbelastungsprogramm) gemeldet (selbstmeldender Fehler).

-> Diese Fehler können nur in zusammengefaßten Bauteilausfällen berücksichtigt werden.

6. VZ 11 22HV33C A051:

Baugruppe verzögert Ausgangssignal zu lang.

Andere übergreifende Ausfälle können nicht angenommen werden.

Der Ausfall "Baugruppe gibt kein Signal aus" oder "Baugruppe fällt durch Eingangskurzschluß aus" führt nur bei einen der drei beschalteten Zeit-Stufen zu einem gefährlichen Fehler, dieser Fehler wird aber bei A051/2 und A051/3 (Zeitstufen vor DBS 3 und DBS 4) gemeldet (selbstmeldender Fehler).

-> Diese Fehler können nur in zusammengefaßten Bauteilausfällen berücksichtigt werden.

7. VZ 11 22HV33C A059:

Baugruppe verzögert Ausgangssignal zu lang.

Andere übergreifende Ausfälle können nicht angenommen werden.

Der Ausfall "Baugruppe gibt kein Signal aus" oder "Baugruppe fällt durch Eingangskurzschluß aus" führt nur bei einer der drei beschalteten Zeit-Stufen zu einem Fehler (Handmaßnahme 'Speicher-Rücksetzen'), dieser Fehler wird aber bei A059/1 und A059/2 (Zeit-Stufen vor DBS 5 und DBS 6) gemeldet (selbstmeldender Fehler).

-> Diese Fehler können nur in zusammengefaßten Bauteilausfällen berücksichtigt werden.

8. VZ 12 22HV33C A067:

Baugruppe gibt kein Signal aus.

- "Baugruppe gibt kein Signal aus"

hat dieselbe Auswirkung wie

- "Baugruppe fällt durch Eingangskurzschluß aus".

Davon ist betroffen:

- ◆ (Verbraucherabwurf und EB-Freischaltung bei Dieselizeusaltung)
- ◆ Dieselizeusaltung (und Dieselizeusaltung)

9. VZ 11 22HV33C A075:

Baugruppe gibt kein Signal aus.

- "Baugruppe gibt kein Signal aus"

hat dieselbe Auswirkung wie

- "Baugruppe fällt durch Eingangskurzschluß aus".

Davon ist betroffen:

- ◆ (Verbraucherabwurf und EB-Freischaltung)
- ◆ Reservenetz-zuschaltung
- ◆ Dieselstart und -zuschaltung

Der Ausfall dieser Baugruppe bewirkt damit, daß sowohl das Reservenetz nicht zugeschaltet wird als auch der Diesel nicht startet (keine Diversität der Anregungen).

10. VZ 11 22HV33C A091:

Baugruppe gibt kein Signal aus.

- "Baugruppe gibt kein Signal aus"

hat dieselbe Auswirkung wie

- "Baugruppe fällt durch Eingangskurzschluß aus".

Davon ist betroffen:

- ◆ Dieselzuschaltung

11. FT 11/12 22HF15 J155:

Baugruppen geben kein Signal aus.

Davon ist betroffen:

- ◆ Reservenetz-zuschaltung
- ◆ Kuppelschalter von EB-Schiene öffnet nicht.

- Fehlerbaum F60b

1. VZ 11 22HV33A A123:

Baugruppe gibt kein Signal aus.

Davon ist betroffen:

- ♦ TH/ND-(TH/HD-)Pumpe startet nicht.

■ **Zusammengefaßte Ausfälle innerhalb des Reaktorschutzsystems**

In folgenden sind diejenigen Ausfälle von Funktionseinheiten oder Baugruppen beschrieben, die in sogenannten Ersatzkomponenten zusammengefaßt sind und bei einer expliziten Darstellung im Fehlerbaum ODER-verknüpft wären.

Nachstehende Tabellen geben einen Überblick über die Ersatzausfallraten der zusammengefaßten Ausfälle innerhalb des Reaktorschutzsystems.

Es werden keine Fehlermechanismen unterstellt, die schon durch die übergreifenden BauteilAusfälle abgedeckt sind.

a) Ausfall der betrieblichen Anregung $L < LT2$ (F70) (Füllstand Reaktordruckbehälter)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 10^{-6}/h$)/ Streufaktor
20YC02 L014	Gefährlicher Einzelfehler im RDB-L-Meßkanal	2,4/3
20YC03 L011		
20YC05 L011	<ul style="list-style-type: none"> • 1v3 Baugruppen geben bei Anforderung unverändertes Signal aus. - Rechenschaltung (TZA 3) - Analogtrennwandler (AW03) - Sicherung und Analogsignalverteiler (ZA 013) 	

b) Ausfall der Reaktorschutzanregung $L < LT3$ bzw. $L < LT2.1$ (Red. 1) (F71) (Füllstand Reaktordruckbehälter)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 10^{-6}/h$)/ Streufaktor
21YC02 L101(t0)	Gefährlicher Einzelfehler im RDB-L-Meßkanal (unverzögert)	4/3
21YC04 L101(t0)		
21YC06 L101(t0)		
22YC02 L202(t0)	· 1v5 Baugruppen geben bei Anforderung unverändertes Signal aus.	
22YC04 L202(t0)		
22YC06 L202(t0)		
23YC02 L303(t0)	- Sicherung und Analogsignalverteiler (ZA013; 22HV25..7 A001)	
23YC04 L303(t0)		
23YC06 L303(t0)		
	- P-Verstärker (XP01; 22HV25..7 B009)	
	- Analogtrennwandler (AW03; 22HV25..7 B065)	
	- Rechenschaltung (TZA 20A, TZA 20B; 22HV25..7 B013/B039)	
	- Differenzverstärker (ZP212; 22HV25..7 A013)	
21YC02 P101	Gefährlicher Einzelfehler im RDB-P-Meßkanal	4/3
21YC04 P101		
21YC06 P101		
	· 1v4 Baugruppen geben bei Anforderung unverändertes Signal aus.	
	- Sicherung- und Analogsignalverteiler (AV02)	
	- Sicherung- und Analogsignalverteiler (ZA013)	
	- Differenzverstärker (ZP212)	
	- P-Verstärker (XP01)	

c) Ausfall der Reaktorschutzanregung $L < LT4$ (F72) (Füllstand Reaktordruckbehälter)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}/h$)/ Streufaktor
21YC02 L101(t0)	Gefährlicher Einzelfehler im RDB-L-Meßkanal (unverzögert)	4/3
21YC04 L101(t0)		
21YC06 L101(t0)		
22YC02 L202(t0)	siehe Beschreibung F71	
22YC04 L202(t0)		
22YC06 L202(t0)		
23YC02 L303(t0)		
23YC04 L303(t0)		
23YC06 L303(t0)		
21YC02 L101(t1)	Gefährlicher Einzelfehler im RDB-L-Meßkanal (t0 + 200 s)	1,6/3
21YC04 L101(t1)		
21YC06 L101(t1)		
22YC02 L202(t1)	1v2 Baugruppen geben bei Anforderung unverändertes Signal aus.	
22YC04 L202(t1)		
22YC06 L202(t1)		
23YC02 L303(t1)		
23YC04 L303(t1)	- P-Verstärker (XP01; 22HV25..7 A033)	
23YC06 L303(t1)	- Integrator (XI01; 22HV25..7 A037)	

d) Ausfall der betrieblichen Anregung $T > 32 \text{ } ^\circ\text{C}$ (F73) (Temperatur Kondensationskammerwasser)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}/\text{h}$)/ Streufaktor
20XA11 T010	Gefährlicher Einzelfehler im KOKA-T-Meßkanal	1,6/3
20XA11 T011		
20XA12 T011		
20XA14 T010	<ul style="list-style-type: none"> · 1v2 Baugruppen geben bei Anforderung unverändertes Signal aus. - Meßumformerbaugruppe (TEU 310) - Sicherung und Analogsignalverteiler (ZA 013) 	

e) Ausfall der Reaktorschutzanregung $T > T1$ (F74) (Temperatur Kondensationskammerwasser)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}/\text{h}$)/ Streufaktor
21XA11 T101	Gefährlicher Einzelfehler im im KOKA-T-Meßkanal	2,4/3
21XA12 T101		
21XA14 T101		
22XA11 T202	<ul style="list-style-type: none"> · 1 v 3 Baugruppen geben bei Anforderung unverändertes Signal aus. 	
22XA12 T202		
22XA14 T202		
23XA11 T303	- Meßumformerbaugruppe (TEU 310)	
23XA12 T303	- Sicherung und Analogsignalverteiler	
23XA14 T303	(ZA013; 22HV25..7 F041)	
	- Differenzverstärker (ZP212; 22HV25..7 F055)	

f) Ausfall der Reaktorschutzanregung $p > p_{10}$ (nicht LADE) (F76) (Differenzdruck zwischen Druckkammer und Reaktorgebäude)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}/h$)/ Streufaktor
21XA01 P101(t1)	Gefährlicher Einzelfehler im Differenzdruck-Meßka- nal ($t_0 + 0,5$ s)	2,4/3
21XA02 P101(t1)		
21XA04 P101(t1)		
22XA01 P202(t1)		
22XA02 P202(t1)	· 1v3 Baugruppen geben bei Anforderung unver- ändertes Signal aus.	
22XA04 P202(t1)		
23XA01 P303(t1)	- Sicherung und Analogsignalverteiler (ZA013; 22HV25..7 F001)	
23XA02 P303(t1)		
23XA04 P303(t1)		- Integrator (XI01; 22HV25..7 F005) - Differenzverstärker(ZP212; 22HV25..7 F009)

g) Ausfall der Reaktorschutzanregung $p > p_{10}$ (für LADE) (F77) (Differenzdruck zwischen Druckkammer und Reaktorgebäude)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 10^{-6}/h$)/ Streufaktor	
21XA01 P101(t1)	Gefährlicher Einzelfehler im Differenzdruck-Meßka- nal ($t_0 + 0,5$ s)	2,4/3	
21XA02 P101(t1)			
21XA04 P101(t1)			
22XA01 P202(t1)			
22XA02 P202(t1)	siehe Beschreibung F76		
22XA04 P202(t1)			
23XA01 P303(t1)			
23XA02 P303(t1)			
23XA04 P303(t1)			
21XA01 P101(t2)			Gefährlicher Einzelfehler im Differenzdruck-Meßka- nal ($t_1 + 60$ s)
21XA02 P101(t2)			
21XA04 P101(t2)			
22XA01 P202(t2)	· 1 Baugruppe gibt bei Anforderung unveränder- tes Signal aus.		
22XA02 P202(t2)			
22XA04 P202(t2)			
23XA01 P303(t2)			
23XA02 P303(t2)	- Integrator (XI01; 22HV25..7 F021)		
23XA04 P303(t2)			

h) Ausfall der Reaktorschutzanregung $U < U(\text{min})$ (F78) (Spannung an der Notstromschiene)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}/\text{h}$)/ Streufaktor
21BU07 E001	Gefährlicher Einzelfehler im Spannungs-Meßkanal	2,4/3
21BU07 E002		
21BU07 E003		
22BV05 E001	· 1 v 3 Baugruppen geben bei Anforderung unverändertes Signal aus.	
22BV05 E002		
23BV05 E003	- Sicherung und Analogsignalverteiler (ZA013; 22HV25..7 D001)	
23BW05 E001		
23BW05 E002	- Integrator (XI01; 22HV25..7 D005)	
23BW05 E002	- Differenzverstärker (ZP212; 22HV25..7 D009)	

i) Ausfall der Reaktorschutzanregung $f < 47.2 \text{ Hz}$ (F79) (Frequenz an der Notstromschiene)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}/\text{h}$)/ Streufaktor
21BU07 E005	Gefährlicher Einzelfehler im Frequenz-Meßkanal	2,4/3
21BU07 E006		
21BU07 E007	· 1 v 3 Baugruppen geben bei Anforderung unverändertes Signal aus.	
22BV05 E005		
22BV05 E006		
23BV05 E007	- Sicherung und Analogsignalverteiler (ZA013; 22HV25..7 D041)	
23BW05 E005		
23BW05 E006	- Integrator (XI01; 22HV25..7 D053)	
23BW05 E007	- Differenzverstärker (ZP212; 22HV25..7 D045)	

j) Ansteuerung Entlastungsvorsteuerventile (F40 bis F51)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}/h$)/ Streufaktor
L001 1YZ45 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal 22YZ46	2,9/3
L011 1YZ46 SLT	U272 U03 (22TK31 S224 AUF)-Kanal 1.	
L001 2YZ46 SLT		
L011 2YZ46 SLT	· 1 v 2 Bauteilen geben bei Anforderung kein Signal aus.	
L001 3YZ45 SLT		
L001 3YZ46 SLT		
L001 1YZ47 SLT	- ODER-Baugruppe (VO11; 22HV33E A043/7)	
L021 1YZ47 SLT	- Speicherbaugruppe (VS11; 22HV33E A075/3)	
L001 2YZ47 SLT		
L011 2YZ47 SLT		
L011 3YZ47 SLT		
L021 3YZ47 SLT		
L002 1YZ45 SLT	Signal 22YZ46 U272 U03 Kanal 1 (22TK21 S224 AUF) fällt durch Eingangs-P-Schluß aus.	0,005/3
L012 1YZ46 SLT		
L002 2YZ46 SLT		
L012 2YZ46 SLT	· 1 Bauteil fällt durch Eingangs-P-Schluß aus.	
L002 3YZ45 SLT		
L002 3YZ46 SLT	- UND-Baugruppe (VU11; 22HV33E A051/4)	
L002 1YZ47 SLT		
L022 1YZ47 SLT		
L002 2YZ47 SLT		
L012 2YZ47 SLT		
L012 3YZ47 SLT		
L022 3YZ47 SLT		

j) Ansteuerung Entlastungsvorsteuerventile (F40 bis F51) (1. Fortsetzung)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}/h$)/ Streufaktor
L003 1YZ45 SLT	Signal 22YZ46 U272 U03 Kanal 1 (22TK31 S224	0,01/3
L013 1YZ46 SLT	AUF) fällt durch Eingangskurzschluß aus.	
L003 2YZ46 SLT		
L013 2YZ46 SLT	· 1 Bauteil fällt durch Eingangskurzschluß aus.	
L003 3YZ45 SLT		
L003 3YZ46 SLT		
L003 1YZ47 SLT	- Negierung/Speicherbaugruppe (VS11;	
L023 1YZ47 SLT	22HV33E A075/4)	
L003 2YZ47 SLT		
L013 2YZ47 SLT		
L013 3YZ47 SLT		
L023 3YZ47 SLT		
L004 1YZ45 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal 22YZ46	2,9/3
L014 1YZ46 SLT	U283 U03 Kanal 2 (22TK31 S224 AUF).	
L004 2YZ46 SLT		
L014 2YZ46 SLT	· 1 v 2 Bauteilen geben bei Anforderung kein	
L004 3YZ45 SLT	Signal aus.	
L004 3YZ46 SLT		
L004 1YZ47 SLT	- ODER-Baugruppe (VO11; 22HV33E A043/1)	
L024 1YZ47 SLT	- Speicherbaugruppe (VS11; 22HV33E A083/2)	
L004 2YZ47 SLT		
L014 2YZ47 SLT		
L014 3YZ47 SLT		
L024 3YZ47 SLT		

j) Ansteuerung Entlastungsvorsteuerventile (F40 bis F51) (2. Fortsetzung)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 10^{-6}/h$)/ Streufaktor
L005 1YZ45 SLT	Signal 22YZ46 U283 U03 Kanal 2 (22TK31 S224	0,005/3
L015 1YZ46 SLT	AUF) fällt durch Eingangs-P-Schluß aus.	
L005 2YZ46 SLT		
L015 2YZ46 SLT	· 1 Bauteil fällt durch Eingangs-P-Schluß aus.	
L005 3YZ45 SLT		
L005 3YZ46 SLT	- UND-Baugruppe (VU11; 22HV33E A051/5)	
L005 1YZ47 SLT		
L025 1YZ47 SLT		
L005 2YZ47 SLT		
L015 2YZ47 SLT		
L015 3YZ47 SLT		
L025 3YZ47 SLT		
L006 1YZ45 SLT	Signal 22YZ46 U283 U03 Kanal 2 (22TK31 S224	0,01/3
L016 1YZ46 SLT	AUF) fällt durch Eingangskurzschluß aus.	
L006 2YZ46 SLT		
L016 2YZ46 SLT	· 1 Bauteil fällt durch Eingangskurzschluß	
L006 3YZ45 SLT	aus.	
L006 3YZ46 SLT		
L006 1YZ47 SLT	- Negierung/Speicherbaugruppe	
L026 1YZ47 SLT	(VS11; 22HV33E A083/3)	
L006 2YZ47 SLT		
L016 2YZ47 SLT		
L016 3YZ47 SLT		
L026 3YZ47 SLT		

k) Nachkühlkette-Start (YZ60)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}/h$)/ Streufaktor
L001 1YZ60 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal 22YZ60	1,4/3
L001 2YZ60 SLT	U271*/11 (nach VS11).	
L001 3YZ60 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil gibt bei Anforderung kein Signal aus. - Speicherbaugruppe (VS11; 22HV33A A091/3) 	
L002 1YZ60 SLT	Signal 22YZ60 U271*/11 (nach VS11) fällt durch	0,005/3
L002 2YZ60 SLT	Eingangskurzschluß aus.	
L002 3YZ60 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil fällt durch Eingangs-P-schluß aus. - Speicherbaugruppe (VS11; 22HV33A A091/3) 	
L003 1YZ60 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal 22YZ60	1,5/3
L003 2YZ60 SLT	U271 U04 (Start VE-Pumpe).	
L003 3YZ60 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil gibt bei Anforderung kein Signal aus. - ODER-Baugruppe (VO11; 22HV33A A051/4) 	
L004 1YZ60 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal 22YZ60	1,9/3
L004 2YZ60 SLT	U271 U04 (Start VE-Pumpe über YZ60).	
L004 3YZ60 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil gibt bei Anforderung kein Signal aus. - UND-Baugruppe (VU11; 22HV33A A067/5) 	

k) Nachkühlkette-Start (YZ60) (1. Fortsetzung)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}/h$)/ Streu faktor
L005 1YZ60 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal 22YZ60	1,9/3
L005 2YZ60 SLT	U271 U04 (Start VE-Pumpe über YZ90).	
L005 3YZ60 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil gibt bei Anforderung kein Signal aus. - UND-Baugruppe (VU11; 22HV33A A067/6) 	
L006 1YZ60 SLT	Signal 22YZ60 U271 U04 (Start VE-Pumpe) fällt	0,02/3
L006 2YZ60 SLT	durch Eingangskurzschluß aus.	
L006 3YZ60 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 v 2 Bauteilen fallen durch Eingangskurzschluß aus. - Negierung/Speicherbaugruppe (VS11; 22HV33A A091/4) - ODER-Baugruppe (V011; 22HV33A A051/4) 	
L007 1YZ60 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal 22YZ60	1,5/3
L007 2YZ60 SLT	U271 U03 (Start TF-Pumpe).	
L007 3YZ60 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil gibt bei Anforderung kein Signal aus. - ODER-Baugruppe (V011; 22HV33A A051/5) 	

k) Nachkühlkette-Start (YZ60) (2. Fortsetzung)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}/h$)/ Streu faktor
L008 1YZ60 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signale 22YZ60	1,9/3
L008 2YZ60 SLT	U271 U03, U05 und U09 (Start TF-, TH/ND-Pumpen) über Signal YZ60 und Öffnen TH23 S202).	
L008 3YZ60 SLT		
	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil gibt bei Anforderung kein Signal aus. - UND-Baugruppe (VU11; 22HV33A A083/6) 	
L009 1YZ60 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal 22YZ60	1,9/3
L009 2YZ60 SLT	U271 U03 (Start TF-Pumpe über YZ90).	
L009 3YZ60 SLT		
	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil gibt bei Anforderung kein Signal aus. - UND-Baugruppe (VU11; 22HV33A A083/7) 	
L010 1YZ60 SLT	Signal 22YZ60 U271 U03 (Start TF-Pumpe) fällt	0,01/3
L010 2YZ60 SLT	durch Eingangskurzschluß aus.	
L010 3YZ60 SLT		
	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil fällt durch Eingangskurzschluß aus. - Negierung/Speicherbaugruppe (VS11; 22HV33A A099/1) 	

k) Nachkühlkette-Start (YZ60) (3. Fortsetzung)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}/h$)/ Streu faktor
L011 1YZ60 SLT	Signal 22YZ60 U271 U05 (Start TH/ND-Pumpe)	0,01P/3
L011 2YZ60 SLT	fällt durch Eingangskurzschluß aus.	
L011 3YZ60 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil fällt durch Eingangskurzschluß aus. - Negierung/Speicherbaugruppe (VS11; 22HV33A A099/2) 	
L012 1YZ60 SLT	Signal 22YZ60 U271 U09 (Öffnen	0,01/3
L012 2YZ60 SLT	Armatur/Mindestmengenleitung 22TH23 S202) fällt	
L012 3YZ60 SLT	durch Eingangskurzschluß aus.	
	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil fällt durch Eingangskurzschluß aus. - Negierung/Speicherbaugruppe (VS11; 22HV33A A155/3) 	
L014 1YZ60 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal 22YZ60	1,4/3
L014 2YZ60 SLT	U271 U02 (Öffnen 22TH23 S203).	
L014 3YZ60 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil gibt bei Anforderung kein Signal aus. - Negierung/Speicherbaugruppe (VS11; 22HV33A A091/2) 	

k) Nachkühlkette-Start (YZ60) (4. Fortsetzung)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}/h$)/ Streufaktor
L015 1YZ60 SLT	Signal 22YZ60 U271 U02 (Öffnen 22TH23 S203)	0,005/3
L015 2YZ60 SLT	fällt durch Eingangs-P-Schluß aus.	
L015 3YZ60 SLT		

- 1 Bauteil fällt durch Eingangs-P-Schluß aus.
- UND-Baugruppe (VU11; 22HV33A A067/3)

I) TH-System HD/ND RDB-Fluten (F62)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}/h$)/ Streifaktor
L001 1YZ62 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal 22YZ62	1,4/3
L001 2YZ62 SLT	U272 U02.	
L001 3YZ62 SLT		
L101 1YZ62 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil gibt bei Anforderung kein Signal aus. - Speicherbaugruppe (VS11; 22HV33A A107/1) 	
L002 1YZ62 SLT	Signal 22YZ62 U272 U02 fällt durch Eingangs-P-	0,005/3
L002 2YZ62 SLT	Schluß aus.	
L002 3YZ62 SLT		
L102 1YZ62 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil fällt durch Eingangs-P-Schluß aus. - UND-Baugruppe (VU11; 22HV33A A075/3) 	
L004 1YZ62 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal 22YZ62	1,4/3
L004 2YZ62 SLT	U272 U03 (Start TH-HD-Pumpe).	
L004 3YZ62 SLT		
	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil gibt bei Anforderung kein Signal aus. - Speicherbaugruppe (VS11; 22HV33A A107/2) 	
L005 1YZ62 SLT	Signal 22YZ62 U272 U03 fällt durch Eingangs-P-	0,005/3
L005 2YZ62 SLT	Schluß aus.	
L005 3YZ62 SLT		
	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil fällt durch Eingangs-P-Schluß aus. - UND-Baugruppe (VU11; 22HV33A A075/5) 	

I) TH-System HD/ND RDB-Fluten (F62) (1. Fortsetzung)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}/h$)/ Streufaktor
L006 1YZ62 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal 22YZ62	1,9/3
L006 2YZ62 SLT	U272 U03 (Start TH-HD-Pumpe).	
L006 3YZ62 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil gibt bei Anforderung kein Signal aus. - UND-Baugruppe (VU11; 22HV33A A075/6) 	
L007 1YZ62 SLT	Signal 22YZ62 U272 U03 fällt durch Eingangskurz-	0,04/3
L007 2YZ62 SLT	schluß aus.	
L007 3YZ62 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 v 4 Bauteilen fallen durch Eingangskurzschluß aus. - Speicherbaugruppe (VS11; 22HV33A A107/3) - UND-Baugruppe (VU11; 22HV33A A083/9) - UND-Baugruppe (VU11; 22HV33A A083/10) - Entkopplungsbaustein (FT12; 22HF15 J067/12) (-X03) 	
L008 1YZ62 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal 22YZ62	1,4/3
L008 2YZ62 SLT	U272 U04.	
L008 3YZ62 SLT		
L011 1YZ62 SLT	· 1 Bauteil gibt bei Anforderung kein Signal aus.	
L011 2YZ62 SLT		
L011 3YZ62 SLT	- Speicherbaugruppe (VS11; 22HV33A A107/4)	

I) TH-System HD/ND-RDB-Fluten (F62) (2. Fortsetzung)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}/h$)/ Streufaktor
L009 1YZ62 SLT	Signal 22YZ62 U272 U04 fällt durch Eingangs-P-	0,005/3
L009 2YZ62 SLT	Schluß aus.	
L009 3YZ62 SLT		
L012 1YZ62 SLT	· 1 Bauteil fällt durch Eingangs-P-Schluß aus.	
L012 2YZ62 SLT		
L012 3YZ62 SLT	- UND-Baugruppe (VU11; 22HV33A A075/8)	
L010 1YZ62 SLT	Signal 22YZ62 U272 U04 fällt durch Eingangskurz-	0,01/3
L010 2YZ62 SLT	schluß aus.	
L010 3YZ62 SLT		
L013 1YZ62 SLT	· 1 Bauteil fällt durch Eingangskurzschluß aus.	
L013 2YZ62 SLT		
L013 3YZ62 SLT	- Entkopplungsbaustein (FT12; 22HF15 J067/3) (-X04)	

m) TH-HD-Einspeisung abschalten (F65 bzw. F66)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}/h$)/ Strefaktor
L001 1YZ65 SLT	Signal 22YZ62 U272 U03 wird nicht abgesteuert.	0,02/3
L001 2YZ65 SLT		
L001 3YZ65 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil gibt trotz '0' an beiden Eingängen '1' am Ausgang. - UND-Baugruppe (VU11; 22HV33A A075/6) 	
L002 1YZ65 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal U01.	3/3
L002 2YZ65 SLT		
L002 3YZ65 SLT	· Abschätzung	
L002 1YZ65 SLT	Keine Absteuerung des EIN-Signals für HD-Pumpe 1 bei $L > LT1$.	2/3
	· Abschätzung	

n) TH-System ND-Kondensationskammer-Kühlen (F67)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 10^{-6}$ /h)/ Streufaktor
L001 1YZ67 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal 22YZ67	3,3/3
L001 2YZ67 SLT	U271 U01.	
L001 3YZ67 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 v 2 Bauteilen geben bei Anforderung kein Signal aus. - Speicherbaugruppe (VS11; 22HV33A A115/3) - UND-Baugruppe (VU11; 22HV33A A083/4) 	
L002 1YZ67 SLT	Signal 22YZ67 U271 U01 fällt durch Eingangs-P-	0,005/3
L002 2YZ67 SLT	Schluß aus.	
L002 3YZ67 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil fällt durch Eingangs-P-Schluß aus. - UND-Baugruppe (VU11; 22HV33A A083/3) 	
L003 1YZ67 SLT	Signal 22YZ67 U271 U01 fällt durch Eingangskurz-	0,01/3
L003 2YZ67 SLT	schluß aus.	
L003 3YZ67 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil fällt durch Eingangskurzschluß aus. - Speicherbaugruppe (VS11; 22HV33A A115/4) 	

o) Notschiene-Umschaltprogramm (F90)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}$ /h)/ Streufaktor
L001 1YZ90 SLT	Signal D*1S (nach Set-Ausgang RS 1) für Reserve- netz-Zuschaltung, Verbraucher-Abwurf und Diesel- Start fällt durch Eingangskurzschluß aus.	0,01/3
L001 2YZ90 SLT		0,02/3
L001 3YZ90 SLT		0,02/3
	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil, bzw. 1 v 2 Bauteilen fallen durch Ein- gangskurzschluß aus. # ODER-Baugruppe (V011;22HV33C A019/10) (Red.2u.3) - UND-Baugruppe (VU11; für Signalbildung "STAP"-Anregung) 	
L002 1YZ90 SLT	Signal D*11 (nach Zeitbaugruppe /11) für Reserve- netz-Zuschaltung und Verbraucher-Abwurf fällt durch Eingangskurzschluß aus.	0,01/3
L002 2YZ90 SLT		
L002 3YZ90 SLT		
	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil fällt durch Eingangskurzschluß aus. - ODER-Baugruppe (VO11; 22HV33C A019/7) 	

o) Notschiene-Umschaltprogramm (F90) (1. Fortsetzung)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}$ /h)/ Streu faktor
L003 1YZ90 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal X26 für	2,0/3
L003 2YZ90 SLT	Reservenetz-Zuschaltung.	
L003 3YZ90 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 v 2 Bauteilen geben bei Anforderung kein Signal aus. - UND-Baugruppe (VU11; 22HV33C A027/1) - Schlüsselschalter (M88969-B0898; 22LG11C L015) für Signal 22GY20 H214 XH51 	
L004 1YZ90 SLT	Signal X26 für Reservenetz-Zuschaltung fällt durch	0,01/3
L004 2YZ90 SLT	Eingangskurzschluß aus.	
L004 3YZ90 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil fällt durch Eingangskurzschluß aus. - UND-Baugruppe (VU11; 22HV33C A027/1) 	
L005 1YZ90 SLT	Signal U01 für Freischaltung der Abgangsschalter	0,02/3
L005 2YZ90 SLT	fällt durch Eingangskurzschluß aus.	
L005 3YZ90 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 v 2 Bauteilen fallen durch Eingangskurzschluß aus. - ODER-Baugruppe (V011; 22HV33C A019/8) - Negierung/Speicherbaugruppe (VS11; 22HV33C A083/1) 	

o) Notschiene-Umschaltprogramm (F90) (2. Fortsetzung)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}/h$)/ Streu faktor
L006 1YZ90 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal U01 für Freischaltung der Abgangsschalter.	1,5/3
L006 2YZ90 SLT		
L006 3YZ90 SLT		
	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil gibt bei Anforderung kein Signal aus. - ODER-Baugruppe (VO11; 22HV33C A019/7) 	
L008 1YZ90 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal U12 (AUS-Befehl für TF-, TH- und VE-Pumpen).	1,5/3
L008 2YZ90 SLT		
L008 3YZ90 SLT		
	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil gibt bei Anforderung kein Signal aus. - ODER-Baugruppe (V011; 22HV33C A019/8) 	
L010 1YZ90 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal U02 für Diesel-Start und Verbraucher-Abwurf.	4,0/3
L010 2YZ90 SLT		
L010 3YZ90 SLT		
	<ul style="list-style-type: none"> · 1 v 4 Bauteilen geben bei Anforderung kein Signal aus. - UND-Baugruppe (VU11; 22HV33C A027/9) - UND-Baugruppe (VU11; 22HV33C A027/4) - Schlüsselschalter (E82100-A501-L9; 22HV33C A131/1) für Signal 22YZ90 H251 XH51 - Schlüsselschalter (M88969-B0898; 22LG21C L017) für Signal 22GY20 H211 XH51) - vgl. Bemerkung 	

o) Notschiene-Umschaltprogramm (F90) (3. Fortsetzung)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}$ /h)/ Streufaktor
L011 1YZ90 SLT	Signal U02 für Diesel-Start und Verbraucher-Ab-	0,05/3
L011 2YZ90 SLT	wurf fällt durch Eingangskurzschluß aus.	
L011 3YZ90 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 v 5 Bauteilen fallen durch Eingangskurzschluß aus. - ODER-Baugruppe (V011; 22HV33C A019/5) - UND-Baugruppe (VU11; 22HV33C A027/4) - UND-Baugruppe (VU11; 22HV33C A027/9) - Schlüsselschalter (M88969-B0898; 22LG21C L017) für Signal 22GY20 H211 XH51 - Schlüsselschalter (E82100-A501-L9; 22HV33C A131/1) für Signal 22YZ90 H251 XH51 	
L013 1YZ90 SLT	Signal U04 fällt durch Eingangskurzschluß aus .	0,01/3
L013 2YZ90 SLT		
L013 3YZ90 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil fällt durch Eingangskurzschluß aus. - ODER-Baugruppe (V011; 22HV33C A019/4) 	
L015 1YZ90 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal U03 für	1,5/3
L015 2YZ90 SLT	Diesel-Zuschaltung.	
L015 3YZ90 SLT	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil gibt bei Anforderung kein Signal aus. - ODER-Baugruppe (VO11; 22HV33C A019/5) 	

o) Notschiene-Umschaltprogramm (F90) (4. Fortsetzung)

Kennzeichnung	Beschreibung	Ausfallrate ($\cdot 1 \cdot 10^{-6}$ /h)/ Streufaktor
L016 1YZ90 SLT	Signal D*2 (nach Zeitbaugruppe /2) für Dieselbelastungsstufen steht fehlerhaft an.	0,01/3
L016 2YZ90 SLT		
L016 3YZ90 SLT		
	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil gibt fehlerhaft '1'-Signal aus. - ODER-Baugruppe (VO11; 22HV33C A019/1) 	
L017 1YZ90 SLT	Signal U08 für Dieselbelastungsstufe (DBS) 1 fällt durch Eingangskurzschluß aus.	0,01/3
L017 2YZ90 SLT		
L017 3YZ90 SLT		
	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil fällt durch Eingangskurzschluß aus. - Negierung/Speicherbaugruppe (VS11; 22HV33C A083/3) 	
L019 1YZ90 SLT	Statischer Logikteil unterdrückt Signal D31 für DBS 3.	1,9/3
L019 2YZ90 SLT		
L019 3YZ90 SLT		
	<ul style="list-style-type: none"> · 1 Bauteil gibt bei Anforderung kein Signal aus. - UND-Baugruppe (VU11; 22HV33C A027/3) 	

Bemerkungen:

- a) Es wird in den Fehlerbäumen für das 'Dieselbetriebsversagen' nicht berücksichtigt, daß drei Dieselbelastungsstufen gleichzeitig starten und dadurch den Diesel wegen Überlast von der Schiene trennen. Voraussetzung hierfür ist, daß mindestens zwei Zeitstufen (A043, A051) ohne Verzögerung durchschalten. Da diese beiden Zeitbaugruppen aber schon in den übergreifenden Bauteilausfällen durch "Baugruppe verzögert Ausgangssignal zu lange" dergestalt Berücksichtigung finden, daß die Dieselbelastungsstufen überhaupt nicht starten, kann dieser Doppelfehler vernachlässigt werden.

- b) zu L010 2YZ90 STL:
Es wird nicht berücksichtigt, daß die Negierung/Speicherbaugruppe VS11 (22HV33C A035/4) bei Anforderung kein Signal ausgibt und damit einen Eingang des nachgeschalteten UND-Bausteins mit '0' beaufschlagen würde. Sowohl die Möglichkeit eines Drahtbruches wird innerhalb der Baugruppe überwacht (Drahtbruchüberwachung Ü3) als auch die doppelte '0' am Ausgang durch die Antivalenzüberwachung Ü2.

3.3.2.3 Zuverlässigkeitskenngrößen für gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA)

Für die SWR-Sicherheitsanalyse wurden keine neuen eigenständigen Entwicklungen zur Bewertung gemeinsam verursachter Ausfälle vorgenommen. Die Bewertung stützt sich im wesentlichen auf die Arbeiten zur Deutschen Risikostudie /GRS 90/ ab. Auf der Grundlage der im folgenden beschriebenen Betrachtungen wurden die Daten aus der Betriebserfahrung im Hinblick auf die Verhältnisse in KRB-II-B auf Übertragbarkeit überprüft und überarbeitet.

Systeme mit mehreren (redundanten) Strängen erreichen sehr hohe Zuverlässigkeiten, weil jeweils der Ausfall mehrerer Stränge erforderlich ist, um das System funktionsunfähig zu machen. Je höher der Redundanzgrad, umso unwahrscheinlicher ist es, daß ein Systemausfall durch zufälliges Zusammentreffen mehrerer unabhängiger Ausfälle in verschiedenen Strängen bewirkt wird. Dagegen können Ausfälle, die aufgrund ihres Wirkungsmechanismus gleichzeitig mehrere Stränge betreffen, die Zuverlässigkeit solcher Systeme wesentlich beeinflussen. Ausfälle dieser Art sind daher in den Analysen geeignet zu berücksichtigen.

3 v 4-Ausfälle. Ausfallkombinationen mit geringerer Zahl ausgefallener Redundanzen, sofern sie nur in Verbindung mit weiteren unabhängigen Ausfällen zu Systemausfällen führen, fallen i.a. weniger ins Gewicht.

Eine direkte statistische Schätzung der interessierenden Größen erweist sich in praktisch fast allen Fällen als nicht möglich, weil für das betrachtete und für andere gleichartige Systeme meist keine Ausfälle der betrachteten Redundanzgrade beobachtet wurden. Die Anwendung von Null-Fehler-Statistiken führt wegen zu kurzer Beobachtungszeiten zu unrealistischen Abschätzungen.

Aus dem Betrieb von Kernkraftwerken liegen Erfahrungen mit Ausfällen aufgrund einer gemeinsamen Ursache vor. Sie sind auf die Gegebenheiten der zu betrachtenden Anlage jedoch häufig nicht direkt übertragbar, weil

- sie meist in anderen Anlagen an Systemen auftraten, die gegenüber den in der Analyse interessierenden Systemen mehr oder weniger deutliche Unterschiede aufweisen und/oder
- dabei andere als die interessierenden Ausfallkombinationen auftraten, in der Regel mit einer geringeren Zahl ausgefallener Redundanzen.

Wegen dieser Unterschiede zu dem in der Fehlerbaumanalyse interessierenden Fall können solche Ereignisse für die Abschätzung von GVA-Daten nur in Kombination mit einer technischen Bewertung herangezogen werden. Zum einen ist zu beurteilen, ob und in welcher Weise ein beobachteter Fall auf die Verhältnisse der Analyse übertragbar ist, zum anderen ist zu beurteilen, mit welcher Wahrscheinlichkeit er zu einer anderen Ausfallkombination (z. B. 3 v 3) als der beobachteten (z. B. 2 v 4) führen kann. Die Berücksichtigung solcher nur mittelbar anwendbaren Erfahrungen ist unumgänglich wegen des geringen Umfangs direkt verwertbarer Beobachtungen.

Die Auswertung der aufgetretenen Fälle zeigt, daß die Fehler zumeist auf sehr spezifische Eigenschaften der betroffenen Einrichtungen zurückzuführen sind. Z. B. können Korrosionserscheinungen u. U. nur bei einer speziellen Materialpaarung und ganz bestimmten chemischen Eigenschaften des umgebenden Mediums auftreten. In der Regel liegen dieselben Verhältnisse wie in dem beobachteten Fall bei dem in der Fehlerbaumanalyse zu betrachtenden System nicht vor, so daß genau der beobachtete GVA-Fehler dort gar nicht auftreten kann. Werden strenge Kriterien für die Übertragbarkeit angelegt, scheiden damit die meisten beobachteten Fälle aus.

Sollen sie zur Erweiterung des Beobachtungsumfangs dennoch herangezogen werden, dann stellt sich die Frage, wie die Grenze zwischen noch berücksichtgbaren und nicht mehr berücksichtgbaren Ereignissen zu ziehen ist. Diese Entscheidung muß sich am Ziel der Auswertung orientieren. Dieses ist die Ermittlung der bestmöglichen Abschätzung von GVA-Wahrscheinlichkeiten für die in den Fehlerbaumanalysen zu betrachtenden Systeme. Für die Berücksichtigung eines Ereignisses müssen zwei Bedingungen erfüllt sein:

- Die betroffenen technischen Einrichtungen müssen mit den in der Analyse zu betrachtenden ein Mindestmaß an Ähnlichkeit aufweisen,
- ähnliche Fehlermechanismen dürfen bei den in der Analyse zu betrachtenden Systemen nicht ausgeschlossen oder so unwahrscheinlich sein, daß die Übertragung erkennbar zu einer Fehlbeurteilung führt.

Die Zeit, während der ein Komponentenfehler unentdeckt bleiben kann, ist für die quantitative Bewertung von GVA-Ausfällen aus zwei Gründen von großer Bedeutung. Zum einen ist die Wahrscheinlichkeit, daß ein GVA-Ausfall in einem System und ein Anforderungsfall des Systems zusammentreffen, direkt proportional zur Zeit zwischen dem Ausfall und seiner Entdeckung. Zum anderen ist bei einer Reihe von Ursachen wie Korrosion, Verkleben, Verschleiß etc., die erst nach einer gewissen Zeitdauer zu einem Komponentenausfall führen, bereits die Eintrittswahrscheinlichkeit eines GVA-Ausfalls sehr von der Zeit bis zur Entdeckung des Fehlers abhängig.

Zur Veranschaulichung wird angenommen, daß bei einem häufig und bei einem selten geprüften System ein bestimmter Fehlermechanismus mit gleicher Wahrscheinlichkeit zur Beeinträchtigung von Komponenten führt. Bei langen Zeiten bis zur Entdeckung kann dies zum Ausfall mehrerer Komponenten führen, die dann bei Anforderung gleichzeitig nicht zur Verfügung stehen. Bei häufiger Prüfung kann je nach ihrer Art bereits der Ausfall der ersten Komponente oder sogar schon eine sich anbahnende Beeinträchtigung erkannt und so der Eintritt eines GVA-Ausfalls verhindert werden.

Bei der Verwertung beobachteter Ereignisse zur Abschätzung von GVA-Häufigkeiten sind daher Unterschiede in Art und Häufigkeit der Instandhaltung, insbesondere von Prüfungen und sonstigen Fehlerentdeckungsmöglichkeiten zu berücksichtigen. Werden z. B. mehrere Armaturen, die jährlich geprüft werden, wegen Korrosion schwergängig gefunden, dann ist ein solches Ereignis auf ein viersträngiges System, von dem

jede Woche ein Strang geprüft wird, in der Regel nur mit stark reduzierter Häufigkeit übertragbar. Aus den o. a. Überlegungen ergeben sich für die Abschätzung von GVA-Daten die nachstehenden Folgerungen:

- Da GVA-Ausfälle erheblichen Einfluß auf das Ergebnis der Fehlerbaumanalysen haben können, sind Abschätzungen ihrer Wahrscheinlichkeiten für möglichst alle Komponenten vorzunehmen.
- Da direkt übertragbare GVA-Ereignisse selten sind, werden im Interesse einer möglichst großen Erfahrungsbasis auch bedingt übertragbare Ereignisse berücksichtigt. Die Ergebnisse beziehen sich auf relativ allgemein definierte Komponentengruppen (z. B. Pumpe mit Elektromotor ohne weitere Differenzierung).
- Um Fehlbeurteilungen aufgrund mangelnder Übertragbarkeit möglichst zu vermeiden, ist jeder beobachtete Einzelfall einer technischen Bewertung zu unterziehen. Es werden die Fälle berücksichtigt, wenn bei den zu analysierenden Systemen vergleichbare Fehler möglich sind.
- Die Notwendigkeit, auch nicht direkt übertragbare Ereignisse zur Beurteilung heranzuziehen, hat zur Folge, daß das Ergebnis keine statistische Schätzung im klassischen Sinne, sondern eine am BFR-Model /ATW 83/ orientierte Expertenbeurteilung darstellt, die sich jedoch in größtmöglichem Umfang auf die vorhandene Betriebserfahrung abstützt.

Verwertbare Betriebserfahrung liegen in unterschiedlichen Detaillierungen vor. Für die DRS-B wurden die folgenden drei Quellen für den Erfassungszeitraum bis Ende 1986 ausgewertet:

- Berichte des Incident Reporting System (IRS) der OECD
Die Berichte decken über ca. 1.000 Betriebsjahre in Kernkraftwerken der OECD-Länder ab, d. h. der Erfahrungsumfang ist groß. Entsprechend den unterschiedlichen Gegebenheiten in den verschiedenen Ländern sind die Ereignisse oft schwer übertragbar. Die Meldekriterien zielen auf sicherheitstechnisch bedeutsamere Ereignisse. D. h., es ist zu erwarten, daß GVA-Ereignisse bevorzugt dann berichtet werden, wenn sie wichtige Sicherheitssysteme betreffen und tatsächlich zu Ausfällen führten.

- Berichte über besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland

Diese Berichte decken mit ca. 100 Betriebsjahren etwa 10 % des Erfahrungsumfangs der IRS-Berichte ab. Da es sich um deutsche Vorkommnisse handelt, sind sie viel häufiger übertragbar als die IRS-Ereignisse. Da auch sicherheitstechnisch weniger bedeutsame Fälle erfaßt werden, ist eine größere Vollständigkeit gegeben.

- Erfassung von Zuverlässigkeitsdaten in Biblis /HOE 84/

Diese Erfassung deckt mit ca. 3,8 Jahren den kürzesten Zeitraum ab und liefert entsprechend wenige Ereignisse. Sie hat den Vorteil, daß Fehler an den betrachteten Systemen ohne Rücksicht auf ihre sicherheitstechnische Bedeutung vollständig erfaßt wurden.

Die verschiedenen Modelle zur Quantifizierung wurden bewertet. Eine modifizierte Form des "Binomial Failure Rate (BFR) Modelles" wurde für die Abschätzung der benötigten Zuverlässigkeitsparameter zugrunde gelegt. Modelle, wie das Beta-Faktor- oder das Multiple-Greek-Letter-Modell (MGM-Modell), korrelieren die Häufigkeit von Mehrfachausfällen über einen aus der Betriebserfahrung zu ermittelnden Faktor mit der Häufigkeit unabhängiger Ausfälle. Dabei müssen die Korrelationsfaktoren aus der gleichen Datenquelle ermittelt werden wie die Häufigkeit unabhängiger Ausfälle. Bei Verwendung anlagenspezifischer Kenngrößen für unabhängige Ausfälle sind die Parameter für diese Modelle nicht ausreichend schätzbar. Sie sind deshalb weniger geeignet.

Bei der Bewertung und Quantifizierung sind folgende Voraussetzungen bzw. Annahmen zu beachten:

- Eine Abschätzung auf Systemebene ist nicht möglich, weil die Vergleichbarkeit der Systeme in der Regel nicht gegeben ist.
- Abschätzungen werden für Komponentengruppen vorgenommen, weil hierfür eher eine Vergleichbarkeit gegeben und überprüfbar ist.
- Für jedes relevante Ereignis in den genannten Quellen werden die Anwendbarkeit und Übertragbarkeit technisch bewertet und die Parameter des BFR-Modells geschätzt. Dabei werden die Betriebszeiten mehrfach vorhandener, gleichartiger Komponentengruppen zusammengefaßt.

- Die Übertragbarkeit wird unter Berücksichtigung der Entdeckungswahrscheinlichkeit in der Referenzanlage bewertet.
- Unsicherheitsfaktoren werden abgeschätzt, wobei für die oberen Grenzen auf die Kompatibilität mit der Betriebserfahrung in der BRD geachtet wird.
- In Fällen sehr hoher Redundanzgrade von Komponenten werden Grenzschatzungen vorgenommen, wenn der Anwendungsbereich des modifizierten BFR-Modells überschritten ist.

Im folgenden wird das verwendete BFR-Modell näher erläutert. Die Ausfallwahrscheinlichkeit auf Anforderung P_{GVA} (Erwartungswert) infolge eines GVA ergibt sich aus der Betriebserfahrung durch die Anzahl der beobachteten GVA-Ereignisse n_{GVA} , dem Beobachtungszeitraum T_B , der Anzahl der beobachteten Komponentengruppen n_{KG} und der Fehlerentdeckungszeit T_{GVA} durch

$$P_{GVA} = \frac{n_{GVA} \cdot T_{GVA}}{T_B \cdot n_{KG}} \cdot f_u \quad (1)$$

Der Faktor f_u ist ein Korrekturfaktor für die Bewertung der Übertragbarkeit des beobachteten GVA-Ereignisses auf die betreffende Anlage und wird als Wert zwischen 0 (Ereignis ist nicht übertragbar) und 1 (Ereignis ist vollständig übertragbar) abgeschätzt. In der Regel wurde der Korrekturfaktor 1 verwendet.

Die bedingten Wahrscheinlichkeiten der möglichen Ausfallkombinationen p_{nvm} (Ausfall von n Komponenten von m vorhandenen Komponenten) berechnet sich durch

$$p_{nvm} = \binom{m}{n} \cdot p^n (1-p)^{m-n} \quad (2)$$

Hierbei ist p die bedingte Wahrscheinlichkeit des Ausfalles einzelner Komponenten bei Eintritt eines GVA. Die bedingte Wahrscheinlichkeit p ist modellgemäß für alle Komponenten gleich und unabhängig von dem Ausfall der anderen Komponenten der gleichen Gruppe. Der Wert für p wird aus der Betriebserfahrung abgeschätzt und ergibt sich in der Regel als Maximum-Likelihood-Schätzung des Verhältnisses der Anzahl der ausgefallenen Komponenten zu der Gesamtzahl der vorhandenen Komponenten bei dem beobachteten Ereignis. In einigen Fällen wurde aufgrund technischer Bewertung oder aus Übertragbarkeitsgründen (z. B. unterschiedliche Prüfintervalle bei dem beobachteten und dem zu analysierenden System) ein anderer Wert für p abgeschätzt.

Die Ausfallwahrscheinlichkeiten der einzelnen beobachteten GVA-Ereignisse $P_{GVA} \cdot p_{nvm}$ aus einer Quelle werden aufsummiert und dann die Summe $P_{Quil, nvm}$ aus jeder Quelle entsprechend der Anzahl der verwendeten Quellen n_{Quil} logarithmisch gemittelt. Die Ausfallwahrscheinlichkeit der möglichen Ausfallkombinationen ergibt sich durch

$$P_{GVA, nvm} = e^{\frac{\sum_i n P_{Quil, nvm}}{n_{Quil}}} \quad (3)$$

Die mit den vorstehenden Beziehungen erhaltenen Schätzwerte von $P_{GVA, nvm}$ werden als die Erwartungswerte interpretiert. Die Unsicherheit der Erwartungswerte wird durch geschätzte Streufaktoren berücksichtigt. Die Schätzung der Streufaktoren muß berücksichtigen, daß die Unsicherheit mit steigender Zahl der ausgefallenen Komponenten steigt. Es wurden überwiegend Ausfälle geringer Anzahl beobachtet. Für Ausfälle von 2 Komponenten wird ein Unsicherheitsfaktor von 5 angesetzt, für Dreifach- und Vierfachausfälle Unsicherheitsfaktoren von 7 bzw. 12. Damit deckt der subjektive 90 %-Vertrauensbereich der Wahrscheinlichkeit von Vierfachausfällen einen Bereich von etwa zwei Zehnerpotenzen ab. Damit soll auch die Unsicherheit der Modellannahmen, die zur Ermittlung dieser Werte erforderlich sind, erfaßt werden.

Zur Erläuterung der Vorgehensweise bei der Berechnung der gemeinsam verursachten Ausfälle (GVA) wird im folgenden als Beispiel die Berechnung der GVA-Daten für die Hochdruckpumpen beschrieben.

In KRB-II-B sind 3 Hochdruckpumpen vorhanden, die als achtstufige horizontal eingebaute Kreiselpumpen mit Elektromotor (1.100 kW) ausgeführt sind. Die drei Pumpen werden innerhalb des monatlichen Testintervalls versetzt getestet. Nach der Prüfung der dritten Pumpe vergehen zwei Wochen bis zur Prüfung der ersten.

Zur Ermittlung der Unverfügbarkeitszeiten der Pumpen aufgrund eines GVA wird angenommen, daß ein GVA erst nach dem Ausfall der zweiten Pumpe als GVA erkannt wird und dann eine Behebung der GVA-Ursache erfolgt. Die früheste Entdeckungszeit und demnach kürzeste Unverfügbarkeitszeit eines GVA der Hochdruckpumpen beträgt dann 336 h bis 504 h. Für die weiteren Rechnungen wird eine mittlere Entdeckungszeit $T_{GVA} = 420$ h festgelegt.

In der folgenden Tabelle 3.28 sind die für die HD-Einspeisepumpen berücksichtigten GVA-Ereignisse, die hieraus abgeschätzten Parameter und die entsprechenden Ergebnisse nach Glg. (3) und (4) aufgeführt.

Die in der Spalte "Ereignis" für Ereignisse aus der Quelle "Be Vor" aufgeführten Bezeichnungen beziehen sich auf die Nummern der entsprechenden Vorkommismeldungen und die aus der Quelle "IRS" auf die entsprechenden Berichtsnummern des IRS.

Tab. 3.28 GVA-Daten für KRB-II-B, HD-Einspeisepumpen ($T_{GVA} = 420$ h)

Quelle	Ereignis	T_B [a]	n_{KG}	$f_{\dot{u}}$	p	$P_{GVA,nvm}$ 2v3	$P_{GVA,nvm}$ 3v3
Biblis-B	PC111	3,75	13	1,0	0,50	$3,7 \cdot 10^{-4}$	$1,2 \cdot 10^{-4}$
BeVor	84/081	100,00	5	1,0	0,50	$3,6 \cdot 10^{-5}$	$1,2 \cdot 10^{-5}$
BeVor	85/038	100,00	5	1,0	0,50	$3,6 \cdot 10^{-5}$	$1,2 \cdot 10^{-5}$
BeVor	85/229-231	100,00	10	1,0	0,75	$2,0 \cdot 10^{-5}$	$2,0 \cdot 10^{-5}$
IRS	3	1.000,00	3	0,1	1,00	0	$1,6 \cdot 10^{-6}$
IRS	14 (I)	1.000,00	3	1,0	0,40	$4,6 \cdot 10^{-6}$	$1,0 \cdot 10^{-6}$
IRS	14 (II)	1.000,00	3	1,0	0,60	$6,9 \cdot 10^{-6}$	$3,5 \cdot 10^{-6}$
IRS	238 (IV)	1.000,00	3	1,0	0,40	$4,6 \cdot 10^{-6}$	$1,0 \cdot 10^{-6}$
IRS	285	1.000,00	3	1,0	0,40	$4,6 \cdot 10^{-6}$	$1,0 \cdot 10^{-6}$
IRS	553	1.000,00	3	1,0	0,40	$4,6 \cdot 10^{-6}$	$1,0 \cdot 10^{-6}$
Biblis-B	Summe der Ereignisse					$3,7 \cdot 10^{-4}$	$1,2 \cdot 10^{-4}$
BeVor	Summe der Ereignisse					$9,2 \cdot 10^{-5}$	$4,4 \cdot 10^{-5}$
IRS	Summe der Ereignisse					$2,5 \cdot 10^{-5}$	$9,1 \cdot 10^{-6}$
Mittelung der Quellen						$9,5 \cdot 10^{-5}$	$3,7 \cdot 10^{-5}$
K-Faktor						5	7

In der Tabelle 3.29 sind die für die Behandlung der GVA-Ausfälle in der SWR-Sicherheitsanalyse verwendeten Zuverlässigkeitskennzahlen aufgeführt. Bei den Ausfallkombinationen > 4 v m ist die Summe der Ausfallwahrscheinlichkeiten von 5 v m bis m v m angegeben. Zur Ermittlung der GVA-Zuverlässigkeitskennzahlen für 220-V- und 24-V-Batterie incl. Sicherung, für Grenzsinalgeber und für Meßwerterfassung waren keine Daten vorhanden. Sie sind deshalb als obere Grenzwerte abgeschätzt worden, um ihre Relevanz bezüglich des Endergebnisses abschätzen zu können. Alle anderen GVA-Zuverlässigkeitskennzahlen sind aus der Betriebserfahrung gemäß dem o. a. Modell ermittelt worden.

Tabelle 3.29 Zuverlässigkeitskennzahlen für gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA)

Komponentengruppe	BMA	T _{GVA} [h]	Ausfall- kombinationen	Ausfallart	Ausfallwahr- scheinlichkeit - Erwartungswert	Ausfallwahrchein- lichkeit K-Faktor
220-V-Batterie incl. Sicherung		8 760	3 v 3	keine Spannung	$2 \cdot 10^{-5}$	12
24-V-Batterie incl. Sicherung		8 760	3 v 3	keine Spannung	$2 \cdot 10^{-5}$	12
Grenzsignalgeber		8 760	*	Fehljustierung	$3 \cdot 10^{-5}$	12
Grenzsignalgeber		1 344	*	Fehljustierung	$1 \cdot 10^{-5}$	12
Meßwerterfassung DK-RGB-Diffdr. 3-Gruppe		8 760	2 v 3	Meßwert folgt nicht	$2,2 \cdot 10^{-4}$	5
			3 v 3		$1,5 \cdot 10^{-4}$	7
Meßwerterfassung DK-RGB-Diffdr. 6-Gruppe		8 760	2 v 6	Meßwert folgt nicht	$4,0 \cdot 10^{-5}$	5
			3 v 6		$1,1 \cdot 10^{-4}$	7
			4 v 6		$1,7 \cdot 10^{-4}$	12
			> 4 v 6		$1,8 \cdot 10^{-4}$	12

* für einen Grenzwert

Tabelle 3.29 Zuverlässigkeitskennzahlen für gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA)

Fortsetzung Seite 2

Komponentengruppe	BMA	T _{GVA} [h]	Ausfall- kombinationen	Ausfallart	Ausfallwahr- scheinlichkeit - Erwartungswert	Ausfallwahr- schein- lichkeit K-Faktor
Meßwerterfassung Freq. 10-KV-NS		1 344	6 v 9 %	Meßwert folgt nicht	$3 \cdot 10^{-6}$	12
Meßwerterfassung Temp. KOKA		168	8 v 10	Meßwert folgt nicht	$1 \cdot 10^{-6}$	12
Meßwerterfassung Füllstand		672	8 v 9	Meßwert folgt nicht	$5 \cdot 10^{-6}$	12
Meßwerterfassung Druck RDB		8 760	6 v 9 %	Meßwert folgt nicht	$1 \cdot 10^{-5}$	12
Meßwerterfassung Spannung 10-KV-NS		1 344	6 v 9 %	Meßwert folgt nicht	$3 \cdot 10^{-6}$	12
Relais A1/A11		672	2 v 20	Relaiskleben	$3,6 \cdot 10^{-4}$	5
			3 v 20		$1,1 \cdot 10^{-4}$	7
			4 v 20		$2,6 \cdot 10^{-5}$	12
			> 4 v 20		$2,6 \cdot 10^{-5}$	12

Tabelle 3.29 Zuverlässigkeitskennzahlen für gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA)

Fortsetzung Seite 3

Komponentengruppe	BMA	T _{GVA} [h]	Ausfall- kombinationen	Ausfallart	Ausfallwahr- scheinlichkeit - Erwartungswert	Ausfallwahr- scheinlichkeit K-Faktor
Notstromdiesel GY10-30D101		672	2 v 3	Startversagen	$1 \cdot 10^{-3}$	5
			3 v 3		$3 \cdot 10^{-4}$	7
ISO-Ventile RA01-41S101/102	KAB	8 760	2 v 10	schließen nicht	$2,3 \cdot 10^{-4}$	5
			3 v 10		$2,7 \cdot 10^{-4}$	7
			4 v 10		$2,0 \cdot 10^{-4}$	12
			> 4 v 10		$1,5 \cdot 10^{-4}$	12
pneum. Vorsteuerventile RD		8 760	4 v 20	öffnen nicht	$1,5 \cdot 10^{-3}$	12
			> 4 v 20		$9 \cdot 10^{-3}$	12
magn. Vorsteuerventile RD		672	4 v 40	öffnen nicht	$1,3 \cdot 10^{-6}$	12
			> 4 v 40		$1,4 \cdot 10^{-3}$	12

Tabelle 3.29 Zuverlässigkeitskennzahlen für gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA)

Fortsetzung Seite 4

Komponentengruppe	BMA	T _{GVA} [h]	Ausfall- kombinationen	Ausfallart	Ausfallwahr- scheinlichkeit - Erwartungswert	Ausfallwahr- scheinlichkeit K-Faktor
TF-Zwischenkühler TF10-30B101/102		200	2 v 3	keine Wärmeübertragung	$4,3 \cdot 10^{-6}$	5
			3 v 3		$1,4 \cdot 10^{-6}$	7
Nachwärmekühler TH13-33B101/102		200	2 v 6	keine Wärmeübertragung	$6,8 \cdot 10^{-7}$	5
			3 v 6		$2,1 \cdot 10^{-6}$	7
			4 v 6		$3,7 \cdot 10^{-6}$	12
			> 4 v 6		$4,8 \cdot 10^{-6}$	12
ND-Nachkühlpumpe TH13-33D101	KPA	200	2 v 3	Startversagen	$4,1 \cdot 10^{-5}$	5
			3 v 3		$1,6 \cdot 10^{-5}$	7
Rückschlagklappe TH10-30S104	KAP	200	2 v 3	öffnen nicht	$3,7 \cdot 10^{-6}$	5
			3 v 3	öffnen nicht	$5,6 \cdot 10^{-7}$	7

Tabelle 3.29 Zuverlässigkeitskennzahlen für gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA)

Fortsetzung Seite 5

Komponentengruppe	BMA	T _{GVA} [h]	Ausfall- kombinationen	Ausfallart	Ausfallwahr- scheinlichkeit - Erwartungswert	Ausfallwahr- scheinlichkeit K-Faktor
Rückschlagventil TH13-33S203	KAN	200	2 v 3	öffnen nicht	$3,7 \cdot 10^{-6}$	5
			3 v 3		$5,6 \cdot 10^{-7}$	7
Absperrschieber TH13-33S202 TH13-33S107	KAA	200	2 v 3	öffnen nicht	$7,1 \cdot 10^{-5}$	5
			3 v 3		$3,6 \cdot 10^{-5}$	7
Absperrschieber TH13-33S107	KAA	200	2 v 3	schließt nicht nach Öffnen	$1,8 \cdot 10^{-5}$	5
			3 v 3		$4,5 \cdot 10^{-6}$	7
Zwischenkühlkreis- pumpen TF10-30D101	KPA	168	2 v 3	Startversagen	$3,8 \cdot 10^{-5}$	5
			3 v 3		$1,5 \cdot 10^{-5}$	7
Komponentenkühl- kreispumpen TF11/12D101	KPA	672	2 v 2	Startversagen	$1,1 \cdot 10^{-4}$	5

Tabelle 3.29 Zuverlässigkeitskennzahlen für gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA)

Fortsetzung Seite 6

Komponentengruppe	BMA	T _{GVA} [h]	Ausfall- kombinationen	Ausfallart	Ausfallwahr- scheinlichkeit - Erwartungswert	Ausfallwahr- scheinlichkeit K-Faktor
Rückschlagventil TH13-33S103	KAN	8 760	2 v 3	öffnen nicht	$1,9 \cdot 10^{-4}$	5
			3 v 3		$3,3 \cdot 10^{-5}$	7
Absperrschieber TH13-33S108	KAA	420	2 v 3	schließen nicht	$1,5 \cdot 10^{-4}$	5
			3 v 3	schließen nicht	$7,6 \cdot 10^{-5}$	7
Absperrschieber TH13-33S108	KAA	420	2 v 3	öffnen nicht nach schließen	$3,8 \cdot 10^{-5}$	5
			3 v 3		$1,9 \cdot 10^{-5}$	7
HD-Einspeisepumpe TH14-34D101	KPA	420	2 v 3	Startversagen	$9,5 \cdot 10^{-5}$	5
			3 v 3		$3,7 \cdot 10^{-5}$	7
Vorsteuerventile TK			> 1 v 28	öffnen nicht	$1 \cdot 10^{-5}$	12

Tabelle 3.29 Zuverlässigkeitskennzahlen für gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA)

Fortsetzung Seite 7

Komponentengruppe	BMA	T _{GVA} [h]	Ausfall- kombinationen	Ausfallart	Ausfallwahr- scheinlichkeit - Erwartungswert	Ausfallwahr- scheinlichkeit K-Faktor
Hauptventile TK	KAK	8 760	2 v 11	öffnen nicht	$5,2 \cdot 10^{-6}$	5
			3 v 11		$2,3 \cdot 10^{-5}$	7
			4 v 11		$7,0 \cdot 10^{-5}$	12
			> 4 v 11		$9,0 \cdot 10^{-4}$	12
Nebenkühlwasserpumpen VE10-30D101	KPA	168	2 v 3	Startversagen	$3,8 \cdot 10^{-5}$	5
			3 v 3		$1,5 \cdot 10^{-5}$	7
Rückschlagklappe VE10-30S102	KAP	168	2 v 3	öffnen nicht	$3,1 \cdot 10^{-6}$	5
			3 v 3		$4,7 \cdot 10^{-7}$	7
Absperrventil TK21-41S260	KAB	8 760	2 v 3	öffnen/schließen nicht	$1,8 \cdot 10^{-3}$	5
			3 v 3		$8,2 \cdot 10^{-4}$	7

Tabelle 3.29 Zuverlässigkeitskennzahlen für gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA)

Fortsetzung Seite 8

Komponentengruppe	BMA	T _{GVA} [h]	Ausfall- kombinationen	Ausfallart	Ausfallwahr- scheinlichkeit - Erwartungswert	Ausfallwahr- scheinlichkeit K-Faktor
Abluftventilator UV65D001/2		672	2 v 2	Startversagen	$1,7 \cdot 10^{-4}$	5
			2 v 2	Betriebsversagen	$6,9 \cdot 10^{-5}$	5
Umluftventilator UV66/67D006/7		672	2 v 4	Startversagen	$4,6 \cdot 10^{-4}$	5
			3 v 4		$1,5 \cdot 10^{-4}$	7
			4 v 4		$1,9 \cdot 10^{-5}$	12
			2 v 4	Betriebsversagen	$4,5 \cdot 10^{-5}$	5
			3 v 4		$6,1 \cdot 10^{-5}$	7
			4 v 4		$3,1 \cdot 10^{-5}$	12

Tabelle 3.29 Zuverlässigkeitskennzahlen für gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA)

Fortsetzung Seite 9

Komponentengruppe	BMA	T _{GVA} [h]	Ausfall- kombinationen	Ausfallart	Ausfallwahr- scheinlichkeit - Erwartungswert	Ausfallwahr- scheinlichkeit K-Faktor
Kupplung NS-RS-Schiene		8 760	2 v 6	schließen nicht	$5,0 \cdot 10^{-4}$	5
			3 v 6		$7,6 \cdot 10^{-4}$	7
			4 v 6		$7,7 \cdot 10^{-4}$	12
			>4 v 6		$7,5 \cdot 10^{-4}$	12
Zuluftklappe UV65S011/12	KAC	672	2 v 2	öffnen nicht	$9,1 \cdot 10^{-5}$	5
Umluftklappe UV66/67S024/25			2 v 4	öffnen nicht	$3,5 \cdot 10^{-4}$	5
			3 v 4		$5,8 \cdot 10^{-5}$	7
			4 v 4		$3,6 \cdot 10^{-6}$	12

3.3.2.4 Bewertung menschlichen Fehlverhaltens

Um feststellen zu können, welche der identifizierten Handmaßnahmen einen nennenswerten Einfluß auf die Nichtverfügbarkeit der entsprechenden Systemfunktion hat, wurden diesen Handlungen Screening-Werte für die Fehlerwahrscheinlichkeiten zugrunde gelegt, die sich an der Tabelle 7.3 des Berichtes 'Accident Sequence Evaluation Program - Human Reliability Analysis Procedure' (ASEP) von A.D. Swain /ASEP/ orientieren.

Als erste Richtlinie wurde diese Methode deshalb gewählt, da sie einfache Bedingungen für die Bestimmung von Wahrscheinlichkeiten für die Unterlassung von geplanten Handmaßnahmen vorgibt.

Die o. a. Tabelle unterscheidet Schätzwerte für fünf unterschiedliche Handlungskategorien nach Störfalleintritt und nach erfolgreicher Diagnose:

lfd. Nr.	Fehlerwahrscheinlichkeit (p)/K	Aktion
1	1,0	Aktionen außerhalb der Kraftwerkswarte
2	1,0	Korrekte Ausführung einer kritischen Aktion, wenn keine schriftlichen Unterlagen verfügbar sind.
3	0,05 / 5	Korrekte Ausführung einer kritischen Aktion unter mäßig hohem Streß.
4	0,25 / 5	Korrekte Ausführung einer kritischen Aktion unter extrem hohem Streß.
5	0,01 / 5	Korrekte Ausführung einer kritischen Aktion, wenn eine schriftliche Unterlage zur Verfügung steht <u>und</u> sie a) als im Gedächtnis haftende oder b) vertraute/geübte Aktion klassifiziert werden kann.

Ausgangspunkt für die Einführung von Handmaßnahmen war der Einsatz als Redundanz zu automatisch ablaufenden Schutzaktionen, die im Störfalleitschema des BHB, Kapitel 3.1 beschrieben sind. Wenn die Reaktorschutzanregungen ausbleiben, soll der Operateur versuchen, die Maßnahmen manuell auszulösen. Darüber hinaus wurden aber auch Funktionselemente eingeführt, die Maßnahmen beschreiben, die entweder nicht an der entsprechenden Stelle des BHB beschrieben werden oder die eigenständig, d. h. ohne vorherige Automatik, durchzuführen sind.

Im folgenden werden die in den Fehlerbäumen enthaltenen Handmaßnahmen aufgelistet und die einzelnen Bewertungen kurz begründet.

- OP AM

"Accident-Management-Maßnahmen nicht erfolgreich"

Für die vorliegenden Analysen wurden AM-Maßnahmen nicht berücksichtigt und daher mit

$$p = 1$$

bewertet.

- OP BLOCK B/C

"Keine 10-kV-Verbindung durchgeführt Block B/C"

Wenn im Notstromfall sowohl die Zuschaltung der Reserveeinspeisung mißlingt als auch das zugehörige Dieselaggregat nicht zur Verfügung steht, soll auf die redundanzgleiche 10-kV-Notstromschiene des Nachbarblockes umgeschaltet werden. Voraussetzung ist, daß in der entsprechenden Redundanz des anderen Blockes der Notstromfall nicht eingetreten ist. Obwohl diese Maßnahme zu den geplanten Maßnahmen nach BHB zählt, sind die notwendigen Handlungen nur in der Schaltanlage durchzuführen. Die Bewertung erfolgt nach der laufenden Nummer 1. Daher ist hier mit

$$p = 1$$

zu rechnen.

- OP DDA 1

"Kein Auslösen des DDA von Hand nach Handmaßnahmen unter der Bedingung, daß die Einspeisung manuell in Betrieb genommen werden."

Diese Handmaßnahme ist nach dem bisherigen Untersuchungsstand nur dann von Relevanz, wenn die Füllstandsmessung komplett (einschließlich der Anzeige auf der Warte) ausgefallen ist und die Einspeisung manuell in Betrieb gesetzt wird (vgl. Handmaßnahme "OP L KFL"). Unterstellt man dieses Szenarium, unterbleibt jegliche automatische Anregung über diese Grenzwerte. Da auch der Durchdringungsabschluß bei erfolgreichem Schließen aller S+E-Ventile (anderenfalls erfolgt die Anregung über "schnelle Durckabsenkung < -10 bar") beim AHWS nur von den Füllstandsgrenzwerten LT3 und LH3 angeregt wird, muß dieser nach dem Start der Einspeisepumpen von Hand ebenfalls ausgelöst werden, um eine Überspeisung in die Frischdampfleitungen zu unterbinden. Da keinerlei Hinweise auf die Notwendigkeit dieser Maßnahme bestehen, wird von einer Versagenswahrscheinlichkeit von $p = 1$ ausgegangen. Für das Zutreffen der Bedingung (manuelle Inbetriebnahme der Einspeisung) ergibt sich anhand der Bewertung von "OP L KFL" ein Erwartungswert von 0,6. Damit erhält man für "OP DDA 1" einen Erwartungswert von

$$p = 0,6.$$

- OP GY1-3 ST

"Kein Startbefehl für die Diesel GY 1 bis 3 von Hand"

Wenn im Notstromfall das Startsignal YZ90 U02 ausgefallen ist, müssen die Notstromaggregate von Hand gestartet, synchronisiert und auf die betroffenen 10-kV- Notstromschienen zugeschaltet werden.

Es gibt drei Eingriffsmöglichkeiten für die Bedienmannschaft, den manuellen Nachstart einzuleiten:

- am örtlichen Leitstand
- an der Reaktorschutz-Tafel
- im zugehörigen Reaktorschutzschrank

Für die in diesem Rahmen durchgeführte Bewertung wird nur die Nachstartmöglichkeit von der Warte betrachtet.

Unterstellt man, daß im Notstromfall mindestens einer der drei Notstromaggregate aufgrund von Fehlern in der Reaktorschutzanregung nicht startet und die verbleibenden Stränge durch verfahrenstechnische Fehler nicht zur Verfügung stehen (denn nur dann ist diese Maßnahme unbedingt durchzuführen), kann eine extrem hohe Streßbelastung erwartet werden. Mit der lfd. Nr. 4 ergibt sich somit

$$p = 0,25 / K = 5.$$

- OP G200/G300

"Kein Schließen der Unterspannungs-Trafo-Schalter"

Im Ablauf des Dieselbelastungsprogramms werden die unterspannungsseitigen Leistungsschalter der Mittelspannungstransformatoren durch die Dieselbelastungsstufen 1 (660 V) und 2 (380 V) geschlossen. Dadurch werden die wichtigen 380-V-Verbraucher versorgt.

Wenn diese DBS nicht ordnungsgemäß ausgelöst werden, wird im BHB darauf verwiesen, daß vom örtlichen Dieselleitstand aus die entsprechenden Schalter geschlossen werden können. Da diese Maßnahme außerhalb der Warte durchzuführen ist, erfolgte die Bewertung nach der lfd. Nr. 1 mit

$$p = 1.$$

- OP KOKA-NSP

"Keine KOKA-Nachspeisung über TD99 /TM04-Systeme"

Bei Ausfall des Hauptspeisewassers wird der Füllstand durch die TH-Hochdrucksysteme über betriebliche Anregungen gehalten. Ist die Hauptwärmesenke verfügbar, wird die Nachzerfallsleistung dort abgeführt. In diesem Fall sinkt der KOKA-Füllstand und muß von Hand über die Systeme TD99 und TM04 wieder angehoben werden. Da diese Maßnahme von der Bedienmannschaft nur selten durchgeführt wird und darüber hinaus nur wenig Zeit zur Verfügung steht, um die Nachspeisung einzuleiten, wird eine extrem hohe Streßbelastung erwartet. Es ergibt sich nach der lfd. Nr. 4 ein Versagen der Handmaßnahme mit

$$p = 0,25 / K = 5.$$

- OP L KFL

"Keine Inbetriebnahme der Einspeisung (Verhindern Kernfreilegung)"

Dieses Funktionselement wird überall dort eingesetzt, wo der Start der Nachkühlkette einschließlich HD-Pumpe in Richtung "Einspeisen" erforderlich wird. Außerdem sind die Einspeiseleitungen entsprechend freizuschalten. Die Handlungen müssen manuell durchgeführt werden, wenn die Automatik versagt (Ausfall der Füllstandsmessung). Obwohl die Anzeige über den sinkenden Füllstandsverlauf in der Warte nicht funktioniert (Meßwert bleibt auf Normalfüllstand hängen), besteht in der zur Verfügung stehenden Zeit (etwa 20 Minuten bis Kernoberkante, vgl. Kap. 3.2.1.2) die Möglichkeit, daß die Bedienmannschaft erkennt, daß jegliche Bespeisung ausgefallen ist. Da während dieses Störfallszenariums von hohem Streßfaktor auszugehen ist, erfolgt die Bewertung nach der lfd. Nr. 4 mit

$$p = 0,25 / K = 5.$$

- OP L LT3

"Keine Inbetriebnahme der Einspeisung (Verhindern LT3)"

Diese Maßnahme ist dann von Bedeutung, wenn die Untergruppensteuerungen in Richtung Nachspeisen nicht funktionieren und die automatische Druckentlastung bei LT3 verhindert werden soll. Da für die Erkennung der Notwendigkeit dieser Maßnahme nur etwa 10 Minuten beim AHWS mit zeitgleichem AHSPW und nur etwa 5 bzw. 3 Minuten beim NSF bzw. AHSPW zur Verfügung stehen und außerdem erwartet wird, daß noch die Reaktorschutzanregung bei LT3 eingreift, wird als Wahrscheinlichkeit für die nicht rechtzeitige Ausführung

$$p = 1$$

angesetzt.

- OP LÜFTUNG DIESEL

"Keine Inbetriebnahme der Lüftung Dieselräume von Hand"

Wenn der Diesel automatisch oder durch manuellen Nachstart in Betrieb geht, muß für die Absaugung der warmen Luft aus den Dieselräumen gesorgt werden.

Alle hierfür durchzuführenden Maßnahmen sind bei Ausfall der automatischen Anre- gungen grundsätzlich nur vom örtlichen Leitstand auszuführen.

Demzufolge ergibt sich die Bewertung zu

$$p = 1.$$

- OP NWA T_{KOKA}

"Keine Inbetriebnahme der Nachwärmeabfuhr nach Kondensationskammerwassertem- peraturen von 32 °C"

Der Ausfall der Nachwärmeabfuhr aus der Kondensationskammer führt immer zu einer Nichtbeherrschung der Transiente. Demzufolge muß mindestens ein Strang langfristig die Nachwärmeabfuhr sichern.

Für die Erkennung der Notwendigkeit dieser Handmaßnahme steht die Anzeige über den Verlauf der Kondensationskammerwassertemperatur auf der Warte zur Verfü- gung, da von einem kompletten Ausfall dieser Messung derzeit nicht ausgegangen wird. Im Störfalleitschema wird der Grenzwert 32 °C für einen Handlungsbedarf heran- gezogen. Der Zeitraum, der vergeht bis der für die TH-HD-Pumpe kritische Tempera- turwert von 85 °C erreicht wird, wird derzeit mit > 2 h abgeschätzt. Aus diesem Grund kann nur noch von einem mäßig hohen Streßlevel ausgegangen werden. Es ergibt sich mit der lfd. Nr. 3 eine Irrtumswahrscheinlichkeit von

$$p = 0,05 / K = 5.$$

- OP SP-RÜ 1V3

"Kein zentrales Speicherrücksetzen von Hand"

Die Maßnahme, in der Warte die Verriegelungsspeicher rückzusetzen, wird erforderlich, wenn Reaktorschutzsignale angeregt wurden, die sich aber für eine neue Situation ungünstig auswirken. Wenn die erfolgreiche Inbetriebnahme der Einspeisung über das RS-Signal "L < LT3" angeregt wurde, werden die verfügbaren Stränge ausschließlich zur Füllstandshaltung des RDB genutzt. Die Kondensationskammer wird dann nicht direkt gekühlt. Wenn der Grenzwert " L < LT3" nicht mehr ansteht und 5 Minuten lang der Grenzwert nicht wieder unterschritten wird (Zeitglied YZ61), besteht die Möglichkeit, einen von zwei Strängen, die dann mindestens in Betrieb sein müssen, in Richtung KOKA-Kühlen zu schalten. Die Anweisung befindet sich im Störfalleitschema. Hierfür muß das Reaktorschutzsignal an der Reaktorschutztafel über eine kodierte Freigabe rückgesetzt werden.

Die minimal zur Verfügung stehende Zeit nach Störfalleintritt ergibt sich aufgrund der Ausführungen unter "OP NWA T_{KOKA}" mit 2 Stunden, so daß die Zeitspanne von 5 Minuten bis zur Eingriffsmöglichkeit nur eine untergeordnete Rolle spielt. Als Bewertung ergibt sich somit

$$p = 0,05 / K = 5.$$

- OP S108 AUF*

"Kein Öffnen von Hand S108 zur Nachwärmeabfuhr nach LT3" (*: kein Hinweis im BHB)

Wenn die KOKA-Wassertemperatur die unterschiedlichen Grenzwerte passiert, ist es erforderlich, die Nachkühlkette in Richtung KOKA-Kühlen zu schalten. Wenn zuvor der Wert LT3 unterschritten wurde, muß das Reaktorschutzsignal rückgesetzt werden (s. o.). Anschließend muß der Einspeiseweg in Richtung KOKA freigeschaltet werden. Hierbei ist es erforderlich, die beiden KOKA-Kühlschieber S107 und S108 zu öffnen, da sie durch die Anregung LT3 geschlossen wurden.

In der Anweisung zur Handfahrweise "KOKA-Kühlen" als Redundanz zur automatischen Fahrweise wird lediglich aufgelistet, daß der Schieber S107 geöffnet werden muß, da dieser auch in Normalstellung immer geschlossen ist. Da demzufolge keine schriftliche Anweisung zum Öffnen des zweiten Schiebers existiert, ergibt sich mit lfd. Nr. 2

p = 1.

- OP S203 AUF*

"Kein Öffnen von Hand S203" (*: kein Hinweis im BHB)

Das Öffnen des Absperrschiebers der ND-Mindestmengenleitung ist erforderlich, um den Ausfall der Nachkühlpumpe zu verhindern. Obwohl dieser Schieber sowohl von der Untergruppensteuerung als auch vom Reaktorschutzsignal aufgefahren wird, fehlt der Hinweis zum manuellen Öffnen des Schiebers, der sich normalerweise in "AUF-Stellung" befindet.

Aufgrund der nicht zur Verfügung stehenden schriftlichen Unterlagen zur Ausführung der Maßnahme ergibt sich ein Wert von

p = 1.

- OP TK-V LT3

"Kein AUF-Befehl für S+E-Ventile von Hand nach LT3"

Durch die automatische Druckentlastung werden bei LT3 zwei, bei LT4 weitere vier S+E-Ventile geöffnet. Wenn diese Anregung nicht funktioniert, besteht die Möglichkeit, zwei S+E-Ventile manuell von der Warte zu öffnen, wobei eines auch durch den Reaktorschutz angesteuert wird. Das Erkennen der Notwendigkeit zum Eingreifen wird in bestimmten Szenarien durch einen Totalausfall der Füllstandsmessung erheblich erschwert. Wenn dieses Szenarium unterstellt wird, kommt man aufgrund der relativ kurzen Zeit (3 bis 10 Minuten, je nach einleitender Transiente) zu einer Bewertung von

p = 1.

- OP TK-V P10

"Kein AUF-Befehl für S+E-Ventile von Hand nach P10"

Die automatische Anregung "Differenzdruck zwischen Druckkammer und Reaktorgebäude > 25 kPa" wird beim Störfall AHWS oder NSF lediglich dann erreicht, wenn das sich erhitzende Wasser in der Kondensationskammer ausdampft. Wenn die dadurch erfolgte RS-Anregung unterbleibt, besteht als Redundanz die Handeingriffsmöglichkeit. Da bis zu diesem Zeitpunkt bereits mindestens 2 Stunden vergangen sind, wird diese Handmaßnahme zu

$$p = 0,25 / K = 5$$

abgeschätzt.

- OP 10kV K-LS

"Kein Öffnen der Kuppelschalter von Hand"

Die beiden in Reihe liegenden Kuppelschalter von der Notstrom- zur Eigenbedarfsschiene müssen vor Zuschaltung sowohl der Reserveeinspeisung als auch des Dieselaggregates offen sein. Wenn dies nicht der Fall ist, kommt es durch die an der EB-Schiene zugeschalteten Verbraucher zur Überlastung der Reserveaggregate. Das manuelle Öffnen wird als Redundanz zum Reaktorschutzsignal beim Dieselstart verstanden; die Zeit von der Erkennung der Notwendigkeit bis zum Öffnen des Dieselgeneratorschalters durch Überstrom-Schutzauslösung ist sehr gering.

Daher wird für diese Maßnahme eine Versagenswahrscheinlichkeit von

$$p = 1$$

angenommen.

- OP 10kV LS*

"Kein Öffnen der Kuppelschalter von Hand" (*: kein Hinweis im BHB)

Das Öffnen der beiden Kuppelschalter zwischen Notstrom- und Eigenbedarfsschiene von Hand ist eine Redundanz zum Reaktorschutzsignal bei Zuschaltung der Reserveeinspeisung. Da für diese Maßnahme keine schriftlichen Hinweise vorliegen, ergibt sich als Wahrscheinlichkeit

p = 1.

- OP 10kV-BN/BR

"Kein Schließen der Kuppelschalter zur Reserve-Einspeisung von Hand"

Im Rahmen des Notschiene-Umschaltprogramms (Notstromfall) wird versucht, auf die 110/10-kV-Reserveeinspeisung umzuschalten. Erst wenn dies nicht gelingt, wird der RS-Befehl zum Dieselstart gegeben.

Da die Differenz zwischen der automatischen Anregung zum Schließen der Kuppelschalter und dem Dieselstart lediglich 4 Sekunden beträgt, wird als Wahrscheinlichkeit für das manuelle Schließen bei erstmaliger Anregung

p = 1

angesetzt.

- OP 107/08 ZU*

"Kein Schließen von Hand S107/S108" (*: kein Hinweis im BHB)

Diese Handmaßnahme ist dann von Bedeutung, wenn durch die Untergruppensteuerung die Nachkühlkette einschließlich HD-Pumpe in Richtung "Nachspeisen" gestartet wurde; die Automatik fährt beide KOKA-Kühlschieber auf. Bei Versagen der HD-Nachspeisung erfolgt eine Füllstandsabsenkung unter LT3 mit nachfolgender Anregung des Kernflutbetriebs und der ADE. Bei erfolgter Druckentlastung ist es notwendig, die Niederdruckeinspeisung weiterhin in Richtung RDB-Einspeisung zu belassen. Wenn nicht mindestens einer der beiden offenen Schieber geschlossen wird, wird das Wasser in die Kondensationskammer zurückgepumpt, so daß der Füllstand nicht gehalten werden kann. In der Anweisung für die Handfahrweise "Nachspeisen" fehlt dieser Hinweis. Es ergibt sich als Wahrscheinlichkeit

p = 1.

- OP 380V-UMF

"Kein Schließen der Kuppelschalter zwischen Umformerschiene und 380-V-Dieselschiene von Hand"

Wenn die 220-V-Einspeisung zu den 380-V-Umformerschiene im Notstromfall bei Dieselbetrieb ausfällt, wird mittels einer automatischen Umschalteneinrichtung die Versorgung durch die redundanzzugehörige 380-V-Notstromschiene sichergestellt.

Wenn diese Umschaltung mißlingt (Kuppelschalter wird nicht geschlossen), kann manuell nur vor Ort eingeschaltet werden. Deshalb wird diese Maßnahme mit

$$p = 1$$

bewertet.

3.3.3 Zuverlässigkeitsuntersuchungen für Betriebstransienten und Kühlmittelverluststörfälle

In den folgenden Abschnitten werden die Ergebnisse der quantitativen Bewertung der Systemtechnik für die Beherrschung der einzelnen auslösenden Ereignisse dargestellt. Die Häufigkeit eines nicht beherrschten Ereignisablaufes, d. h. die Häufigkeit eines Gefährdungszustandes ergibt sich aus der Multiplikation der Häufigkeit eines auslösenden Ereignisses mit der zugehörigen mittleren Nichtverfügbarkeit von Systemfunktionen. Diese mittlere Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen ist das Ergebnis der numerischen Auswertung der Fehlerbäume. Diese Auswertung erfolgte mit dem in der GRS entwickelten RALLY-Programmpaket. Es wurde im wesentlichen das Programm CRESSCN eingesetzt, das anhand von teils analytisch, teils simulativ ermittelten minimalen Schnittmengen die mittleren Nichtverfügbarkeiten berechnet. Als Minimalschnitt wird dabei jene Kombination von Komponenten des Fehlerbaums bezeichnet, deren gemeinsamer Ausfall gerade hinreicht, einen Systemausfall (mit der Folge eines Gefährdungszustandes) zu bewirken.

Die ermittelten Zahlenwerte sind Punktwerte, die unter Verwendung der Erwartungswerte der Häufigkeiten für die auslösenden Ereignisse und der Erwartungswerte der Zuverlässigkeitsdaten der Komponenten gewonnen wurden.

Für die Analysen wurden zwei Fälle unterschieden. Einmal wurde der zum Zeitpunkt der Durchführung der Analysen vorliegende Anlagenzustand (einschließlich der in Abschnitt 2.4.1 beschriebenen Änderungen), jedoch ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems und der modifizierten Abfahrkühlleitung zugrunde gelegt. In einer zweiten getrennten Bewertung wurden das geplante ZUNA-System und die modifizierte Abfahrkühlleitung berücksichtigt.

Die Häufigkeiten einer Gefährdung mit den Anlagenzuständen b_2 bzw. b_2^* 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 bzw. der anschließenden Systeme sind noch vertiefte anlagenspezifische Untersuchungen erforderlich. Aus diesem Grund wurde auch die Überspeisungstransiente T5 nicht bewertet.

Um jedoch die mögliche Relevanz der Gefährdungszustände b_2 und b_2^* besser beurteilen zu können, wurden zusätzliche, pessimistische Grenzabschätzungen durchgeführt. Hierzu wurde für das Folgeversagen der Frischdampfleitungen oder der anschließenden Systeme bei Wassereintrag aufgrund einer Überspeisung des RDB mit Versagen des DDA die Wahrscheinlichkeit $p = 1$ angenommen.

3.3.3.1 Ergebnisse für Betriebstransienten

- Notstromfall (T1)

Erwartungswert der Eintrittshäufigkeit:

4,0E-2/a

Mittlere Nichtverfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen:

8,0E-5

Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit für die Gefährdungszustände:

3,2 E-6/a

Die mittlere Nichtverfügbarkeit wird zu ca. 94 % von Ausfällen bestimmt, die zum Versagen der RDB-Bespeisung führen (Anlagenzustand b_3). Etwa 6 % gehen auf Ausfälle der Nachwärmeabfuhr zurück, die zu einem Temperaturanstieg in der KOKA über 150 °C führen (Anlagenzustand b_1). Der Ausfall der RDB-Druckbegrenzung (Anlagenzustand b_4) ist beim Notstromfall mit weniger als 1 % unbedeutend.

Etwa 37 % der mittleren Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen sind auf GVA jeweils aller drei VE- und TF-Pumpen, weitere 10 % auf die GVA aller drei Niederdruckpumpen des Nachkühlsystems zurückzuführen, wobei letztere nur in Verbindung mit dem Vorliegen einer VE-Wassertemperatur bzw. Donau-Temperatur von größer als 10 °C zum TOP führen.

Das Versagen aller drei Zwischenkühlumpen oder aller drei Nebenkühlwasserpumpen führt immer zum Ausfall der gesamten Nachwärmeabfuhr sowie zum Folgeversagen der Niederdruckpumpen und der Hochdruckpumpen der Redundanz 2 und 3 aufgrund fehlender Motor- bzw. Lagerkühlung. Die dritte Hochdruckpumpe (Strang TH10) besitzt eine vom nuklearen Zwischenkühlkreis und nuklearen Nebenkühlwasserkreis unabhängige Kühlung. Es ist jedoch durch den Ausfall der Nachwärmeabfuhr und der damit verbundenen hohen Temperatur in der Kondensationskammer von einem Folgeversagen auch dieser Pumpe auszugehen, womit ein Ausfall der RDB-Bespeisung vorliegt, da im Notstromfall das Hauptspeisewassersystem nicht zur Verfügung steht. Eine Gefährdung (Anlagenzustand b_3) tritt in diesem Fall frühestens nach 5 h ein.

Ebenso muß bei Vorliegen einer Donau-Temperatur oberhalb ca. 10 °C und Ausfall aller drei Niederdruckpumpen vom Folgeausfall der Hochdruckpumpen ausgegangen werden, da die Temperatur des Wassers in der KOKA die für einen sicheren Betrieb der Pumpen zulässigen Wert übersteigt (ca. 85 °C). Dagegen kann bei Donau-Temperaturen unterhalb ca. 10 °C eine zu hohe KOKA-Temperatur durch die Nachwärmeabfuhr mit den Primärfüllpumpen verhindert werden.

Das Versagen der Notstromversorgung trägt mit ca. 35 % zur mittleren Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen im Notstromfall bei. Beiträge hierzu liefern der GVA der 24-V-Gleichstromversorgung (ca. 25 %) und der Ausfall der 220-V-Gleichstromversorgung in Verbindung mit dem Versagen der Handmaßnahmen zum Dieselstart (ca. 10 %). Die genannten Ausfälle der Gleichstromversorgungen führen sowohl zum Versagen der Umschaltung auf die 110-kV-Reservenetzeinspeisung als auch zum Versagen des automatischen Starts der Notstromdiesel (und bei Versagen der Handmaßnahmen zum Ausfall aller Diesel). Durch diese Ausfälle kommt es nach etwa 60 min zu einer Kernfreilegung (Anlagenzustand b_3) bei hohem Druck.

Unter Berücksichtigung von ZUNA - die modifizierte Abfahrkühlleitung spielt hier keine Rolle - ergeben sich folgende Ergebnisse:

Mittlere Nichtverfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen:

3,2E-5

Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit für die Gefährdungszustände:

1,3 E-6/a

Zum Ergebnis tragen jetzt dominant die genannten GVA der 24-V-Gleichstromversorgung und der 220-V-Gleichstromversorgung mit zusätzlichem Ausfall der Handmaßnahmen zum Dieselstart bei (ca. 88 %). Trotz der diversitären Stromversorgung für ZUNA kann dieses System nicht wirksam werden, da die zur RDB-Einspeisung durch ZUNA erforderliche Druckentlastung durch die ADE nicht erfolgen kann.

Wird für eine pessemistische Grenzbetrachtung die Versagenswahrscheinlichkeit der Frischdampfleitungen bzw. der anschließenden Systeme bei Wassereintrag mit $p = 1$ bewertet, so erhöhen sich die mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen auf 8,8E-5 ohne ZUNA und 4,0E-5 mit ZUNA. Die Anteile aufgrund des Anlagenzustandes b_2 betragen ca. 9 % ohne ZUNA und ca. 19 % mit ZUNA (b_2^* ist jeweils vernachlässigbar). Die dominante Ausfallursache ist in beiden Fällen der GVA der RDB-Füllstandsmessung, der gleichzeitig zur Überspeisung und zur Verhinderung der DDA-Signale führt. Die DDA-Armaturen spielen mit 1 % bzw. 2 % keine Rolle.

- Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung (T2)

Erwartungswert der Eintrittshäufigkeit:

2,0E-1/a

Mittlere Nichtverfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen:

2,8E-5

Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit für die Gefährdungszustände:

5,5E-6/a

Wie beim Notstromfall sind Gefährdungszustände, die zum Versagen der RDB-Bespeisung führen (Anlagenzustand b_3), dominant (ca. 91 %). Für den Ausfall der RDB-Bespeisung sind die beim Notstromfall genannten GVA der VE-, TF- und TH-ND-Pumpen maßgebend, wobei diese Ausfälle in Verbindung mit einem zusätzlichen Verlust der Hauptwärmesenke zum TOP (Gefährdung) führen. Zum Verlust der Hauptwärmesenke tragen im wesentlichen der Ausfall der rechtzeitigen Nachspeisung von Wasser in die KOKA (Handmaßnahme, ca. 65 %) und das Nichtöffnen der Frischdampf-Umleiteinrichtung (ca. 10 %) bei. Erfolgt die Nachspeisung in die KOKA nicht rechtzeitig, so ist nach BHB ein Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen auszulösen, womit die Hauptwärmesenke nicht mehr verfügbar ist. Der Anlagenzustand b_1 (Temperatur in der KOKA durch Ausfall der Nachwärmeabfuhr größer 150 °C) spielt mit ca. 9 % eine untergeordnete Rolle. Der Beitrag des Ausfalls der Druckbegrenzung (Anlagenzustand b_4) ist vernachlässigbar.

Unter Berücksichtigung von ZUNA (die modifizierte Abfahrkühlleitung spielt hier keine Rolle) ergeben sich folgende Ergebnisse:

Mittlere Nichtverfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen:

7E-7

Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit für die Gefährdungszustände:

1,4 E-7/a

Aufgrund des diversitären ZUNA-Systems können die Häufigkeiten für die Anlagenzustände b_3 und b_1 erheblich verringert werden. Zum Unterschied vom Notstromfall spielt hier der Ausfall der GVA der Gleichstromversorgung keine Rolle. Beim GVA der RDB-Füllstandsmessung würde ZUNA nicht wirksam, die entsprechenden Beiträge sind jedoch in den Ergebnissen für ATWS enthalten.

Bei angenommener pessimistischer Versagenswahrscheinlichkeit der Frischdampfleitungen bzw. der anschließenden Systeme bei Wassereintrag von $p = 1$ erhöhen sich die mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen ohne ZUNA geringfügig auf $3,2E-5$ und mit ZUNA auf $4,6E-6$. Die Anteile aufgrund des Anlagenzustandes b_2 betragen ca. 12 % ohne ZUNA und ca. 85 % mit ZUNA (b_2^* ist jeweils vernachlässigbar). Die dominante Ausfallursache ist in beiden Fällen der GVA der RDB-Füllstandsmessung, der gleichzeitig zur Überspeisung und zur Verhinderung der DDA-Signale führt (ca. 10 % ohne ZUNA und ca. 70 % mit ZUNA). Ausfälle der DDA-Armaturen sind nur im Fall mit ZUNA von Bedeutung (ca. 12 %).

- Ausfall der Hauptwärmesenke (T3)

Erwartungswert der Eintrittshäufigkeit:

5,0E-1/a

Mittlere Nichtverfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen:

4,1E-5

Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit für die Gefährdungszustände:

2,0E-5/a

Das Ergebnis wird mit ca. 96 % vom Ausfall der Nachwärmeabfuhr (Anlagenzustand b_1) dominiert, wobei hierzu im wesentlichen GVA der Pumpen des nuklearen

Zwischenkühlkreises sowie des nuklearen Nebenkühlwassersystems beitragen (ca. 78 %). Die Temperatur in der KOKA erreicht aufgrund dieser Ausfälle nach etwa 10 h 150 °C. Da bei dieser Transiente das Hauptspeisewassersystem zur RDB-Bespeisung eingesetzt werden kann, spielt der Anlagenzustand b_3 mit ca. 4 % nur eine untergeordnete Rolle (diese 4 % sind im wesentlichen auf den Ausfall der Umschaltung auf Schwachlast zurückzuführen). Eine Gefährdung durch Ausfall der RDB-Druckbegrenzung (Anlagenzustand b_4) ist mit weniger als 1 % vernachlässigbar.

Unter Berücksichtigung von ZUNA (die modifizierte Abfahrkühlleitung spielt hier keine Rolle) ergeben sich folgende Ergebnisse:

Mittlere Nichtverfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen:

1,6E-6

Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit für die Gefährdungszustände:

8E-7/a

Der Anlagenzustand b_1 ist am Ergebnis mit ca. 69 %, der Anlagenzustand b_4 mit ca. 18 % und b_3 mit ca. 13 % beteiligt. Dominante Komponentenausfälle sind wiederum die GVA der VE- und TF-Pumpen, die zusammen ca. 55 % zum Ergebnis beitragen.

Für T3 erhöhen sich die mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen ohne ZUNA unbedeutend und mit ZUNA nur geringfügig auf 1,9E-6, wenn pessimistisch eine Versagenswahrscheinlichkeit der Frischdampfleitungen bzw. der anschließenden Systeme bei Wassereintrag von $p = 1$ angenommen wird.

- Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung aus gemeinsamer Ursache (T3T2)

Erwartungswert der Eintrittshäufigkeit:

3,0 10⁻¹/a

Mittlere Nichtverfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen:

5,1 E-5

Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit für die Gefährdungszustände:

1,5E-5/a

Dieses Ereignis wird zu ca. 90 % von Ausfällen bestimmt, die zum Versagen der RDB-Bespeisung führen (Anlagenzustand b_3), wobei GVA der VE- und TF-Pumpen mit einem Anteil am Ergebnis von ca. 59 % von wesentlicher Bedeutung sind (vgl. Notstromfall). Die restlichen ca. 10 % sind auf das Versagen der Nachwärmeabfuhr (Anlagenzustand b_1) zurückzuführen (im wesentlichen verursacht durch GVA der Nachwärmekühler). Der Ausfall der RDB-Druckbegrenzung spielt mit weniger als 1 % keine nennenswerte Rolle.

Unter Berücksichtigung von ZUNA (die modifizierte Abfahrkühlleitung spielt hier keine Rolle) sind die Werte erheblich günstiger:

Mittlere Nichtverfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen:

3,4E-6

Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit für die Gefährdungszustände:

1,0E-6/a

Zum Ergebnis trägt jetzt auch der Anlagenzustand b_3 dominant bei (ca. 88 %). Es ist hier zu berücksichtigen, daß bei Transienten mit Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung die Beiträge zur Häufigkeit des Anlagenzustandes b_3 , die auf GVA der RDB-Füllstandsmessung (Meßwerterfassung) zurückzuführen sind, durch das ZUNA-System nicht verringert werden.

Mit der pessimistischen Grenzbetrachtung für die Versagenswahrscheinlichkeit der Frischdampfleitungen bzw. der anschließenden Systeme bei Wassereintrag (mit $p = 1$ bewertet) erhöhen sich die mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen ohne ZUNA geringfügig auf $5,8E-5$ und $1,0E-5$ mit ZUNA. Die Anteile aufgrund des Anlagenzustandes b_2 betragen ca. 12 % ohne ZUNA und ca. 67 % mit ZUNA (b_2^* ist jeweils vernachlässigbar). Die dominante Ausfallursache ist in beiden Fällen der GVA der RDB-Füllstandsmessung, der gleichzeitig zur Überspeisung und zur Verhinderung der DDA-Signale führt. Die DDA-Armaturen spielen mit einem Beitrag von 1 % bzw. 5 % eine geringe Rolle.

- Offenbleiben eines S+E-Ventils (T4)

Erwartungswert der Eintrittshäufigkeit:

$$1,0E-1/a$$

Mittlere Nichtverfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen:

$$4,1E-5$$

Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit für die Gefährdungszustände:

$$4,1E-6/a$$

Das Ergebnis wird wie beim Ausfall der Hauptwärmesenke (T3) vom Versagen der Nachwärmeabfuhr bestimmt (ca. 96 %), das nach etwa 10 Stunden zum Anlagenzustand b_1 führt. Die Ausfallkombinationen entsprechen denjenigen bei T3. Dies gilt im wesentlichen auch für den Ausfall der RDB-Bespeisung (Anlagenzustand b_3), der etwa 4 % zum Ergebnis beiträgt.

Mit ZUNA erhält man als mittlere Nichtverfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen:

$$1,3E-6$$

Als Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit für die Gefährdungszustände ergibt sich dann:

$$1,3E-7/a$$

Es gelten für die Anteile der Anlagenzustände bzw. für die dominanten Komponentenausfälle im wesentlichen die Feststellungen, die beim Ausfall der Hauptwärmesenke (T3) beschrieben sind.

Die mittlere Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen, die man aus einer pessimistischen Grenz Betrachtung bezüglich der Versagenswahrscheinlichkeit der Frischdampfleitungen und der anschließenden Systeme erhält, entspricht derjenigen von T3. Dies gilt auch für die Beiträge zum Anlagenzustand b_2 zum Ergebnis.

3.3.3.2 Ergebnisse für Kühlmittelverluststörfälle

- Kleines Leck in einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters (LA1-FD)

Erwartungswert der Eintrittshäufigkeit:

$$2,9E-3/a$$

Mittlere Nichtverfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen:

$$7,2E-5$$

Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit für die Gefährdungszustände:

$$2E-7/a$$

Es sind zu etwa gleichen Anteilen die Anlagenzustände b_1 und b_2^* betroffen (54 % bzw. 44 %). Die wesentlichen Ausfallkombinationen, die zum Anlagenzustand b_1 führen, sind wie beim Ausfall der Hauptwärmesenke (T3) die GVA der VE- und TF-Pumpen, da durch die Auslösung des Durchdringungsabschlusses in allen

Frischdampfleitungen die Hauptwärmesenke nicht zur Verfügung steht. Ein Ausfall des Durchdringungsabschlusses in der vom Leck betroffenen Frischdampfleitung führt zum Kühlmittelverlust aus der Kondensationskammer. Ausfallursachen hierfür sind im wesentlichen GVA der Durchdringungsarmaturen (ca. 31 % des Ergebnisses). In Verbindung mit dem Versagen einer Nachspeisung von Wasser in die KOKA tritt nach frühestens 2 Tagen ein Gefährdungszustand der Kategorie b_2^* ein. Hierbei sind die betriebliche RDB-Einspeisungen durch das Steuerstab-Spülwassersystem und das Dichtungssperwassersystem nicht berücksichtigt, was zu einer pessimistischen Einschätzung führt.

Mit ZUNA verringert sich die mittlere Nichtverfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen auf:

6,5E-6

und der Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit für die Gefährdungszustände auf:

2E-8/a,

was in Bezug auf das Gesamtergebnis als vernachlässigbar anzusehen ist.

- Kleines Leck in einer Frischdampfleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters (LI1-FD)

Erwartungswert der Eintrittshäufigkeit:

4,3E-3/a

Mittlere Nichtverfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen:

9,7E-5

Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit für die Gefährdungszustände:

4E-7/a

Etwa 95 % dieses Wertes gehen auf den Ausfall der RDB-Bespeisung (Anlagenzustand b_3) und etwa 5 % auf den Ausfall der Nachwärmeabfuhr (Anlagenzustand b_1) zurück. Der Ausfall der RDB-Druckbegrenzung (Anlagenzustand b_4) ist vernachlässigbar.

Zum Ausfall der RDB-Bespeisung (b_3) tragen im wesentlichen GVA aller drei Motorschieber (öffnen nicht) in den Mindestmengenleitungen der Niederdruckpumpen des Nachkühlsystems (ca. 38 %) sowie GVA der Niederdruckpumpen, der Zwischenkühlpumpen und der nuklearen Nebenkühlwasserpumpen bei (ca. 48 %). Beim Versagen des Öffnens der Motorschieber in den Mindestmengenleitungen wird von einem Folgeausfall der Niederdruckpumpen ausgegangen, da in diesem Fall die Pumpen zeitweise gegen geschlossene Schieber fördern.

Mit ZUNA verringert sich die mittlere Nichtverfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen auf

2,0E-6

und der Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit für die Gefährdungszustände auf

9E-9/a,

was wie beim kleinen FD-Leck außerhalb des SHB als vernachlässigbar anzusehen ist.

Wird für eine pessimistische Grenzbetrachtung die Versagenswahrscheinlichkeit der Frischdampfleitungen bzw. der anschließenden Systeme bei Wassereintrag mit $p = 1$ bewertet, so erhöhen sich die mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen auf $1,5E-3$ ohne ZUNA und $1,4E-3$ mit ZUNA. Die Anteile aufgrund des Anlagenzustandes b_2 betragen ca. 7 % ohne ZUNA und ca. 8 % mit ZUNA. Für b_2^* betragen die Anteile 86 % bzw. 92 %. Die dominante Ausfallursache ist in beiden Fällen der GVA der DDA-Armaturen. Bei funktionierender Abschaltung der überspeisenden Pumpen von Hand liegt der Anlagenzustand b_2^* , bei Versagen der Handmaßnahme dagegen b_2 vor.

- Kleines Leck in einer Speisewasserleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters (LI1-RL)

Erwartungswert der Eintrittshäufigkeit:

$3,1E-3/a$

Mittlere Nichtverfügbarkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen:

$9,7E-5$

Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit für die Gefährdungszustände:

$3E-7/a$

Für das kleine Leck in einer Speisewasserleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters gelten die beim kleinen FD-Leck innerhalb des Sicherheitsbehälters getroffenen Aussagen.

3.3.3.3 Zuverlässigkeitsuntersuchungen für Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)

ATWS-Ereignisse können zu Gefährdungszuständen führen. Für die Eintrittshäufigkeit dieser Gefährdungszustände ist die Zuverlässigkeit des Schnellabschaltsystems durch hydraulisches Einschließen der Steuerstäbe bzw. durch elektromotorisch angetriebenes Sammeleinfahren der Steuerstäbe und Abfahren der Zwangsumwälzpumpen als automatische Ersatzmaßnahmen maßgebend. Als Teil der Zuverlässigkeitsanalysen sind folgende Funktionsausfälle detailliert untersucht worden:

Fall 1: Antriebsenergie zum hydraulischen Einschließen für alle Stäbe ausgefallen

Fall 2: Versagen der Reaktorschutzansteuerung der Reaktorschnellabschaltung

Fall 3: Zwei oder drei nebeneinanderliegende Stäbe können weder eingeschlossen noch eingefahren werden.

Fall 4: Vier oder mehr nebeneinanderliegende Steuerstäbe können weder eingeschossen noch eingefahren werden.

■ **Funktionsbeschreibung des Schnellabschaltsystems**

● **Systemtechnischer Aufbau des Schnellabschaltsystems**

- Die Abschaltung wird durch hydraulisches Einschießen von 193 Stäben bewirkt.
- Die Energieversorgung zum Einschießen erfolgt über sechs Tanks, die mit Wasser und einem Stickstoffpolster (15 MPa) gefüllt sind.
- Je drei Tanks sind über Leitungen mit einer der beiden Ringleitungen verbunden, die ihrerseits mit den Steuerstabantrieben über Anschlußleitungen verbunden sind.
- In jeder der sechs Tankleitungen befindet sich ein Schnellöffnungsventil, das bei Anforderung öffnet, und ein Tankschließventil, das nach RESA (6,5 s hydraulisch verzögert) die Tanks verschließt.
- Um beim Bruch einer Ringleitung die Funktion der anderen Leitung sicherzustellen, sind in den Anschlußleitungen Rückschlagventile eingebaut, die einen Druckabfall in der intakten Ringleitung verhindern.
- Jede Ringleitung ist gegen die Auswirkungen des Bruches der anderen Leitung geschützt.

● **Ansteuerung der Komponenten des Schnellabschaltsystems**

- RESA erfolgt bei Ansteuerung durch den Reaktorschutz oder von Hand, ferner beim Ausfall der Spannungsversorgung der Magnetventile des Viererblocks (siehe Bild 3.22) und beim Ausfall der Steuerluftversorgung (fail-safe-Schaltung).
- Die Ansteuerung ist bei jedem Tank separat aufgebaut.
- Nach Anregung werden die pneumatischen Vorsteuerventile durch Schließen der vorgeschalteten Magnetventile entlastet. Hierdurch öffnen die Ventile YT3

S202, YT3 S203, YT3 S214 und es schließt das Ventil YT3 S215 (siehe Bild 3.23).

- Als Folge öffnet eigenmediumbetätigt das Schnellöffnungsventil YT3 S101, das Tankschließventil YT3 S102 schließt über ein hydraulisches Verzögerungsglied um 6,5 s verzögert.

- **Überwachung der Betriebsbereitschaft**

- Das Schnellabschaltsystem als aktive Sicherheitseinrichtung wird auf seine Systembereitschaft kontinuierlich überwacht. Hierzu sind Gefahrenmeldungen höchster Priorität vorhanden.
- Alle Kriterien, die die Funktion eines Tanks anzeigen, werden über zwei Meßfühler überwacht. Diese führen über eine 1 v 2-Auswahlschaltung zur Meldung auf dem Prozeßrechner bzw. am Meldefeld auf dem Hauptleitstand.
- Beim Auftreten einer Gefahrenmeldung sind von Hand Gegenmaßnahmen einzuleiten. Beim Auftreten der Meldung "2 Tanks einer Ringleitung ausgefallen" werden automatisch die Maßnahmen zur Überwachung der Tankfunktion angeregt, bestehend aus:

Abfahren der Umwälzpumpen (2 min verzögert)

Einfahreranregung (Efa) mit einer Dauer von 8 min

Sammeleinfahren (10 min verzögert)

- **Zuverlässigkeitsanalysen**

Die Zuverlässigkeitsanalysen und die Auswirkungen von Funktionsausfällen für die

- Transienten mit fehlerhaft unzureichender RDB-Bespeisung, für die nur eine Reaktorschutzanregung von der Füllstandsmessung vorhanden ist,
- sonstigen Transientenstörfälle mit zwei und mehr Reaktorschutzanregungen,
- Transientenstörfälle mit Absenkung von RDB-Druck und Kühlmitteltemperatur

werden in /NIE 90, SCH 92/ ausführlich diskutiert. Die wesentlichen Ergebnisse werden im nachfolgenden zusammengefaßt, die angegebenen Zahlenwerte sind als Abschätzungen zu verstehen.

In der Zuverlässigkeitsanalyse zum hydraulischen Einschließen der Steuerstäbe und zum elektrischen Sammeleinfahren wird zunächst ein Common-Cause-Ausfall der Mechanik nicht unterstellt. Dieser Ansatz ist begründet durch die sehr hohen Einschließkräfte und -reserven, die bei Reaktorschnellabschaltung auf die Steuerstäbe wirken.

◆ Fall 1

Ereignisabläufe mit Anforderung der Reaktorschnellabschaltung (RESA) führen im Fall 1 bei Nennleistung der Anlage zu einem nicht beherrschbaren Pfad, wenn zusätzlich das Sammeleinfahren der Steuerstäbe ausfällt. Die wesentlichen Beiträge liefern:

- Common-Cause-Ausfälle von 6 v 6-Schnellöffnungsventilen in der Öffnungsfunktion mit 10^{-5} /Anforderung
- Versagen beider Ringleitungen mit 10^{-6} /Anforderung

Das Versagen von Sammeleinfahren ist auf der Basis von Betriebserfahrung mit $2 \cdot 10^{-3}$ /Anforderung abgeschätzt worden. Damit führt der Fall 1 bei einer geschätzten Anforderung von ca. $1,5/a$ für die betrachteten Betriebstransienten mit einer Eintrittshäufigkeit von $3 \cdot 10^{-8}/a$ zu einem nicht beherrschten Pfad. Wegen seiner geringen Eintrittshäufigkeit wird dieser Pfad nicht weiter betrachtet.

◆ Fall 2

Der Fall 2 führt zum Ausfall des Einschließens der Steuerstäbe und des Sammeleinfahrens. Ein Versagen der Reaktorschutzanregung für die RESA bei Ereignisabläufen, die zum Ansprechen von zwei oder mehr diversitären Reaktorschutz-Anregekriterien führen, liefert mit einer Ausfallwahrscheinlichkeit von $< 10^{-8}$ /Anforderung einen vernachlässigbaren Beitrag.

Bei Ereignisabläufen mit einer fehlerhaft zu geringen RDB-Bespeisung, wie sie beispielsweise als Folge eines Fehlers in der RDB-Füllstandsregelung oder des Ausfalls der Speisewasserpumpen erfolgen kann, steht für die RESA-Anregung und die

Anregung zum Sammeleinfahren nur der Reaktorfüllstandsgrenzwert zur Verfügung. Bei diesen Ereignisabläufen wird die Ausfallwahrscheinlichkeit der Sicherheitsmaßnahmen im wesentlichen von der Qualität der Meßwerterfassung der RDB-Füllstandsmessung bestimmt. Unter Einbeziehung von Common-Cause-Ausfällen ist ein Wert von $5,0 \cdot 10^{-6}$ /Anforderung ermittelt worden. Die Eintrittshäufigkeit des Ereignisablaufs "Ausfall der RDB-Bespeisung" ist 0,2/a. Damit führt Fall 2 mit einer Eintrittshäufigkeit von $1,0 \cdot 10^{-6}$ /a zu einem Gefährdungszustand. Der Fall kann nur beherrscht werden, wenn eine RESA und eine RDB-Bespeisung von Hand ausgelöst wird. Weitere Untersuchungen sind hierzu erforderlich.

- Fall 3 und Fall 4

- ♦ Mechanischer Ausfall der Steuerstäbe

Zur Bewertung von Ausfällen der Stabmechanik wird in Anlehnung an die DRS, Phase B eine Abschätzung der Wahrscheinlichkeiten für Common-Cause-Ausfälle durchgeführt:

Die Sichtung der deutschen Erfahrung mit heute in Betrieb befindlichen SWR ergibt keine Ereignisse mit Ausfällen der Stabmechanik beim Einschießen. Ausfälle beim Einfahren von Stäben sind aufgrund mechanischer und elektrischer Ursachen aufgetreten, jedoch ohne Beeinträchtigung der Einschießfunktion.

Die Sichtung der US-Betriebserfahrung mit SWR-Steuerstäben ergibt ein Ereignis (SWR Millstone 1, Januar 1979) mit einem Fremdkörper, welcher für einen Stab das mechanische Einschießen und das Einfahren verhindert hat. Ein ähnliches Ereignis hat sich im schwedischen SWR Forsmark 2 im Juli 1985 ereignet, wobei hier eine geschraubte Gleitplatte Anlaß für einen mechanischen Stabausfall gewesen ist.

Die Zuverlässigkeitsbewertung der mechanischen Funktion des Einschießens und Einfahrens der Steuerstäbe geht in Anbetracht der gesichteten Betriebserfahrungen von einer Nullausfallstatistik der deutschen Betriebserfahrung mit Vorinformation aus amerikanischen und schwedischen Betriebserfahrungen aus. Der Schätzwert der Fehlerrate für Einzelstabversagen beträgt $5 \cdot 10^{-9}$ /h. Der Schätzwert der Eintrittsrate für einen non-lethal-shock entsprechend dem Binomial-Fehlerraten-Modell beläuft sich auf $2,5 \cdot 10^{-7}$ /h.

Neben den obigen Raten sind zur Analyse der Ausfallwahrscheinlichkeit von Steuerstäben Kenntnisse über die Anforderungsintervalle (Zeit zwischen dem letzten vollständigen Ausfahren der Stäbe bis zum Zeitpunkt der RESA) von Bedeutung. Die für die Anlage KRB-II, Block B und C spezifische Verteilungsfunktion der Anforderungsintervalle ist in Bild 3.24 dargestellt. Ca. 20 % der RESA sind während oder kurz nach dem Anfahren aufgetreten. Der Mittelwert des Anforderungsintervalls beträgt ca. 1840 h (77 d). Das längste Intervall wurde zu 378 d ermittelt (KRB-II, Block C, Ausfahren der Stäbe am 23.04.1986 - RESA am 06.05.1987).

Anmerkung: Wiederkehrende Prüfungen, bei denen einerseits im vierwöchentlichen Zyklus die Stäbe um 1 % ihrer Gesamtlänge verfahren werden und andererseits das teilweise Einfahren von Stäben beim Abfahren auf Minderleistung zur vierwöchentlichen Turbinenprüfung können unseres Erachtens nicht als Nachweis der Gängigkeit aller Stäbe über die volle Länge angesehen werden. Das vierwöchentliche Testintervall wird zur Abschätzung der Ausfallwahrscheinlichkeit deshalb nicht herangezogen.

Die dargelegten Raten und Anforderungsintervalle erlauben die Abschätzung der Wahrscheinlichkeiten für das Einzel- und Mehrstabversagen:

Mittelwert der Ausfallwahrscheinlichkeit eines Einzelstabes (aus der Population von 193 Stäben):

$$1,8 \cdot 10^{-3} \text{ bei Anforderung der Reaktorschnellabschaltung}$$

Mittelwert der Wahrscheinlichkeit des Vorliegens eines non-lethal-shocks:

$$4,8 \cdot 10^{-4} \text{ bei Anforderung der Reaktorschnellabschaltung}$$

Aus der beschränkten SWR-Betriebserfahrung liegen keine Informationen vor, welche Anzahl von Steuerstäben durch einen non-lethal-shock betroffen wäre. Der Begriff 'non-lethal-shock' bedeutet hier, daß infolge einer unbekanntem Ursache gleichzeitig $N < 193$ Steuerstäbe als ausgefallen, d. h. blockiert angesehen werden. Der zugeordnete Binomialfaktor kann mangels berichteter Ausfälle nicht aus der SWR-Betriebserfahrung ermittelt werden. Eine Analogie kann nur zu den Steuerstäben des DWR gezogen werden, weshalb zur Untersuchung der Empfindlichkeit der SWR gegenüber non-lethal-shocks in der Mechanik der Steuerstäbe die Betaverteilungsfunktion des

Binomialfaktors aus der DRS, Phase B übernommen wird. Obwohl sich sowohl die Steuerstäbe selbst als auch der Einfallmechanismus der DWR-Steuerstäbe deutlich vom Einschießmechanismus des SWR unterscheidet, wird aufgrund fehlender SWR-Statistik auf die DWR-Modellierung zurückgegriffen.

Die Ausfallwahrscheinlichkeiten $P(N)$ für N in beliebigen Positionen des Kernquerschnittes ausgefallene Steuerstäbe ist in Bild 3.25 dargestellt. Die Verteilung $P(N)$ ist durch Simulation ermittelt worden, wobei alle Parameter mit ihren Verteilungsfunktionen eingingen. Die Verteilung $P(N)$ verläuft relativ flach: Ausfälle mit $N = 1$ bis ca. 15 Steuerstäben liegen im Wahrscheinlichkeitsbereich > 10 bei Anforderung der Reaktorschnellabschaltung.

Im Gegensatz zur Interpretation der Wahrscheinlichkeiten $P(N)$ bei der DRS (BIBLIS: 61 Steuerstäbe) verlangt die deutlich größere Population von 193 Steuerstäben eines KRB-II-Reaktorkerns eine numerische Analyse der Nachbarschaftswahrscheinlichkeiten. Dabei wird streng in Übereinstimmung mit dem BFR-Modell für 'Common cause Ausfälle' die Unabhängigkeit der Steuerstäbe untereinander postuliert. Bild 3.26 stellt die Nachbarschaftswahrscheinlichkeiten $w(m, N)$ dar. Fallen z. B. $N = 10$ Steuerstäbe in beliebigen Positionen aus, so betragen die Anteile der Kombinationen mit

$m = 2$ benachbarten Stäben:	ca. 0,63
$m = 3$ benachbarten Stäben:	ca. 0,22
$m = 4$ benachbarten Stäben:	ca. 0,04
$m = 5$ benachbarten Stäben:	ca. 0,008
$m = 6$ benachbarten Stäben:	ca. 0,001
$m = 7$ benachbarten Stäben:	ca. 0,0002.

Die Anteile $w(m, N)$ werden zur Ermittlung der Wahrscheinlichkeiten $P(m)$ für m benachbart ausgefallene Steuerstäbe bei Anforderung der Reaktorschnellabschaltung

$$P(m) = \sum_{N=m}^{193} w(m, N) \cdot P(N)$$

genutzt.

♦ Fall 3

Für zwei oder drei benachbarte, ausgefallene Steuerstäbe in Kombination mit Ereignisabläufen, die mit einer Druck- und Temperaturabsenkung im Kühlmittel verbunden sind, läßt sich Unterkritikalität (kalt) nicht herstellen.

Detaillierte qualitative Analysen zu Mindestanforderungen an die Wärmeabfuhr und zum Anlagenverhalten liegen nicht vor. Den wesentlichen Beitrag liefert das

- Klemmen von zwei oder drei nebeneinanderliegenden Steuerstäben wegen Common-Cause-Ausfall mit $1,8 \cdot 10^{-4}$ pro Anforderung der Reaktorschnellabschaltung (38 % der non-lethal-shocks). Die Verteilungsfunktion der Ausfallwahrscheinlichkeit von 2 oder 3 nebeneinanderliegenden Steuerstäbe wird in Bild 3.27 gezeigt.

Medianwert:	$6,5 \cdot 10^{-5}$	bei Anforderung der RESA
Mittelwert:	$1,8 \cdot 10^{-4}$	bei Anforderung der RESA
95 %-Perzentil:	$8 \cdot 10^{-4}$	bei Anforderung der RESA

Das elektromotorische Sammeleinfahren wird in diesem Fall ebenfalls als nicht wirksam unterstellt. Aufgrund bisheriger Betriebserfahrungen ist für die Eintrittshäufigkeit für einen Ereignisablauf mit einer Druck- und Temperaturabsenkung im Kühlmittel ein Wert von $0,2/a$ anzusetzen. Damit ergibt sich für diesen Fall eine Eintrittshäufigkeit von $3,6 \cdot 10^{-5}/a$. Ob und mit welcher bedingten Wahrscheinlichkeit der Fall zu einem Gefährdungszustand führt, muß noch untersucht werden.

♦ Fall 4

Bei Ausfällen von vier oder mehr benachbarten Steuerstäben ist die Unterkritikalität im Zustand "heiß" nicht zu erreichen. Ausfälle von mehr als 7 benachbarter Steuerstäbe liefern keinen nennenswerten Beitrag zur Wahrscheinlichkeit des Common-Cause-Ausfalls von $2,9 \cdot 10^{-5}$ pro Anforderung der Reaktorschnellabschaltung (5,8 % der non-lethal-shocks). Die Verteilungsfunktion der Ausfallwahrscheinlichkeit von ≥ 4 nebeneinanderliegender Steuerstäbe wird in Bild 3.27 gezeigt:

Medianwert:	$1,8 \cdot 10^{-6}$	bei Anforderung der RESA
-------------	---------------------	--------------------------

Mittelwert:	$2,9 \cdot 10^{-5}$	bei Anforderung der RESA
95 %-Percentil:	$1,3 \cdot 10^{-4}$	bei Anforderung der RESA

Der Mittelwert hat 83%-Percentilqualität aufgrund der Schiefe der Verteilungsfunktionen der Eingangsparameter und der Potenzfunktionen der Binomialverteilung.

Die Eintrittshäufigkeit für eine Transiente mit Ausfall der Hauptwärmesenke oder Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung ist etwa $1/a$. Damit führt Fall 4 zu einer Eintrittshäufigkeit von $2,9 \cdot 10^{-5}/a$ für einen Gefährdungszustand. Weitere Untersuchungen sind hierzu erforderlich.

Die relevanten Ausfallmuster mit 2 oder 3 bzw. 4 bis 7 nicht in den Kern eingebrachten, benachbarten Steuerstäben führen zur Rekritikalität mit einem Beitrag der nuklearen Leistung, welche mit den Nachwärmeabfuhrsystemen auslegungsgemäß beherrscht werden kann. Eine quantitative Analyse der Mindestmengenanforderungen an das NWA-System und dessen Nichtverfügbarkeit liegt jedoch nicht vor. Um langfristig Unterkritikalität herzustellen, ist eine ausreichende Borierung durch das Boreinspeisesystem erforderlich.

♦ Anmerkung

Die angewandte Methodik hat es erlaubt, den Umfang der Population der Steuerstäbe mit den vielfachen potentiellen Kombinationen von benachbarten, zur Rekritikalität führenden Ausfallmustern zu analysieren. Die beschränkte empirische Basis ist durch die Verteilungsfunktionen der Eingangsparameter des BFR-Modells simulativ bis in die Verteilungsfunktionen der Wahrscheinlichkeiten der unterschiedenen, kritischen Ausfallmuster fortgepflanzt worden. Bei Fall 3 und 4 ist je ein Faktor 4 zwischen Mittelwert und 95 %-Percentil zu verzeichnen; dies ist in Anbetracht der Ausfallwahrscheinlichkeiten im Bereich 10^{-4} pro Anforderung für ein höchst redundantes System angemessen.

Da die BFR-Modellvoraussetzung: "keine Wechselwirkung zwischen Steuerstäben in ihrem Ausfallverhalten" nicht empirisch bestätigt werden kann, hat die obige Analyse mehr zur Zielsetzung, eine Abschätzung der Ausfallwahrscheinlichkeiten zu geben und deren Sensitivität darzustellen.

3.3.3.4 Zusammenfassung der Ergebnisse

Die ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems und der modifizierten Abfahrkühlleitung ermittelten Ergebnisse der anlagentechnischen Untersuchungen für die anlageninternen Ereignisse sind in der Tabelle 3.30 und in den Bildern 3.28 bis 3.30 zusammengestellt. Tabelle 3.31 und die Bilder 3.31 bis 3.33 zeigen die Ergebnisse mit Berücksichtigung dieser Systemänderungen.

- Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände

Die prozentualen Beiträge der für die einzelnen auslösenden Ereignisse ermittelten Häufigkeiten der Gefährdungszustände zur Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände sind in Bild 3.34 dargestellt. Die dominanten Beiträge im Fall ohne ZUNA ergeben sich aus den Ausfällen der Hauptwärmesenke T3 und T3T2 (ca. 70 %). Kühlmittelverluststörfälle und der ATWS-Fall "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung und Versagen der Meßwerterfassung für die RESA" haben mit insgesamt 4 % eine geringe Bedeutung im Bezug auf das Gesamtergebnis der Summenhäufigkeit. Beim Kühlmittelverluststörfall ist jedoch zu berücksichtigen, daß ein mögliches Folgeversagen der Frischdampfleitungen oder der anschließenden Systeme bei Fluten des RDB und Ausfall des Durchdringungsabschlusses nicht bewertet wurde. Bei unterstelltem Folgeversagen würden sich nennenswerte Beiträge zur Häufigkeit des Anlagenzustandes b_2^* ergeben. Im übrigen stellen die KMV keine wesentlich höheren Anforderungen an die Systemfunktionen als die Transienten und liefern daher bei geringeren Eintrittshäufigkeiten entsprechend geringere Häufigkeiten der Gefährdungszustände.

Mit ZUNA ergeben sich für den ATWS-Fall sowie den Notstromfall größere relative Beiträge zur (nun allerdings verringerten) Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände. Auf die Häufigkeit des Anlagenzustandes b_3 beim ATWS hat ZUNA keinen Einfluß, weil der GVA der Meßwerterfassung für den RDB-Füllstand auch zum Ausfall der Signale für die RDB-Einspeisung durch ZUNA führt. Beim Notstromfall würde bei Ausfall der gesamten 24-V- oder 220-V-Gleichstromversorgung keine Druckentlastung durch die ADE erfolgen können, womit ZUNA nicht in den RDB speisen könnte. Die entsprechenden Ausfälle der Stromversorgung tragen mit fast 90 % zum nicht beherrschten Notstromfall bei.

- Beiträge einzelner Funktionselement-Ausfälle zur Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände

Im Bild 3.35 sind die Importanzen der wichtigsten Komponentenausfälle bzw. Ausfälle von Handmaßnahmen mit ihren entsprechenden Absolutbeiträgen zur Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände aufgetragen. Ohne ZUNA sind hier vor allem das Startversagen aller drei nuklearen Zwischenkühlumpen sowie aller drei nuklearen Nebenkühlwasserpumpen von Bedeutung. Ausfallkombinationen, die einen dieser GVA enthalten, tragen zusammen mit ca. 65 % zum Ergebnis bei. Mit ZUNA spielen die genannten GVA der Meßwerterfassung (Füllstand RDB) sowie der Gleichstromversorgung eine Rolle.

- Beiträge unterschiedlicher Ausfallarten zur Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände

Bild 3.36 zeigt zusammenfassend den Einfluß der Ausfallarten

- GVA
- Ausfälle geplanter Handmaßnahmen und
- aller anderen möglichen Ausfallarten, im wesentlichen unabhängige Komponentenausfälle.

Die Ausfallkombinationen, die zu einem Gefährdungszustand führen, lassen sich anhand dieser drei Kategorien in insgesamt 7 Gruppen einteilen: Ausfallkombinationen, die nur GVA enthalten, die nur Ausfälle geplanter Handeingriffe enthalten, usw. Die relativen Beiträge zur Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände sind durch die Größe der Kreissegmente repräsentiert. Bild 3.36 zeigt, daß das Ergebnis zu nahezu 100% von Ausfallkombinationen bestimmt wird, die entweder ausschließlich GVA - im Fall ohne ZUNA allein ca. 80% - oder Kombinationen aus GVA mit unabhängigen Ausfällen oder/und mit Ausfällen geplanter Handmaßnahmen sind. Der sehr hohe Anteil von Common-Cause-Ausfällen läßt sich beispielhaft anhand des Startversagens aller 3 Zwischenkühlkreispumpen erklären. So beträgt der Erwartungswert der mittleren Nichtverfügbarkeit einer Pumpe knapp $2E-3$ und damit der Erwartungswert für das Startversagen aller 3 Pumpen aufgrund unabhängiger Ausfälle weniger als $1E-7$. Als GVA-Wahrscheinlichkeit wurde demgegenüber ein Erwartungswert von

ca. $1,5E-5$ ermittelt. Die geringe Bedeutung von Systemversagen aufgrund unabhängiger Ausfälle gegenüber den GVA trifft auch für andere Komponenten zu.

Mit ZUNA wird der Anteil der Ausfallkombinationen, die nur GVA enthalten, von vorher 80% auf etwa die Hälfte reduziert. Der Grund liegt darin, daß die ohne ZUNA zum TOP führenden GVA - z. B. die genannten Pumpenausfälle - jetzt nur in Kombination mit dem Ausfall einer ZUNA-Komponente einen Systemausfall bewirken. Dies gilt allerdings nicht für den Ausfall der Meßwerterfassung des RDB-Füllstandes beim Ausfall Hauptspeisewasser sowie für den Ausfall der 24-Volt-Gleichstromversorgung beim Notstromfall. Wie bereits erläutert, hat ZUNA in diesen Fällen keinen Einfluß auf die betreffenden Ausfallkombinationen, was die verbleibenden 43 % für nur GVA erklärt.

Ausfallkombinationen, die ein Versagen geplanter Handmaßnahmen enthalten, spielen im Fall ohne ZUNA mit ca. 11% eine vergleichsweise geringe Rolle. Zu dem relativ geringen Anteil von menschlichem Fehlhandlungen trägt der hohe Automatisierungsgrad der Anlage wesentlich bei. Es gibt keine Ereignisabläufe, die ausschließlich aufgrund von Ausfällen geplanter Handeingriffe zu einem Gefährdungszustand führen.

- Beiträge der unterschiedlichen Anlagenzustände zur Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände

In Bild 3.37 sind die prozentualen Beiträge der Häufigkeiten für die bewerteten Anlagenzustände b_1 , b_3 und b_4 dargestellt. Das Diagramm zeigt für den Fall ohne ZUNA eine etwa 50%ige Aufteilung in die Anlagenzustände b_1 - Ausfall der gesamten Nachwärmeabfuhr - und b_3 - Ausfall der RDB-Bespeisung. Der Ausfall der Druckbegrenzung des Reaktorkühlkreislaufs spielt demgegenüber keine Rolle. Wird berücksichtigt, daß bei b_1 die Gefährdung nach frühestens 10 Stunden und bei fast 80% der b_3 -Fälle nach frühestens 5 Stunden eintritt, so wird das Potential für Reparatur bzw. interne Notfallmaßnahmen deutlich: Etwa 90% der Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände sind von Abläufen bestimmt, die relativ lange nach dem Eintritt des auslösenden Ereignisses zu einer Gefährdung führen.

Mit ZUNA überwiegt die Gefährdung aufgrund eines Ausfalls der RDB-Bespeisung - b_3 . Die Häufigkeit des Anlagenzustandes b_3 ist allerdings um den Faktor 7 geringer als

ohne ZUNA. Aufgrund der geschilderten Ausfallursachen (Meßwerterfassung und Gleichstromversorgung) liegen jetzt für b_3 in ca. 90% der Fälle Zeiten bis zu einer Stunde vor. Die Häufigkeit von b_1 ist durch ZUNA um den Faktor 40 reduziert worden und spielt mit 16% der Summenhäufigkeit eine weit geringere Rolle als im Fall ohne ZUNA. Insgesamt kann bei ca. 25% der Summenhäufigkeit von $4,4E-6/a$ von Zeitspannen länger als 5 Stunden ausgegangen werden, bis zu denen eine Gefährdung eintritt.

- Zusammenfassung und Schlußfolgerungen

Ohne Berücksichtigung von ZUNA beträgt die Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände $5E-5/a$.

- Die dominanten auslösenden Ereignisse sind hierbei die Transienten Ausfall der Hauptwärmesenke sowie der Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung durch gemeinsame Ursache.
- Die wichtigsten Komponentenausfälle sind das Startversagen aller 3 Zwischenkühlkreispumpen und aller 3 Nebenkühlwasserpumpen.
- Common-Cause-Ausfälle (GVA) sind insgesamt mit fast 100% an der Summenhäufigkeit beteiligt.
- Ausfälle geplanter Handmaßnahmen tragen nur mit ca. 10% zum Ergebnis bei.
- Die Summenhäufigkeit wird jeweils zur Hälfte von Ausfällen der gesamten Nachwärmeabfuhr und Ausfällen der RDB-Bespeisung bestimmt.
- Für 90% der Fälle liegen lange Zeiten von mehr als 5 Stunden für den Eintritt der Gefährdung vor, damit bestehen gute Chancen für Reparatur bzw. interne Notfallmaßnahmen.

Unter Berücksichtigung von ZUNA verringert sich die die Summenhäufigkeit um etwa eine Größenordnung auf $4,4E-6/a$.

- Dominante auslösende Ereignisse sind jetzt der Notstromfall und der ATWS-Fall Ausfall Hauptspeisewasser mit Versagen der Signale zur Auslösung der Reaktorschnellabschaltung.

- Am stärksten tragen die Common-Cause-Ausfälle der Meßwerterfassung für den RDB-Füllstand sowie der 24-Volt- bzw. 220-Volt-Gleichstromversorgung bei.
- Das Ergebnis wird zu fast 80% vom Ausfall der Systemfunktion RDB-Bespeisung bestimmt.
- Lange Zeiten von mehr als 5 Stunden bis Eintritt der Gefährdung sind jetzt nur noch bei 25% der Summenhäufigkeit gegeben.

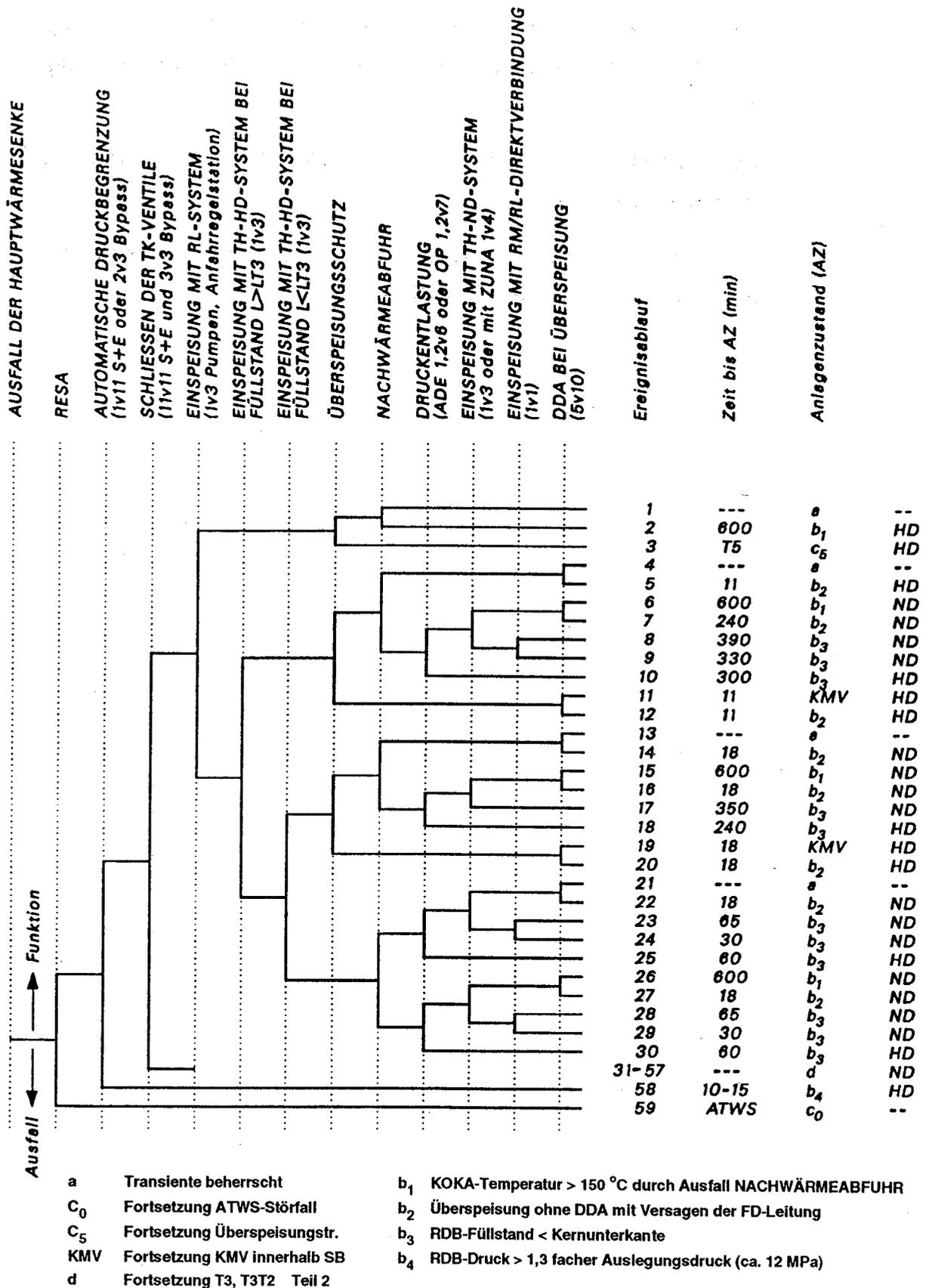


Bild 3.1 T3 bzw. T3T2 , Ausfall der Hauptwärmesenke (Teil 1)

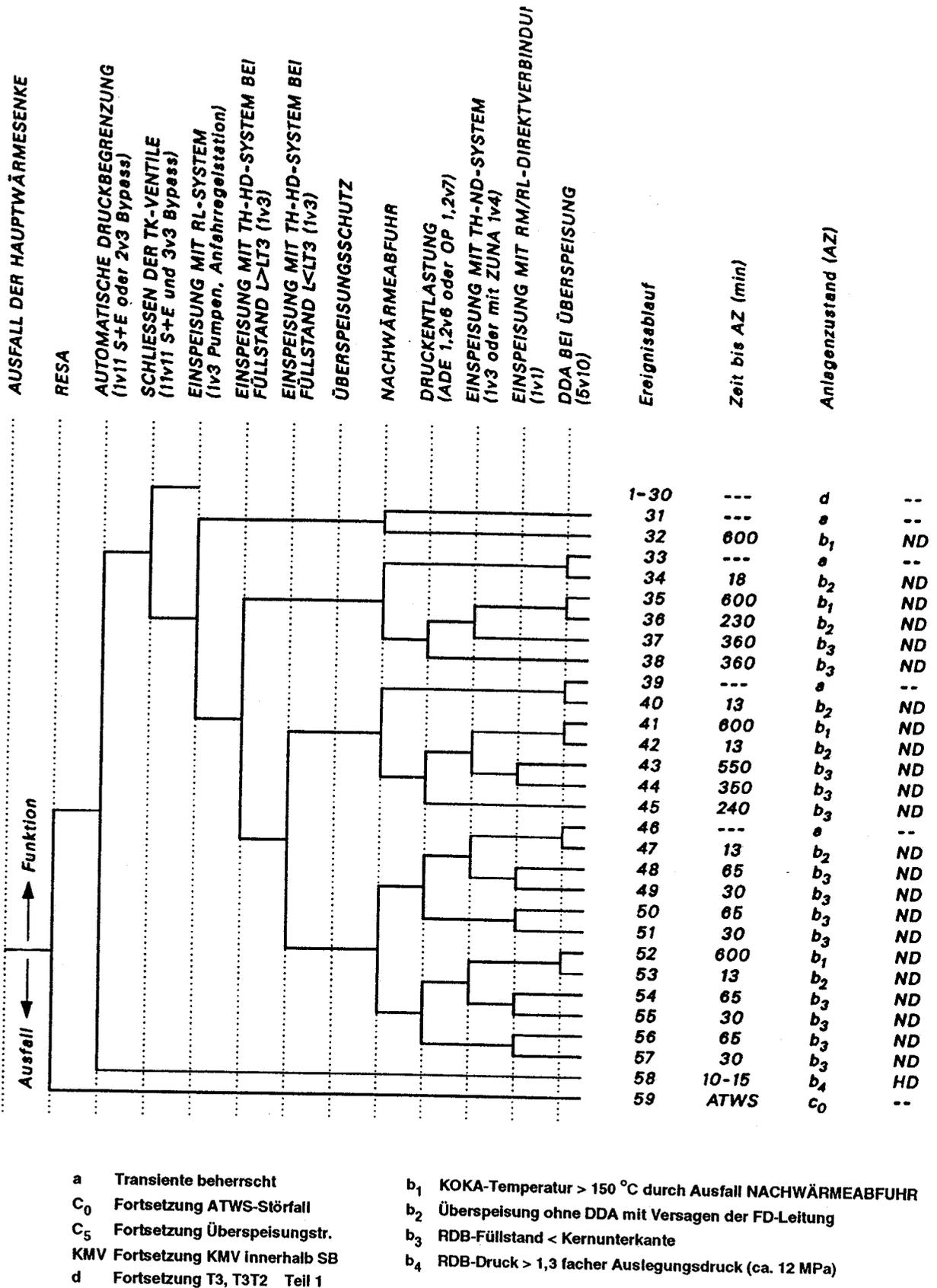


Bild 3.2 T3 bzw. T3T2 , Ausfall der Hauptwärmesenke (Teil 2)

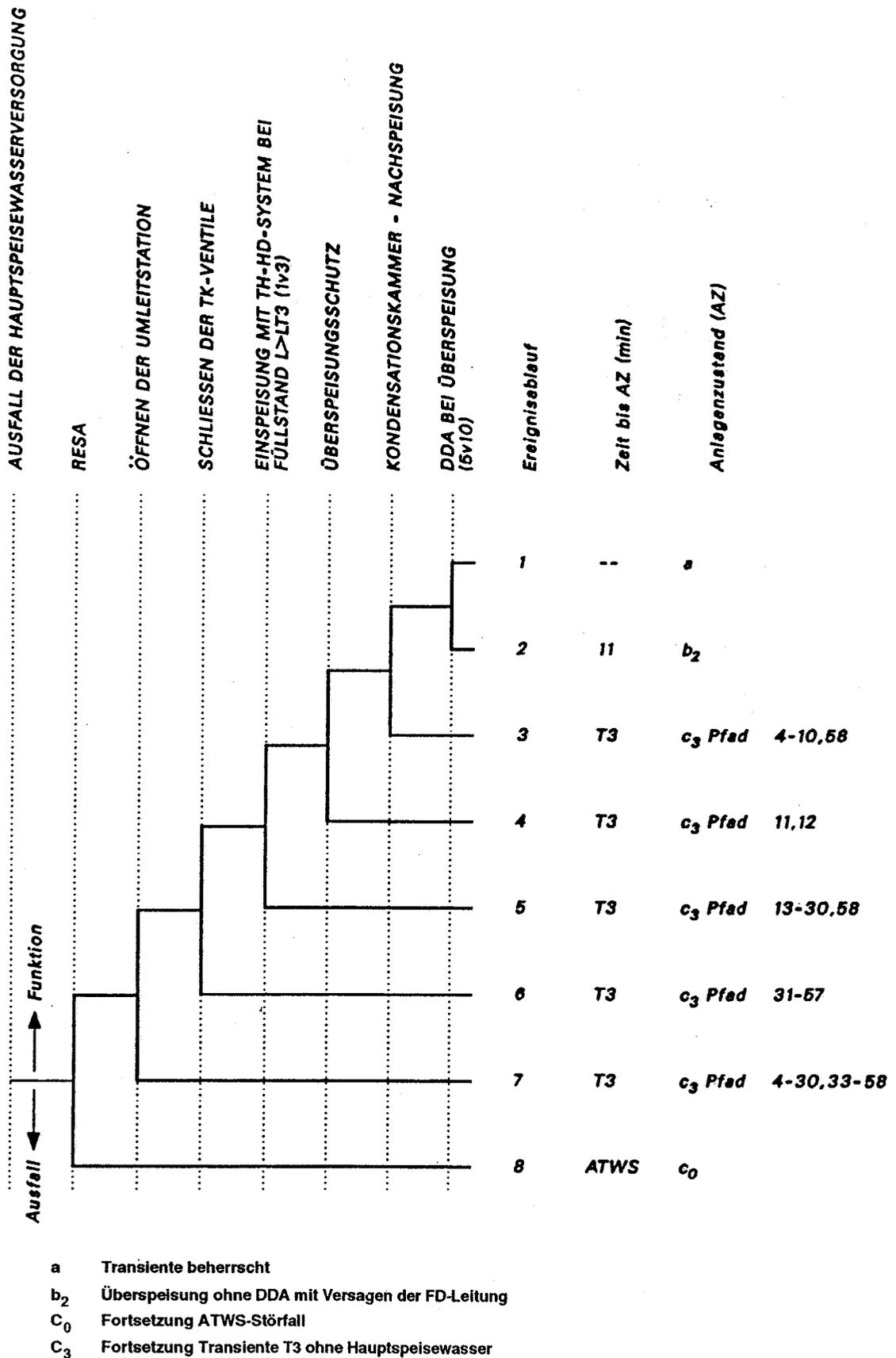


Bild 3.3 T2 , Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung (Teil 1)

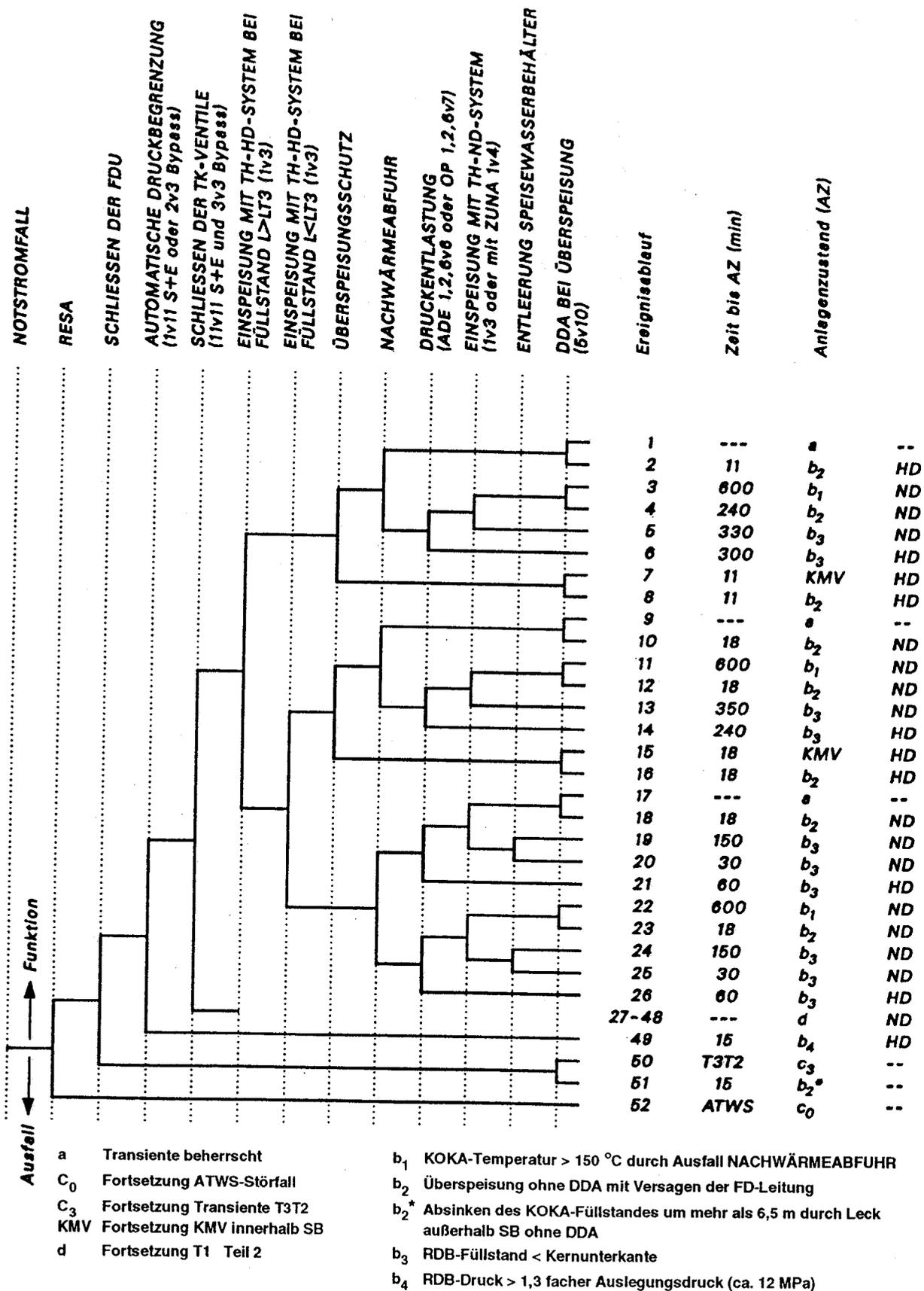
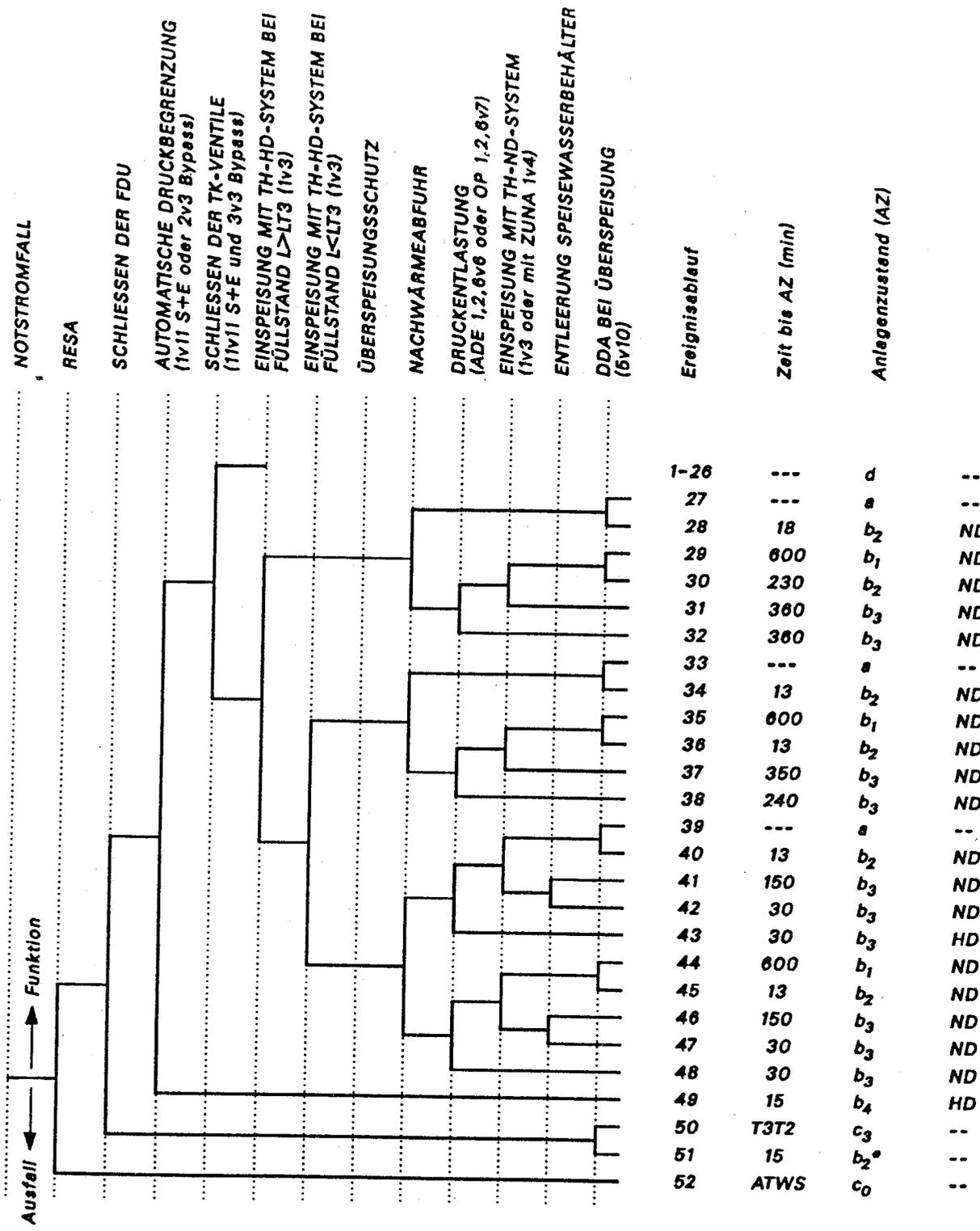


Bild 3.4 T1 , Notstromfall (Teil 1)



- a Transiente beherrscht
- c₀ Fortsetzung ATWS-Störfall
- c₅ Fortsetzung Überspeisungstr. KMV Fortsetzung KMV innerhalb SB
- d Fortsetzung T3, T3T2 Teil 1
- b₁ KOKA-Temperatur > 150 °C durch Ausfall NACHWÄRMEABFUHR
- b₂ Überspeisung ohne DDA mit Versagen der FD-Leitung
- b₂^{*} Absinken des KOKA-Füllstandes um mehr als 6,5 m durch Leck außerhalb SB ohne DDA
- b₃ RDB-Füllstand < Kernunterkante
- b₄ RDB-Druck > 1,3 facher Auslegungsdruck (ca. 12 MPa)

Bild 3.5 T1, Notstromfall (Teil 2)

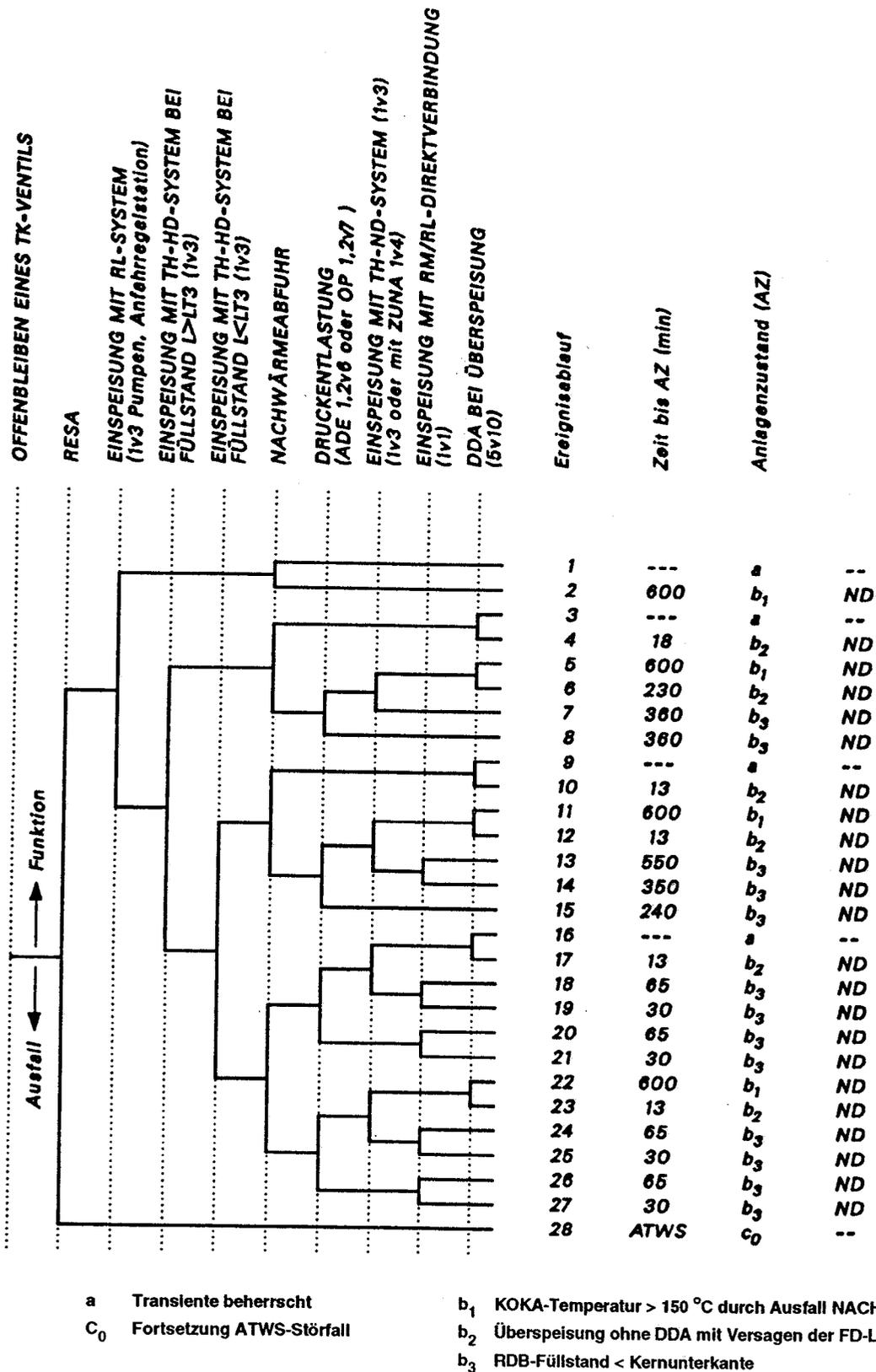
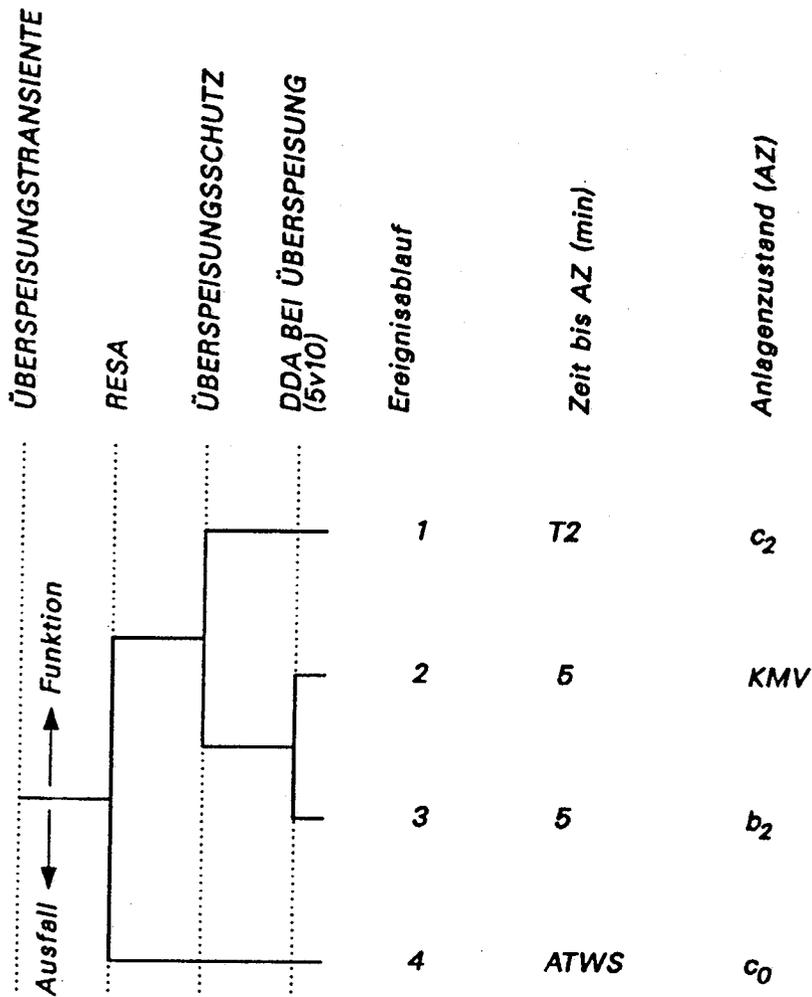


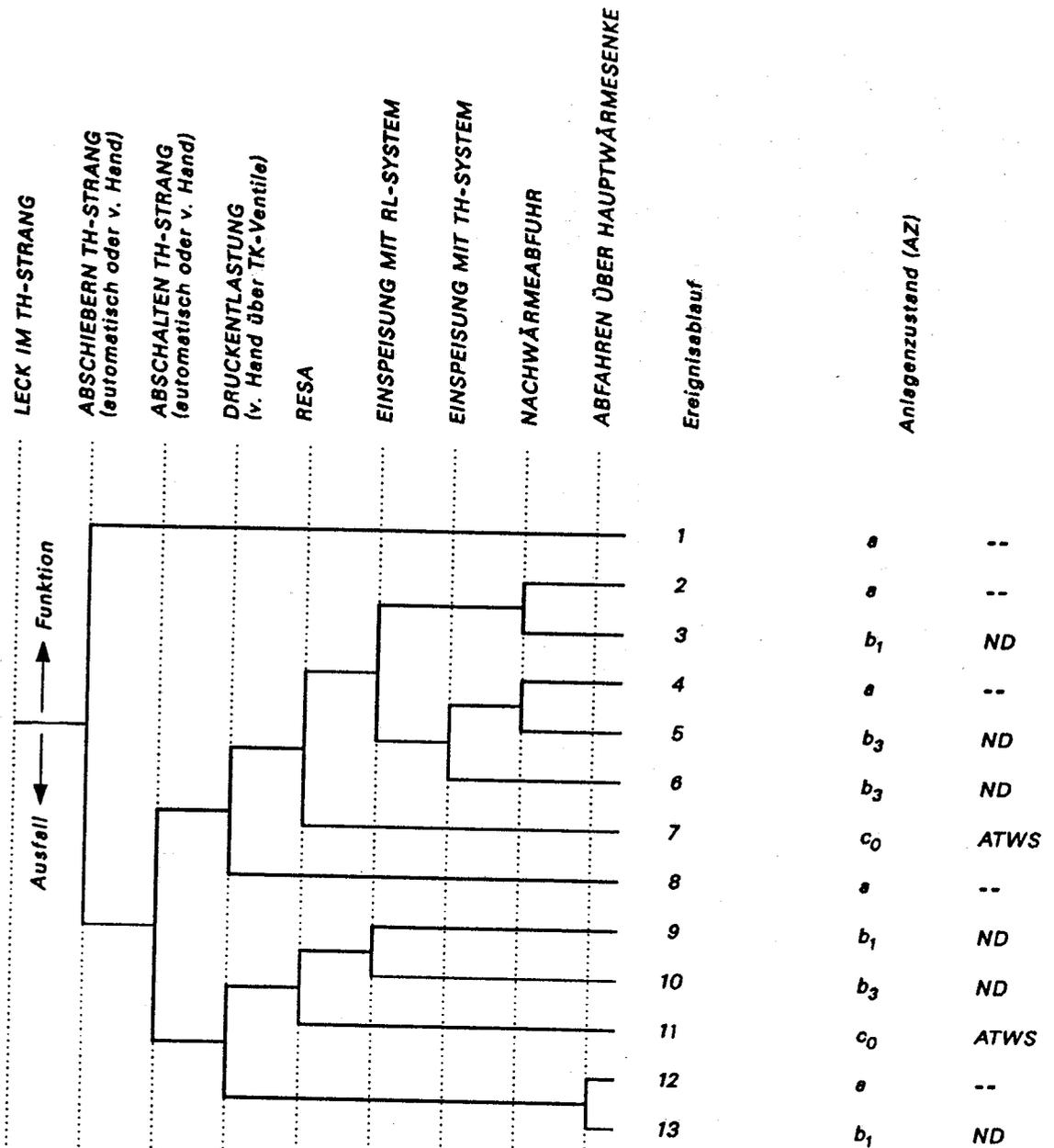
Bild 3.6 T4 , Offenbleiben eines TK-Ventils



- a Transiente beherrscht
- c₀ Fortsetzung ATWS-Störfall
- c₂ Fortsetzung Transiente T2
- KMV Fortsetzung KMV innerhalb SB

b₂ Überspeisung ohne DDA mit Versagen der FD-Leitung

Bild 3.7 T5, Überspeisungstransiente



a Transiente beherrscht
 c₀ Fortsetzung ATWS-Störfall

b₁ KOKA-Temperatur > 150 °C durch Ausfall NACHWÄRMEABFUHR
 b₃ RDB-Füllstand < Kernunterkante

Bild 3.8 T7.1, Leck TH-Strang innerhalb/außerhalb Compartment
 Betriebsweise: Bereitschaftsstellung oder betriebliches KOKA-Kühlen (T > 32 °C)

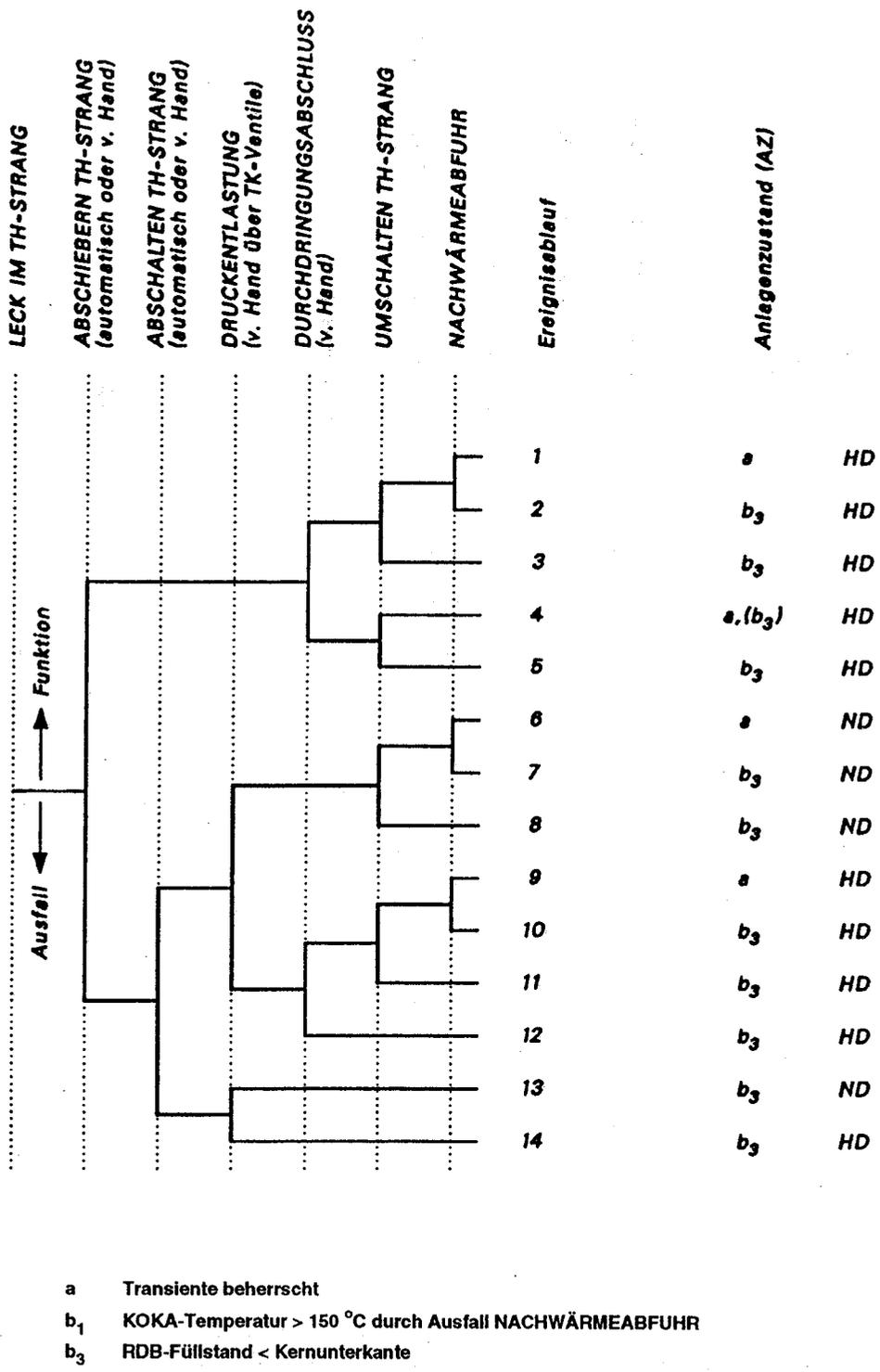


Bild 3.9 T7.2, Leck TH-Strang innerhalb/außerhalb Compartment
 Betriebsweise : Betriebliche Anregung RDB-Nachspeisen (L< LT2)

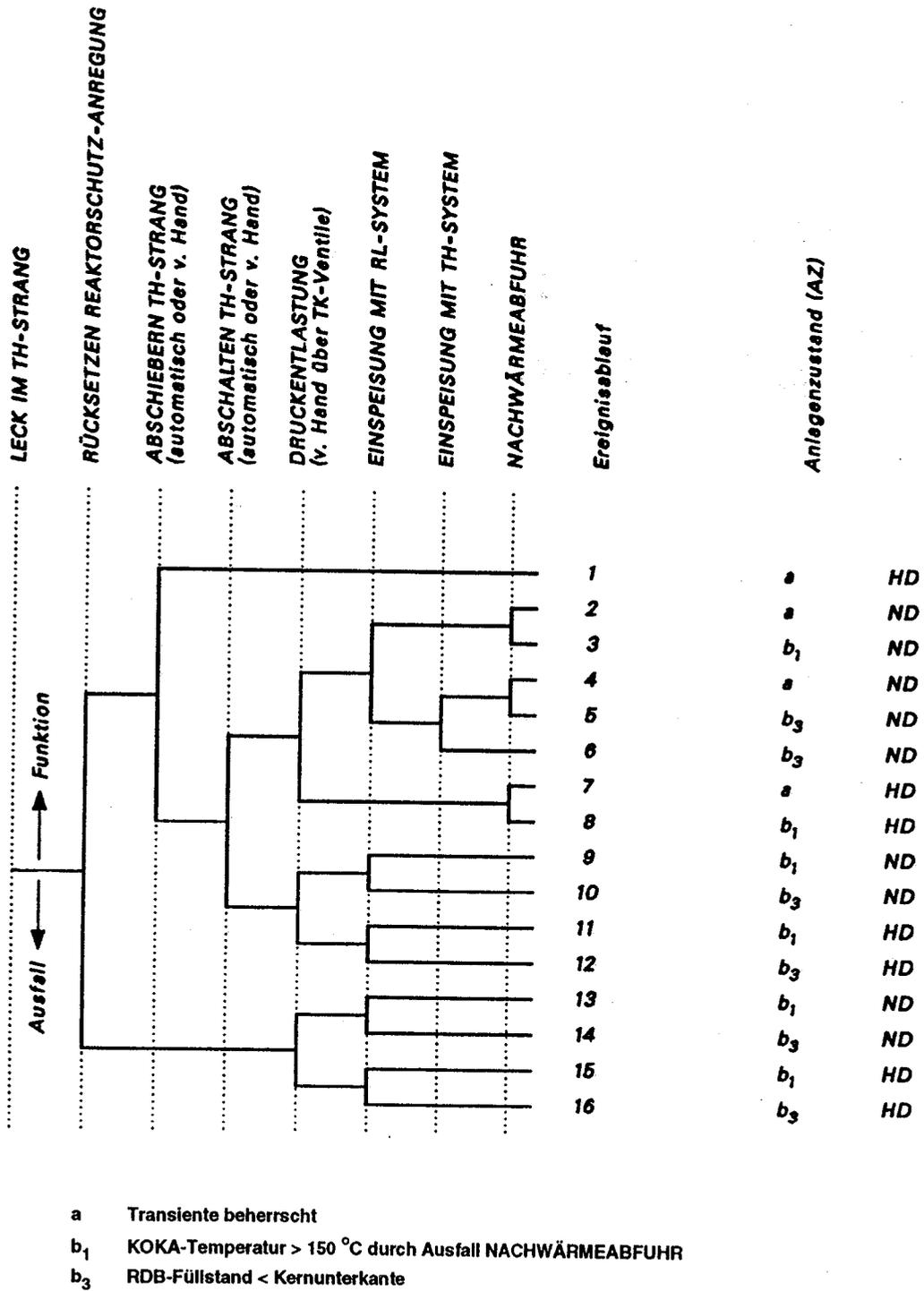
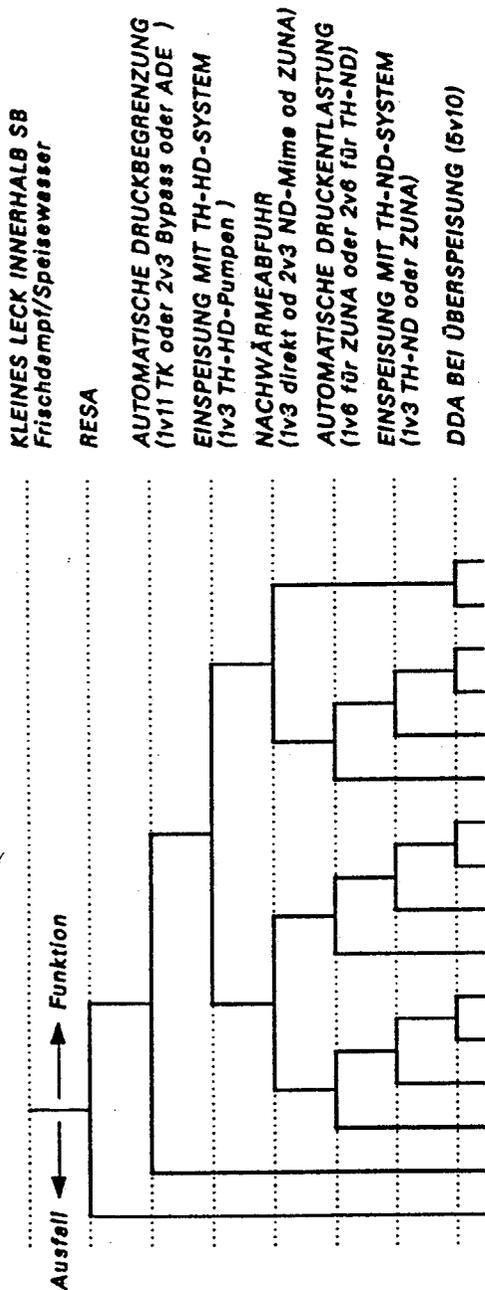


Bild 3.10 T7.3, Leck TH-Strang innerhalb/außerhalb Compartment
 Betriebsweise : Reaktorschutzanregung

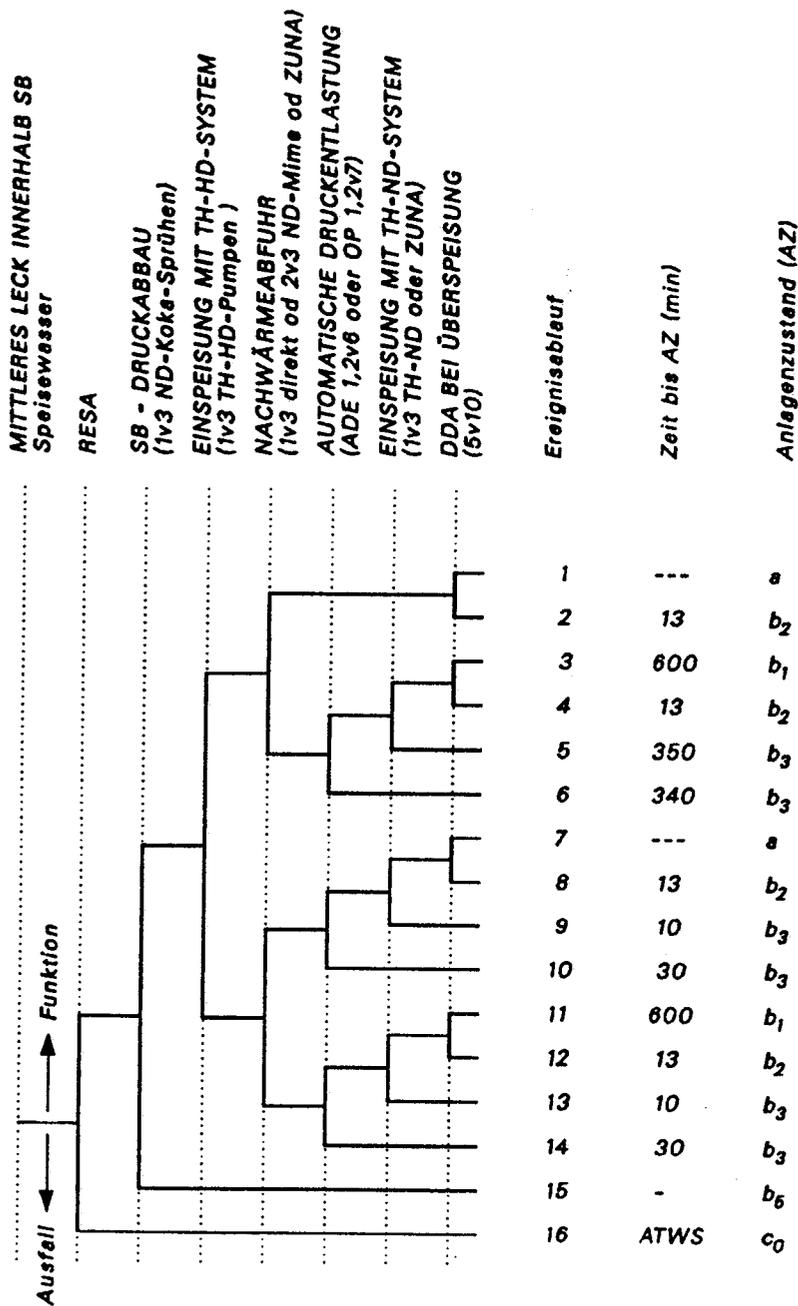


Ereignisbleuf	Zeit bis AZ (min)	Anlagenzustand (AZ)
1	---	a
2	13	b ₂
3	600	b ₁
4	13	b ₂
5	350	b ₃
6	240	b ₃
7	---	a
8	13	b ₂
9	15	b ₃
10	60	b ₃
11	600	b ₁
12	13	b ₂
13	15	b ₃
14	60	b ₃
15	10	b ₄
16	ATWS	c ₀

- a Transiente beherrscht
- c₀ Fortsetzung ATWS-Störfall

- b₁ KOKA-Temperatur > 150 °C durch Ausfall NACHWÄRMEABFUHR
- b₂ Überspeisung ohne DDA mit Versagen der FD-Leitung
- b₃ RDB-Füllstand < Kernunterkante
- b₄ RDB-Druck > 1,3 facher Auslegungsdruck (ca. 12 MPa)

Bild 3.11 LI1-FD/RL , Kleines Leck innerhalb SB , Frischdampf / Speisewasser



a Transiente beherrscht
c₀ Fortsetzung ATWS-Störfall

b₁ KOKA-Temperatur > 150 °C durch Ausfall NACHWÄRMEABFUHR
b₂ Überspeisung ohne DDA mit Versagen der FD-Leitung
b₃ RDB-Füllstand < Kernunterkante
b₅ SB-Druck > 0,6 MPa

Bild 3.12 LI2-RL , Mittleres Leck innerhalb SB , Speisewasser

GROSSES LECK INNERHALB SB
Frischdampf/Spisewasser

RESA

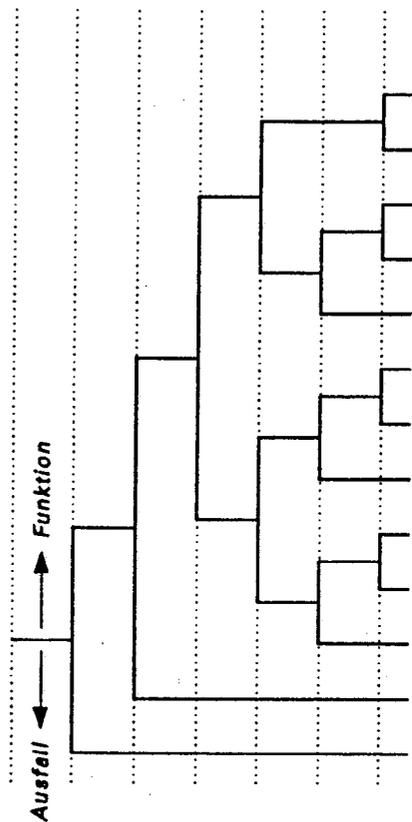
SB - DRUCKABBAU
(1v3 ND-Koka-Sprühen)

EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM
(1v3 TH-HD-Pumpen)

NACHWÄRMEABFUHR
(1v3 direkt od 2v3 ND-Mime od ZUNA)

EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM
(1v3 TH-ND oder ZUNA)

DDA BEI ÜBERSPEISUNG
(5v10)



Ereignisablauf

Zeit bis AZ (min)

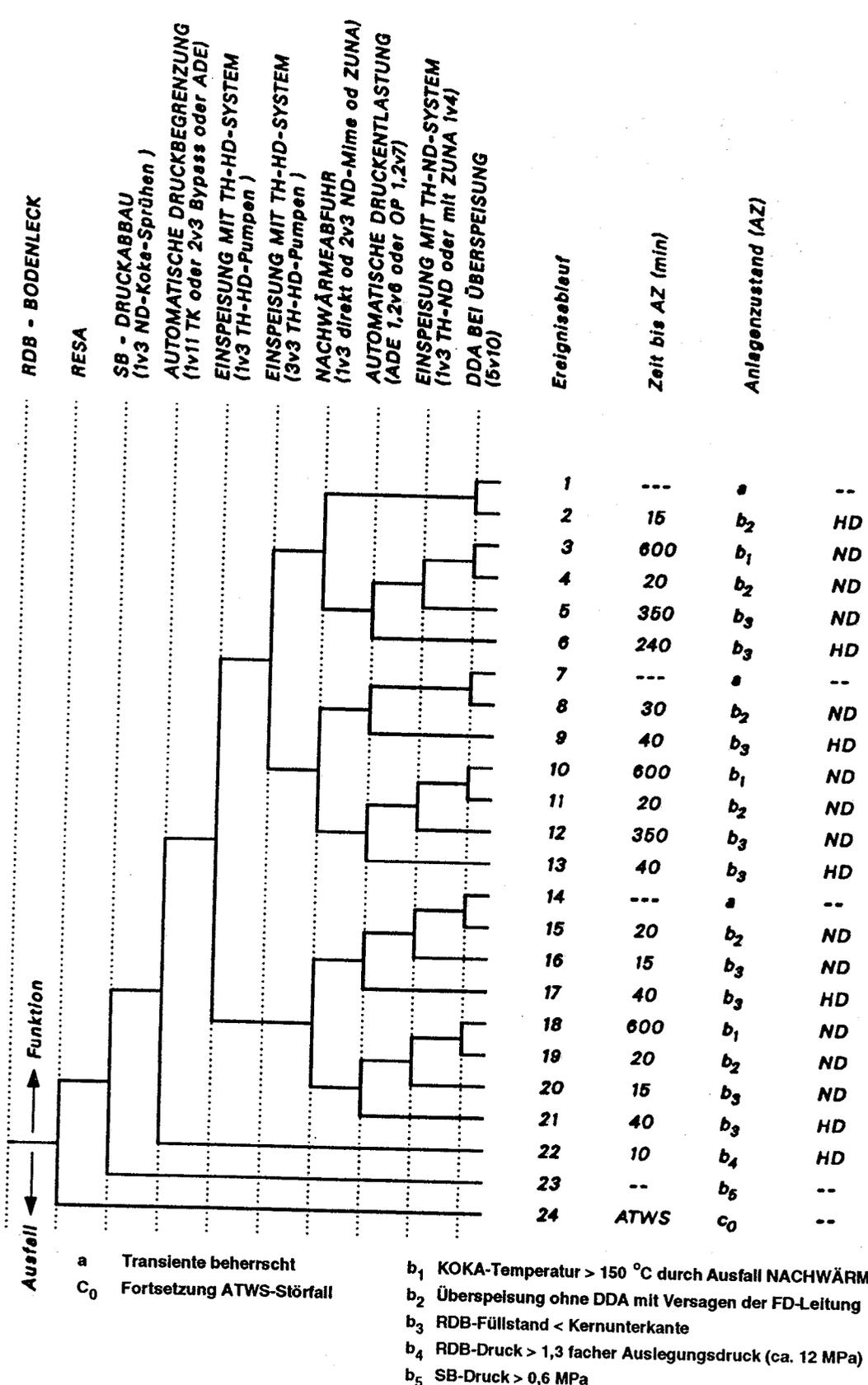
Anlagenzustand (AZ)

1	---	a
2	13	b ₂
3	600	b ₁
4	13	b ₂
5	350	b ₃
6	---	a
7	13	b ₂
8	10	b ₃
9	600	b ₁
10	13	b ₂
11	30	b ₃
12	-	b ₅
13	ATWS	c ₀

a Transiente beherrscht
c₀ Fortsetzung ATWS-Störfall

b₁ KOKA-Temperatur > 150 °C durch Ausfall NACHWÄRMEABFUHR
b₂ Überspeisung ohne DDA mit Versagen der FD-Leitung
b₃ RDB-Füllstand < Kernunterkante
b₅ SB-Druck > 0,6 MPa

Bild 3.13 LI3-FD/RL , Großes Leck innerhalb SB , Frischdampf / Spisewasser



RDB - BODENLECK

RESA

SB - DRUCKABBAU
(1v3 ND-Kota-Sprühen)

AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG
(1v11 TK oder 2v3 Bypass oder ADE)

EINSPESUNG MIT TH-HD-SYSTEM
(1v3 TH-HD-Pumpen)

EINSPESUNG MIT TH-HD-SYSTEM
(3v3 TH-HD-Pumpen)

NACHWÄRMEABFUHR
(1v3 direkt od 2v3 ND-Mime od ZUNA)

AUTOMATISCHE DRUCKENTLASTUNG
(ADE 1,2v6 oder OP 1,2v7)

EINSPESUNG MIT TH-ND-SYSTEM
(1v3 TH-ND oder mit ZUNA 1v4)

DDA BEI ÜBERSPEISUNG
(5v10)

a Transiente beherrscht
c₀ Fortsetzung ATWS-Störfall

b₁ KOKA-Temperatur > 150 °C durch Ausfall NACHWÄRMEABFUHR
b₂ Überspeisung ohne DDA mit Versagen der FD-Leitung
b₃ RDB-Füllstand < Kernunterkante
b₄ RDB-Druck > 1,3 facher Auslegungsdruck (ca. 12 MPa)
b₅ SB-Druck > 0,6 MPa

Bild 3.14 LIB , RDB - Bodenleck

KLEINES LECK AUSSERHALB SB
Frischdampf

RESA

DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS - RA
(1v2)

AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG
(1v11 TK oder 2v3 Bypass)

EINSPEISUNG MIT RL - SYSTEM
(1v3 Pumpen, Anfahrregelstation)

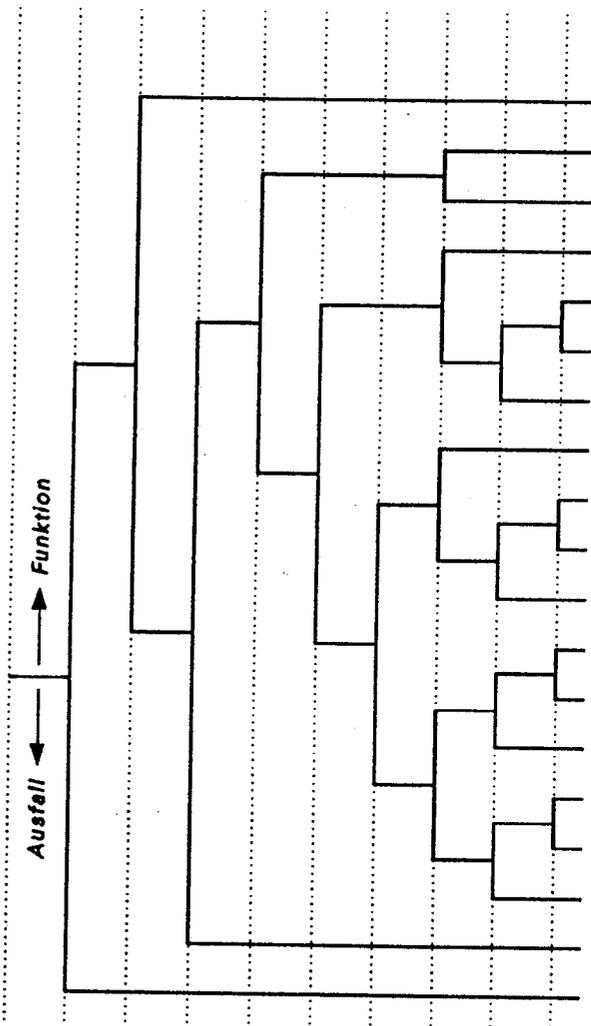
EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI
FULLSTAND \rightarrow LT3 (1v3)

EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI
FULLSTAND \leftarrow LT3 (1v3)

NACHWÄRMEABFUHR
(wie T3)

AUTOMATISCHE DRUCKENTLASTUNG
(ADE 1,2v6 oder OP 1,2v7)

EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM
(1v3 TH-ND oder mit ZUNA 1v4)



Ereignisablauf	Zeit bis AZ (min)	Anlagenzustand (AZ)
1	T3	c ₃ --
2	>600	b ₂ * HD
3	600	b ₁ HD
4	>600	b ₂ * HD
5	330	b ₂ ND
6	330	b ₃ ND
7	300	b ₃ HD
8	18	b ₂ HD
9	18	b ₂ ND
10	350	b ₃ ND
11	240	b ₃ HD
12	18	b ₂ ND
13	30	b ₃ ND
14	60	b ₃ HD
15	18	b ₂ ND
16	30	b ₃ ND
17	60	b ₃ HD
18	10	b ₄ HD
19	ATWS	c ₀ --

c₀ Fortsetzung ATWS-Störfall
c₃ Fortsetzung Transiente T3

b₁ KOKA-Temperatur > 150 °C durch Ausfall NACHWÄRMEABFUHR
b₂ Überspeisung ohne DDA mit Versagen der FD-Leitung
b₂* Absinken des KOKA-Füllstandes um mehr als 6,5 m durch Leck außerhalb SB ohne DDA
b₃ RDB-Füllstand < Kernunterkante
b₄ RDB-Druck > 1,3 facher Auslegungsdruck (ca. 12 MPa)

Bild 3.15 LA1-FD, Kleines Leck außerhalb SB, Frischdampf

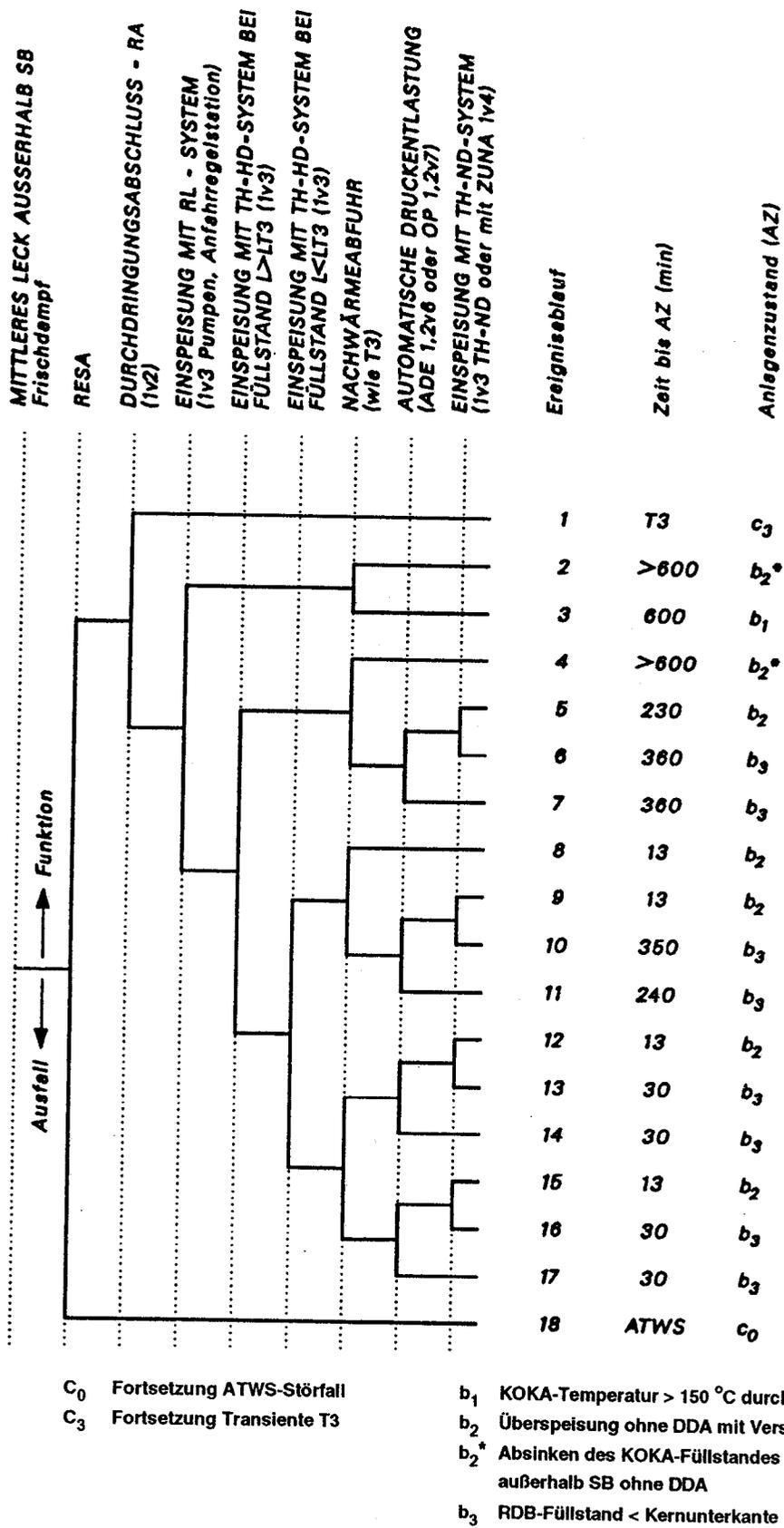
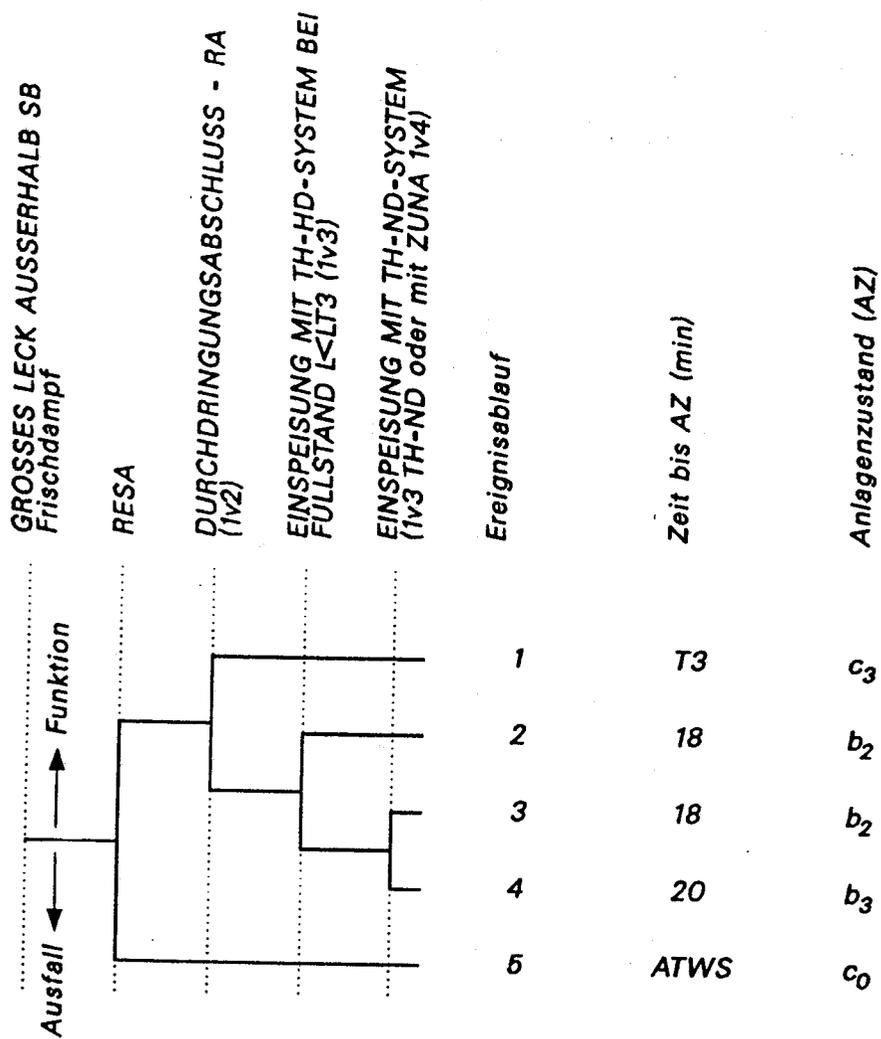


Bild 3.16 LA2-FD , Mittleres Leck außerhalb SB , Frischdampf



c₀ Fortsetzung ATWS-Störfall
 c₃ Fortsetzung Transiente T3

b₂ Überspeisung ohne DDA mit Versagen der FD-Leitung
 b₃ RDB-Füllstand < Kernunterkante

Bild 3.17 LA3-FD , Großes Leck außerhalb SB , Frischdampf

KLEINES LECK AUSSERHALB SB
Speisewasser

RESA

DURCHDRINGUNGSABSCHLUSS - RL
(Rückschlagfunktion 4v8)

AUTOMATISCHE DRUCKBEGRENZUNG
(1v11 TK- oder 2v3 Bypass)

EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI
FÜLLSTAND $L > LT3$ (1v3)

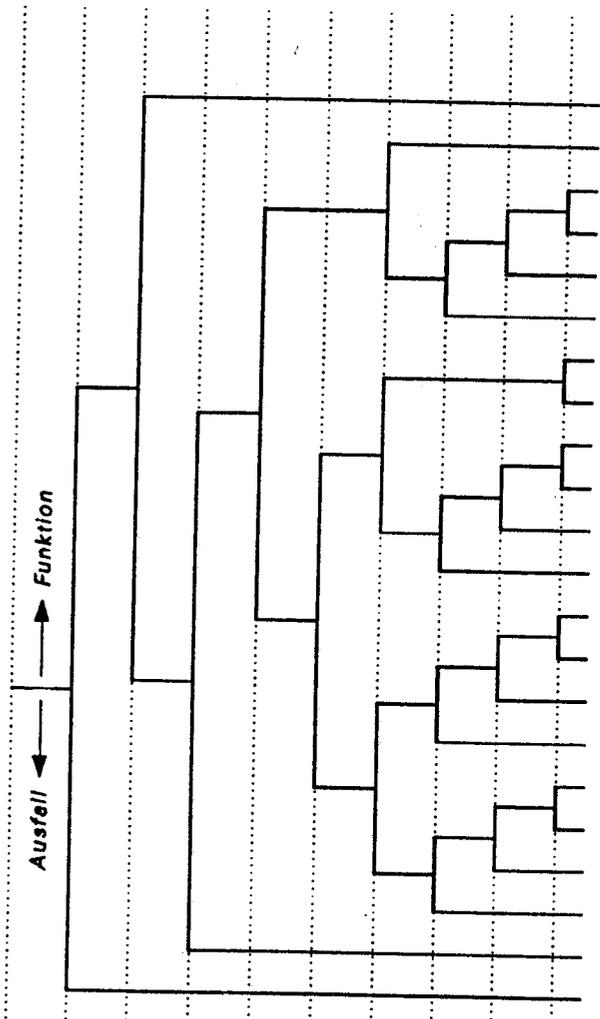
EINSPEISUNG MIT TH-HD-SYSTEM BEI
FÜLLSTAND $L < LT3$ (1v3)

NACHWÄRMEABFUHR
(wie T3)

AUTOMATISCHE DRUCKENTLASTUNG
(ADE 1,2v6 oder OP 1,2v7)

EINSPEISUNG MIT TH-ND-SYSTEM
(1v3 TH-ND oder mit ZUNA 1v4)

DDA BEI ÜBERSPEISUNG
(5v10)

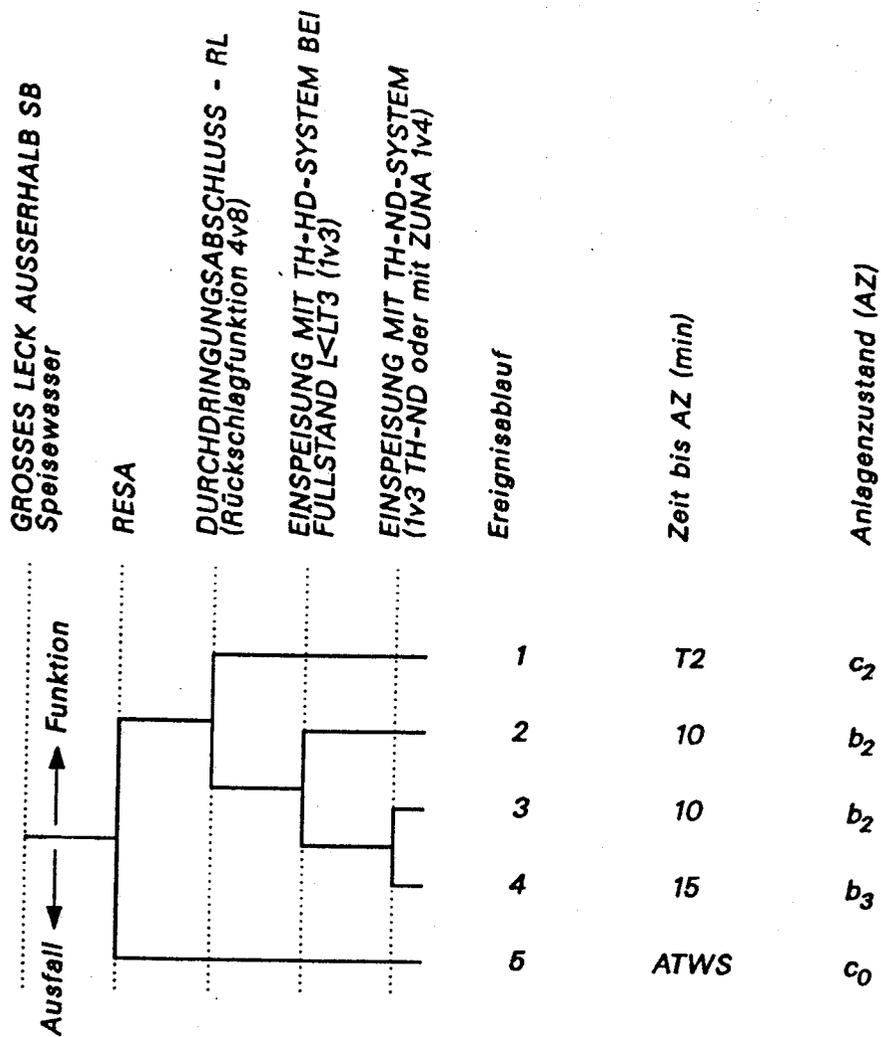


Ereignisablauf	Zeit bis AZ (min)	Anlagenzustand (AZ)
1	T2	c ₂ --
2	>600	b ₂ HD
3	600	b ₁ ND
4	240	b ₂ ND
5	330	b ₃ ND
6	300	b ₃ HD
7	>600	b ₂ HD
8	18	b ₂ HD
9	600	b ₁ ND
10	18	b ₂ ND
11	350	b ₃ ND
12	240	b ₃ HD
13	>600	b ₂ ND
14	18	b ₂ ND
15	30	b ₃ ND
16	60	b ₃ HD
17	600	b ₁ ND
18	18	b ₂ ND
19	30	b ₃ ND
20	60	b ₃ HD
21	10	b ₄ HD
22	ATWS	c ₀ --

c₀ Fortsetzung ATWS-Störfall
c₂ Fortsetzung Transiente T2

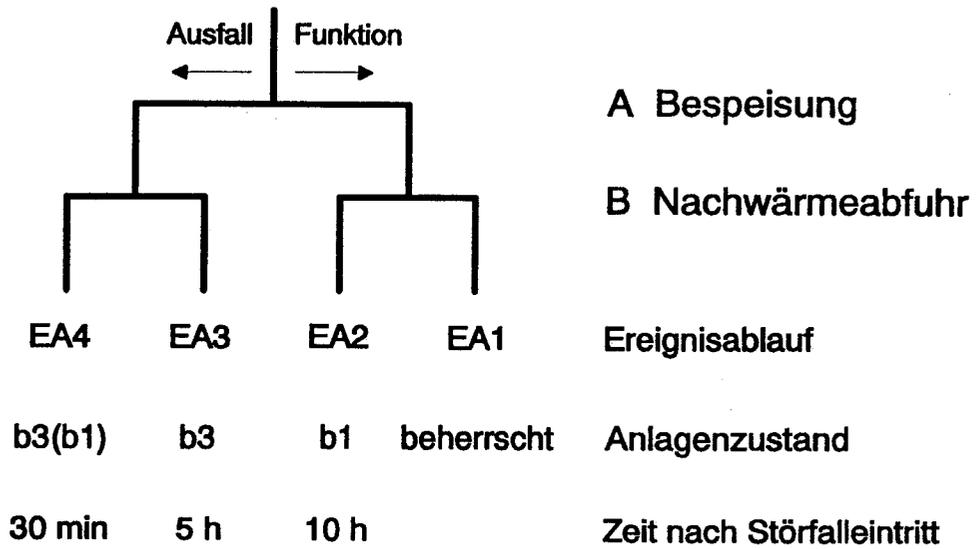
b₁ KOKA-Temperatur > 150 °C durch Ausfall NACHWÄRMEABFUHR
b₂ Überspeisung ohne DDA mit Versagen der FD-Leitung
b₃ RDB-Füllstand < Kernunterkante
b₄ RDB-Druck > 1,3 facher Auslegungsdruck (ca. 12 MPa)

Bild 3.18 LA1-RL, Kleines Leck außerhalb SB, Speisewasser

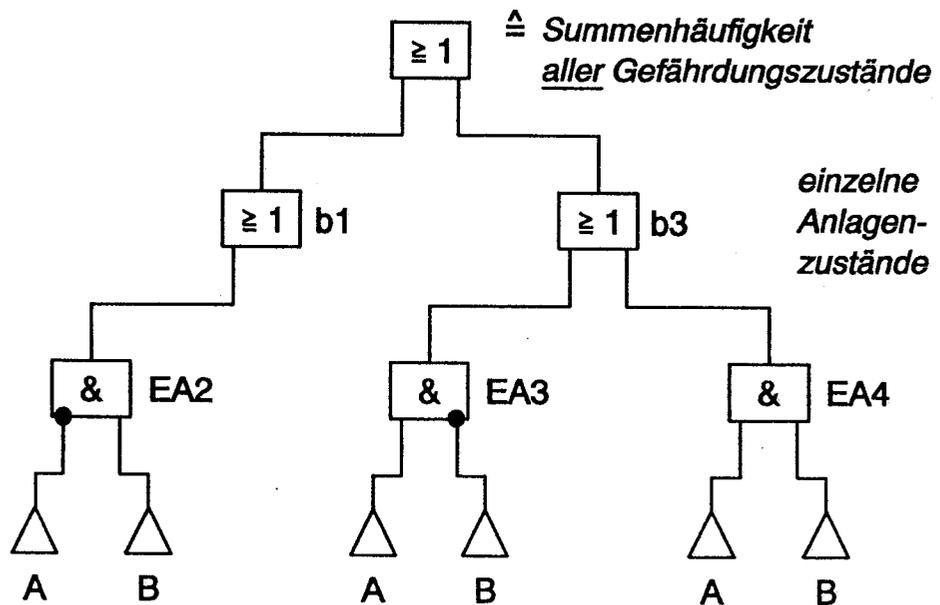


- c₀ Fortsetzung ATWS-Störfall
- b₂ Überspeisung ohne DDA mit Versagen der FD-Leitung
- c₂ Fortsetzung Transiente T2
- b₃ RDB-Füllstand < Kernunterkante

Bild 3.19 LA3-RL , Großes Leck außerhalb SB , Speisewasser



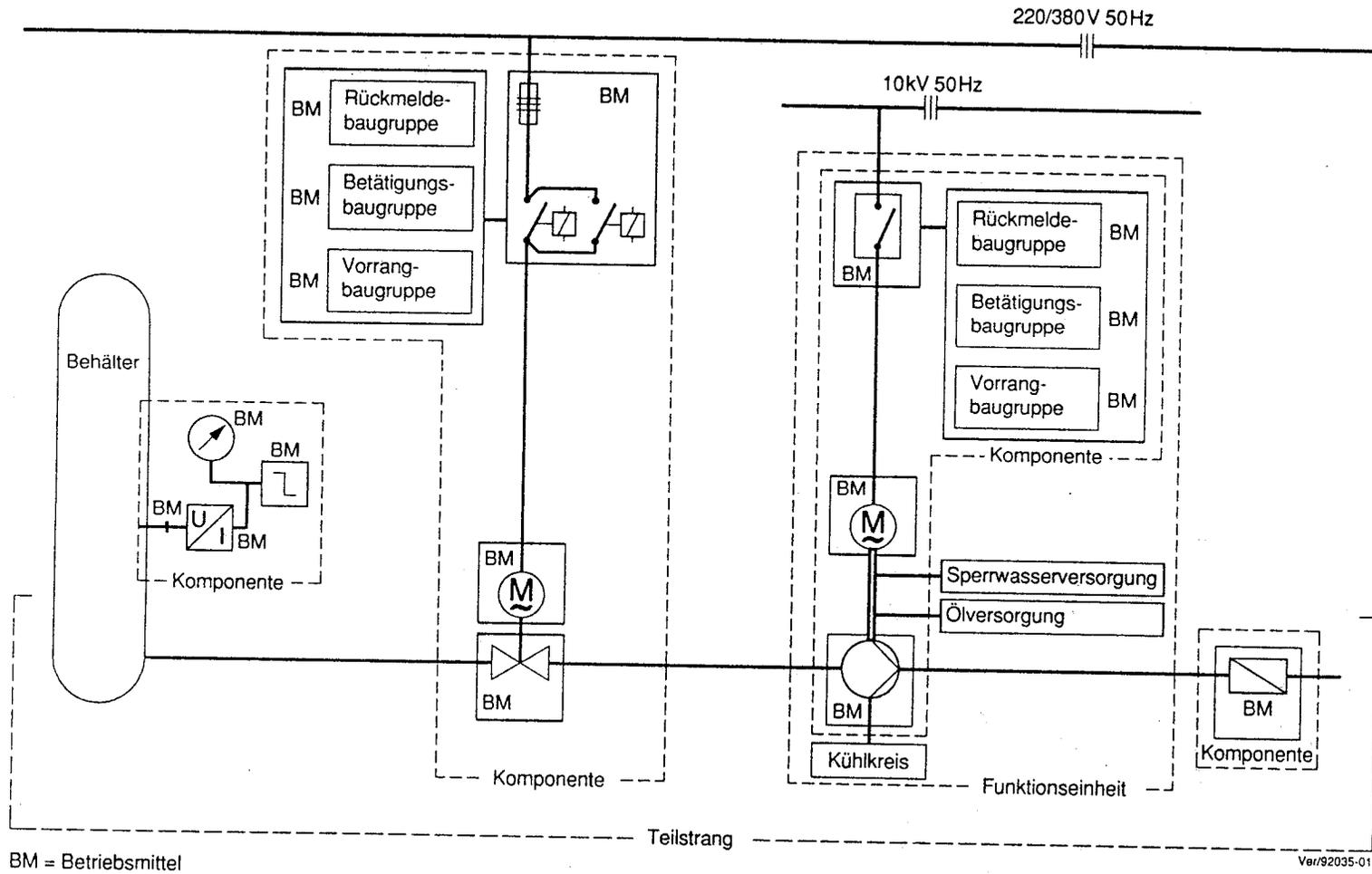
Ereignisablauf-Diagramm (schematisch)



Fehlerbaum (schematisch)

Bild 3.20 Schematische Darstellung eines Ereignisablaufdiagramms und eines Fehlerbaumes

Bild 3.21 Abgrenzung der Betrachtungseinheiten



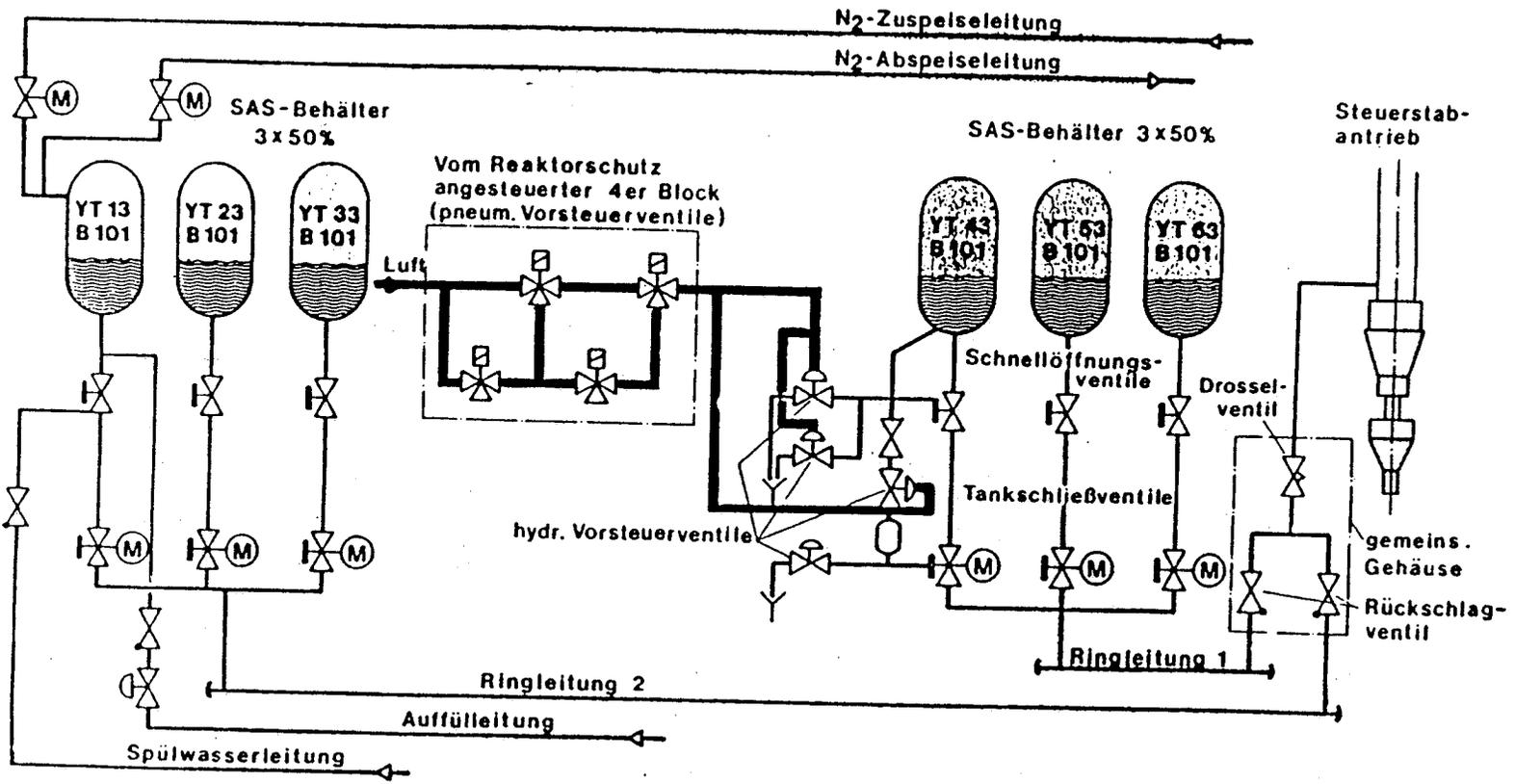


Bild 3.22 KRB-II Prinzipskizze: Systemtechnischer Aufbau des Schnellabschalt-systems

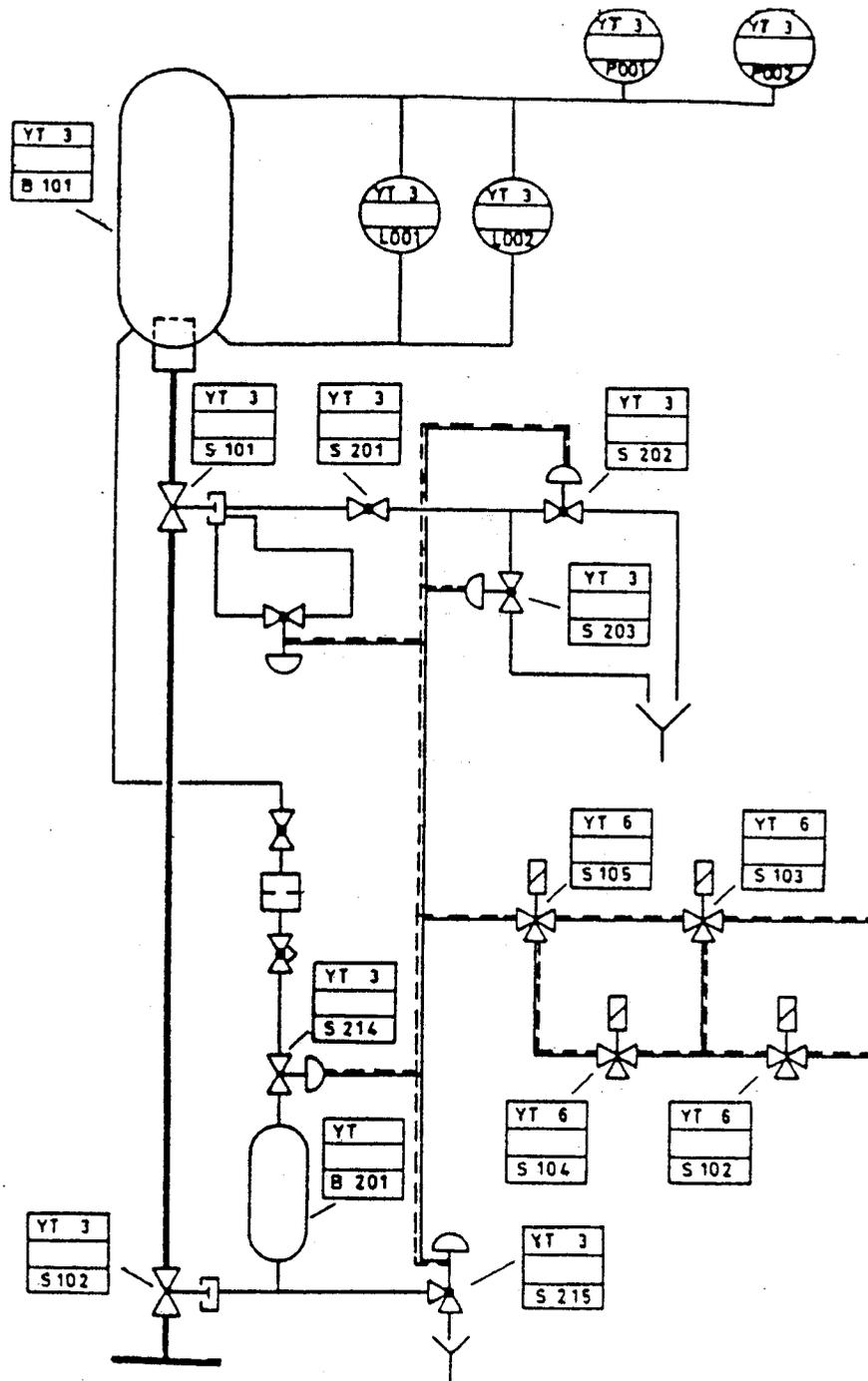


Bild 3.23 KRB-II Prinzipskizze: Ansteuerung der Komponenten des Schnellabschaltssystems

Verteilungsfunktion des Anforderungsintervalls Betriebserfahrung KRB-II, B und C bis 7/1991

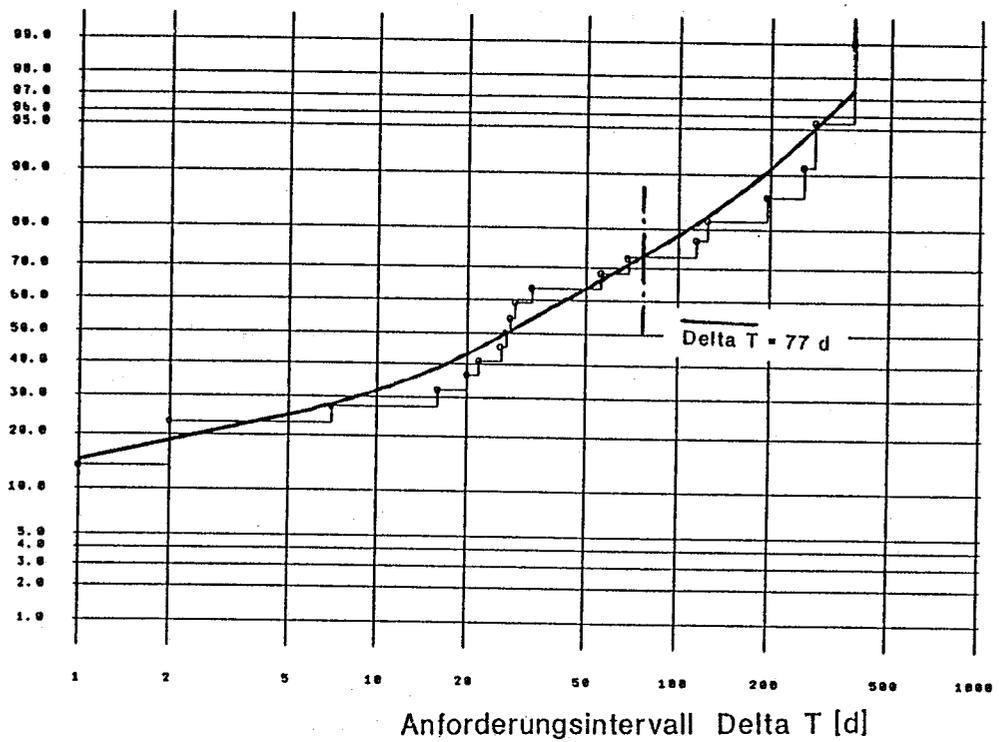


Bild 3.24 Verteilungsfunktion des Anforderungsintervalls; Betriebserfahrung KRB-II, B und C bis 7/1991

Ausfallwahrscheinlichkeit $P(N)$ der Steuerstäbe (BFR-Modell)

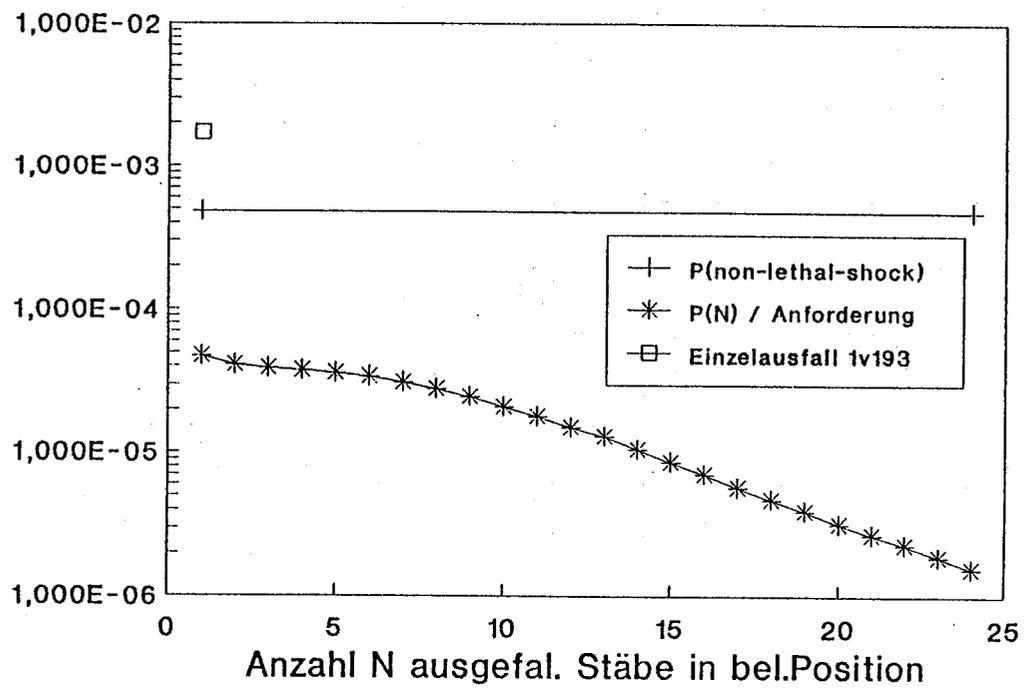


Bild 3.25 Mittlere Ausfallwahrscheinlichkeiten $P(N)$ der Steuerstäbe in beliebigen Positionen

Anteile $w(m,N)$ benachbarter Ausfallkombinationen

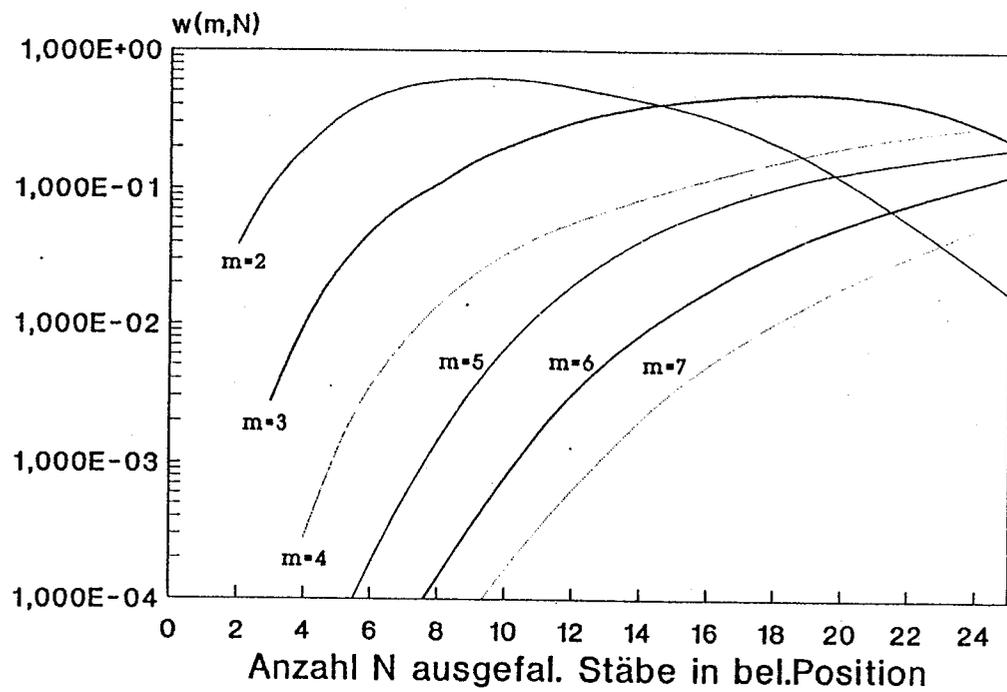


Bild 3.26 Anteile $w(m, N)$ benachbarter Ausfallkombinationen

Verteilungsfunktion der Ausfallwahrscheinlichkeiten für $m=2,3$ oder $m \geq 4$ benachbarte Steuerstäbe bei Anforderung der RESA

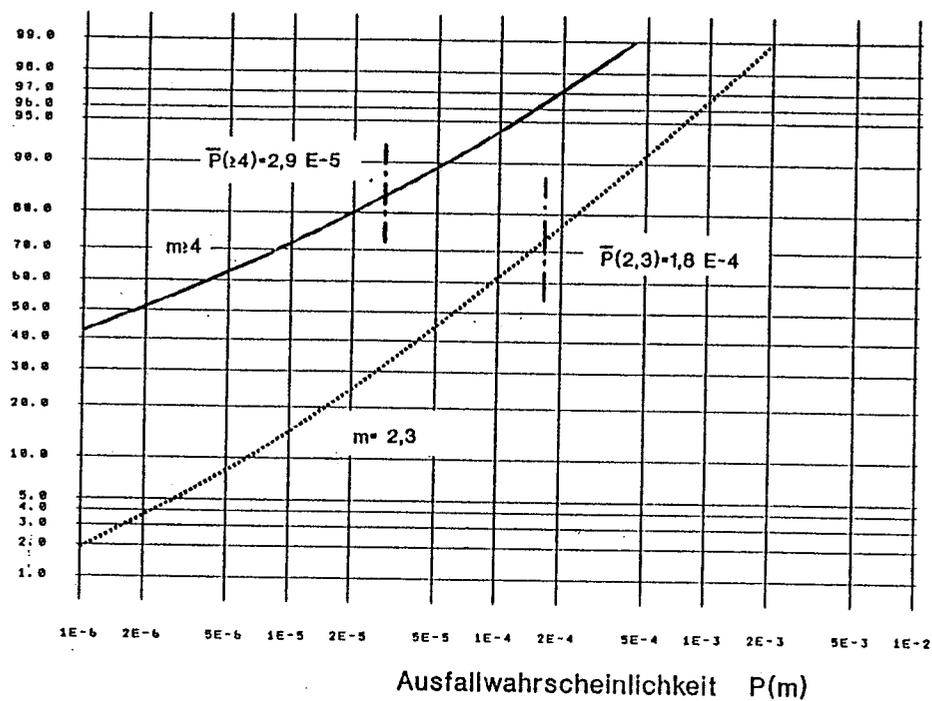
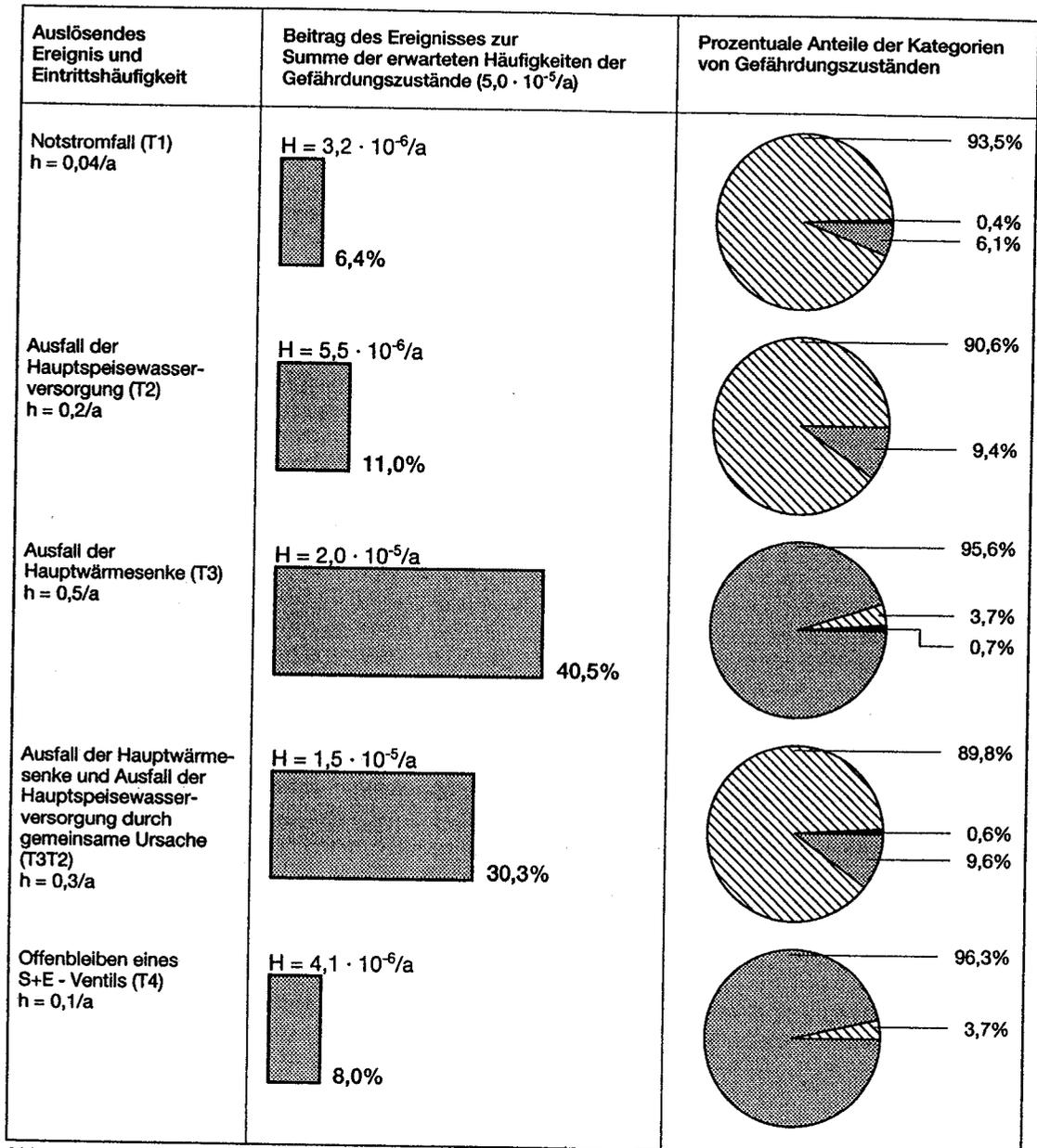


Bild 3.27 Verteilungsfunktion der Ausfallwahrscheinlichkeiten für $m = 2,3$ oder $m \geq 4$ benachbarte Steuerstäbe bei Anforderung der RESA

TRANSIENTEN



92074-10

b_1 : Kokatemperatur $>150^\circ\text{C}$ infolge Ausfall NWA

b_2 : Versagen FD-Leitung bei Überspeisung und Ausfall DDA ¹⁾

b_2^* : Entleerung der KOKA durch Dampfaustrag über Leck außerhalb SB bei ausgefallenem DDA ¹⁾

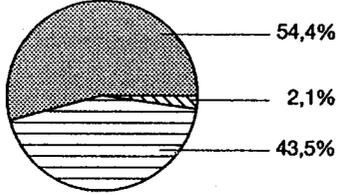
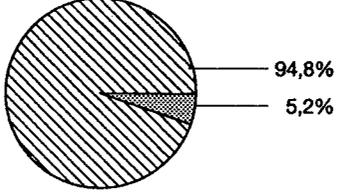
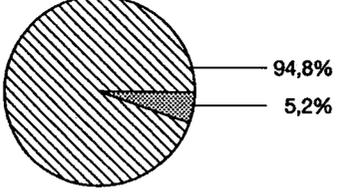
b_3 : Kernfreilegung infolge Ausfall RDB-Bespeisung

b_4 : Hoher Druck im RDB infolge Versagen der Druckbegrenzung

¹⁾ Die Gefährdungszustände der Kategorie b_2 und b_2^* wurden bei Transienten und KMV innerhalb SB nicht bewertet

Bild 3.28 Transienten; Beiträge zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände (ohne ZUNA, ohne modifizierte Abfahrkühlleitung)

KÜHLMITTELVERLUSTSTÖRFÄLLE

Auslösendes Ereignis und Eintrittshäufigkeit	Beitrag des Ereignisses zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände ($5,0 \cdot 10^{-5}/a$)	Prozentuale Anteile der Kategorien von Gefährdungszuständen
Kleines FD-Leck außerhalb SB (LA1-FD) $h = 2,9 \cdot 10^{-3}/a$	$H = 2 \cdot 10^{-7}/a$ 0,4%	
Kleines FD-Leck innerhalb SB (LI1-FD) $h = 4,3 \cdot 10^{-3}/a$	$H = 4 \cdot 10^{-7}/a$ 0,8%	
Kleines RL-Leck innerhalb SB (LI1-RL) $h = 3,1 \cdot 10^{-3}/a$	$H = 3 \cdot 10^{-7}/a$ 0,6%	

92074-11

b_1 :  Kokatemperatur $>150^\circ\text{C}$ infolge Ausfall NWA

b_3 :  Kernfreilegung infolge Ausfall RDB-Bespeisung

b_2 :  Versagen FD-Leitung bei Überspeisung und Ausfall DDA ¹⁾

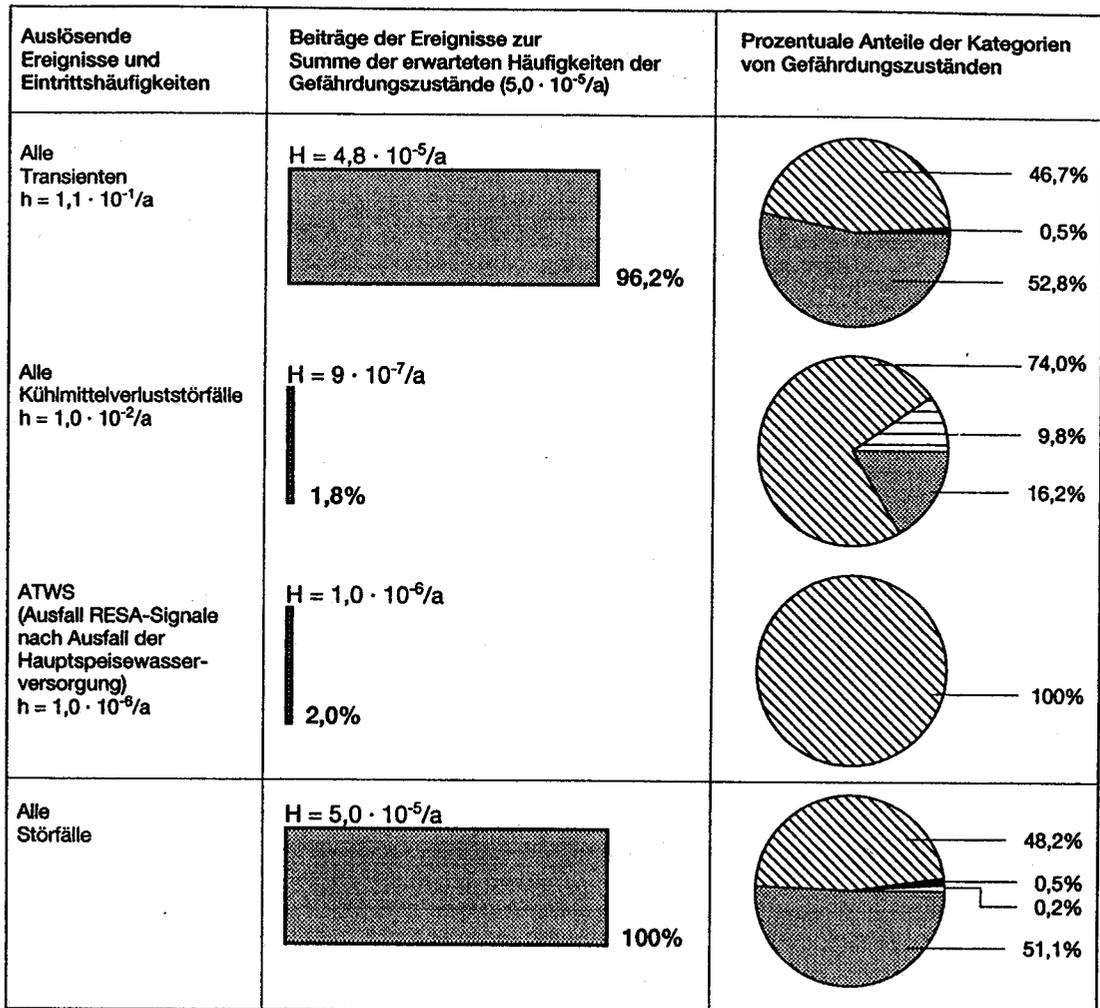
b_4 :  Hoher Druck im RDB infolge Versagen der Druckbegrenzung

b_2^* :  Entleerung der KOKA durch Dampfaustrag über Leck außerhalb SB bei ausgefallenem DDA ¹⁾

¹⁾ Die Gefährdungszustände der Kategorie b_2 und b_2^* wurden bei Transienten und KMV innerhalb SB nicht bewertet

Bild 3.29 Kühlmittelverluststörfälle; Beiträge zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände (ohne ZUNA, ohne modifizierte Abfahrkühlmittel)

ALLE STÖRFÄLLE



92074-12

b_1 :  Kokatemperatur $>150^\circ\text{C}$ infolge Ausfall NWA

b_2 :  Versagen FD-Leitung bei Überspeisung und Ausfall DDA ¹⁾

b_2^* :  Entleerung der KOKA durch Dampfaustrag über Leck außerhalb SB bei ausgefallenem DDA ¹⁾

b_3 :  Kernfrellegung infolge Ausfall RDB-Bespeisung

b_4 :  Hoher Druck im RDB infolge Versagen der Druckbegrenzung

¹⁾ Die Gefährdungszustände der Kategorie b_2 und b_2^* wurden bei Transienten und KMV innerhalb SB nicht bewertet

Bild 3.30 Anlageninterne auslösende Ereignisse; Beiträge zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände (ohne ZUNA, ohne modifizierte Abfahrkühlleitung)

TRANSIENTEN

Auslösendes Ereignis und Eintrittshäufigkeit	Beitrag des Ereignisses zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände ($4,4 \cdot 10^{-6}/a$)	Prozentuale Anteile der Kategorien von Gefährdungszuständen
Notstromfall (T1) $h = 0,04/a$	$H = 1,3 \cdot 10^{-6}/a$ 29,4%	 98,5% 0,6% 0,9%
Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung (T2) $h = 0,2/a$	$H = 1,4 \cdot 10^{-7}/a$ 3,2%	 14,3% 85,7%
Ausfall der Hauptwärmesenke (T3) $h = 0,5/a$	$H = 8 \cdot 10^{-7}/a$ 18,1%	 68,7% 18,8% 12,5%
Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung durch gemeinsame Ursache (T3T2) $h = 0,3/a$	$H = 1,0 \cdot 10^{-6}/a$ 23,1%	 88,3% 2,9% 8,8%
Offenbleiben eines S+E - Ventils (T4) $h = 0,1/a$	$H = 1,3 \cdot 10^{-7}/a$ 2,9%	 84,6% 15,4%

92074-13

b_1 : Kokatemperatur >150°C infolge Ausfall NWA

b_2 : Versagen FD-Leitung bei Überspeisung und Ausfall DDA ¹⁾

b_2^* : Entleerung der KOKA durch Dampfaustrag über Leck außerhalb SB bei ausgefallenem DDA ¹⁾

b_3 : Kernfreilegung infolge Ausfall RDB-Bespeisung

b_4 : Hoher Druck im RDB infolge Versagen der Druckbegrenzung

¹⁾ Die Gefährdungszustände der Kategorie b_2 und b_2^* wurden bei Transienten und KVM innerhalb SB nicht bewertet

Bild 3.31 Transienten; Beiträge zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände (mit ZUNA, mit modifizierter Abfahrkühlleitung)

KÜHLMITTELVERLUSTSTÖRFÄLLE

Auslösendes Ereignis und Eintrittshäufigkeit	Beitrag des Ereignisses zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände ($4,4 \cdot 10^{-6}/a$)	Prozentuale Anteile der Kategorien von Gefährdungszuständen
Kleines FD-Leck außerhalb SB (LA1-FD) $h = 2,9 \cdot 10^{-3}/a$	$H = 2 \cdot 10^{-6}/a$ 0,4%	17% 83%
Kleines FD-Leck innerhalb SB (LI1-FD) $h = 4,3 \cdot 10^{-3}/a$	$H = 9 \cdot 10^{-9}/a$ 0,2%	100%
Kleines RL-Leck innerhalb SB (LI1-RL) $h = 3,1 \cdot 10^{-3}/a$	$H = 6 \cdot 10^{-9}/a$ 0,1%	100%

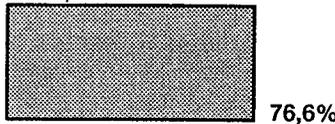
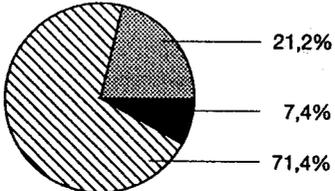
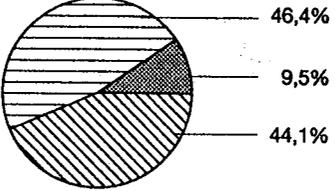
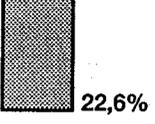
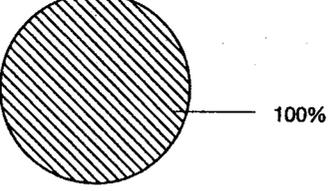
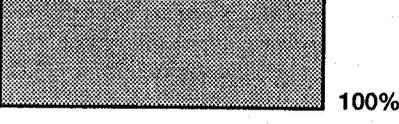
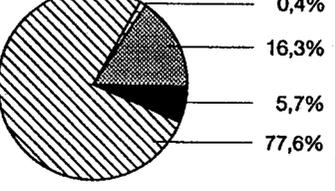
92074-14

- b₁:** Kokatemperatur >150°C infolge Ausfall NWA
b₂: Versagen FD-Leitung bei Überspeisung und Ausfall DDA ¹⁾
b₂*: Entleerung der KOKA durch Dampfaustrag über Leck außerhalb SB bei ausgefallenem DDA ¹⁾
b₃: Kernfreilegung infolge Ausfall RDB-Bespeisung
b₄: Hoher Druck im RDB infolge Versagen der Druckbegrenzung

¹⁾ Die Gefährdungszustände der Kategorie b₂ und b₂* wurden bei Transienten und KMV innerhalb SB nicht bewertet

Bild 3.32 Kühlmittelverluststörfälle; Beiträge zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände (mit ZUNA, mit modifizierter Abfahrkühlleitung)

ALLE STÖRFÄLLE

Auslösende Ereignisse und Eintrittshäufigkeiten	Beiträge der Ereignisse zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände ($4,4 \cdot 10^{-6}/a$)	Prozentuale Anteile der Kategorien von Gefährdungszuständen
Alle Transienten $h = 1,1 \cdot 10^{-1}/a$	$H = 3,4 \cdot 10^{-6}/a$  76,6%	 21,2% 7,4% 71,4%
Alle Kühlmittelverluststörfälle $h = 1,0 \cdot 10^{-2}/a$	$H = 3 \cdot 10^{-8}/a$  0,8%	 46,4% 9,5% 44,1%
ATWS (Ausfall RESA-Signale nach Ausfall der Hauptspisewasserversorgung) $h = 1,0 \cdot 10^{-6}/a$	$H = 1,0 \cdot 10^{-6}/a$  22,6%	 100%
Alle Störfälle	$H = 4,4 \cdot 10^{-6}/a$  100%	 0,4% 16,3% 5,7% 77,6%

92074-15

b_1 :  Kokatemperatur >150 °C infolge Ausfall NWA

b_3 :  Kernfreilegung infolge Ausfall RDB-Bespeisung

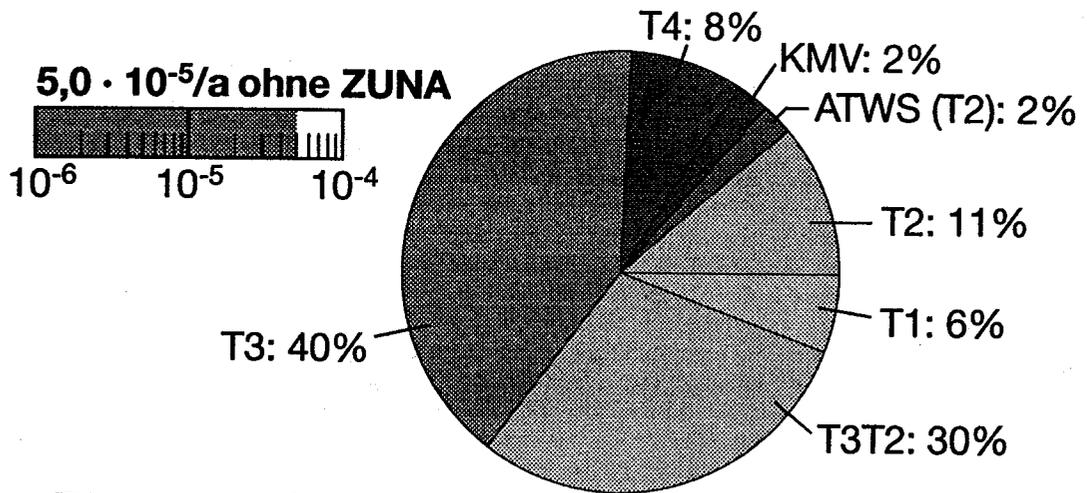
b_2 :  Versagen FD-Leitung bei Überspeisung und Ausfall DDA ¹⁾

b_4 :  Hoher Druck im RDB infolge Versagen der Druckbegrenzung

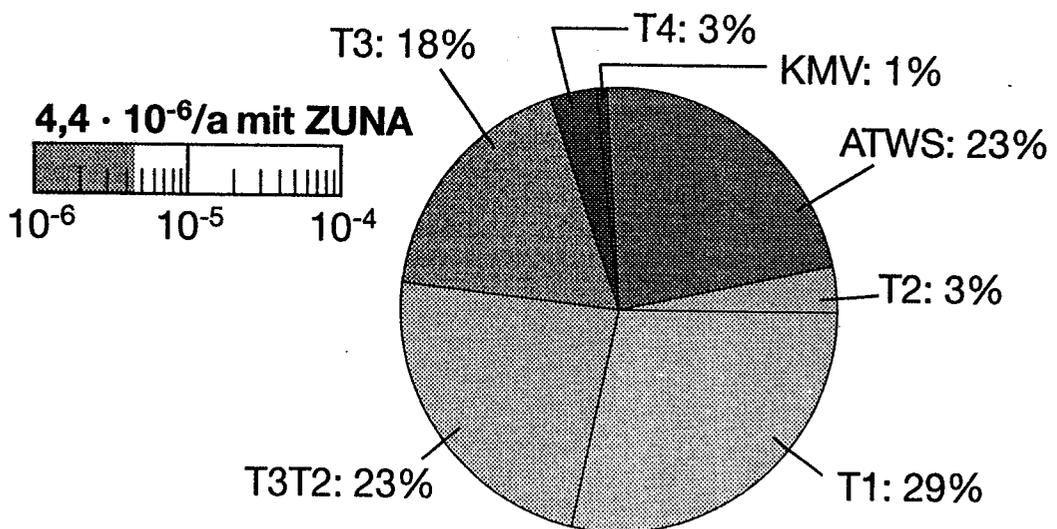
b_2^* :  Entleerung der KOKA durch Dampfaustrag über Leck außerhalb SB bei ausgefallenem DDA ¹⁾

¹⁾ Die Gefährdungszustände der Kategorie b_2 und b_2^* wurden bei Transienten und KMV innerhalb SB nicht bewertet

Bild 3.33 Anlageninterne auslösende Ereignisse; Beiträge zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände (mit ZUNA, mit modifizierter Abfahrkühlleitung)



- T1: Notstromfall
- T2: Ausfall Hauptspeisewasser
- T3: Ausfall der Hauptwärmesenke
- T3T2: Ausfall Hauptwärmesenke und Hauptspeisewasser
- T4: Offenbleiben eines S+E-Ventils



92074-22

Bild 3.34 Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen

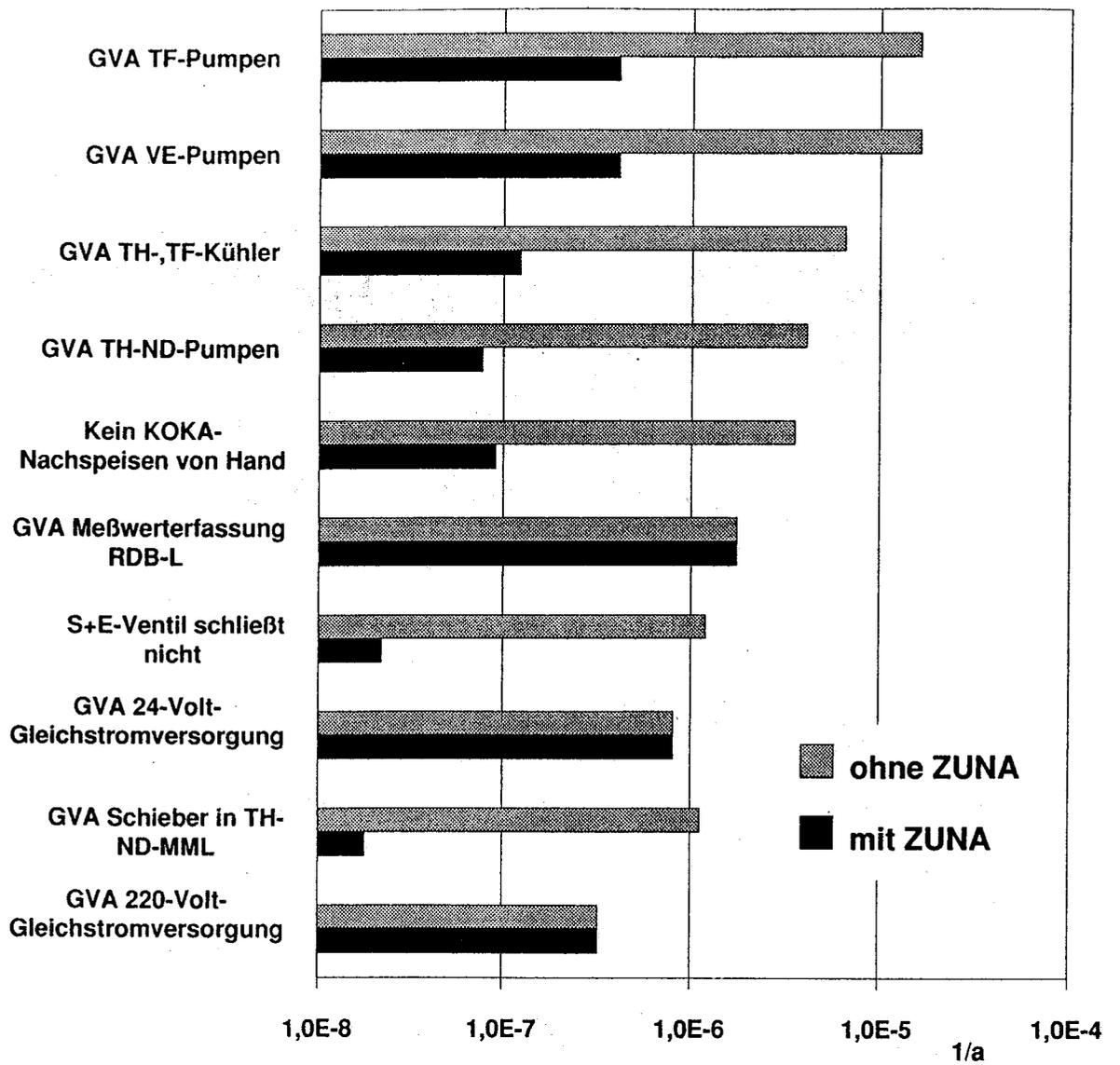
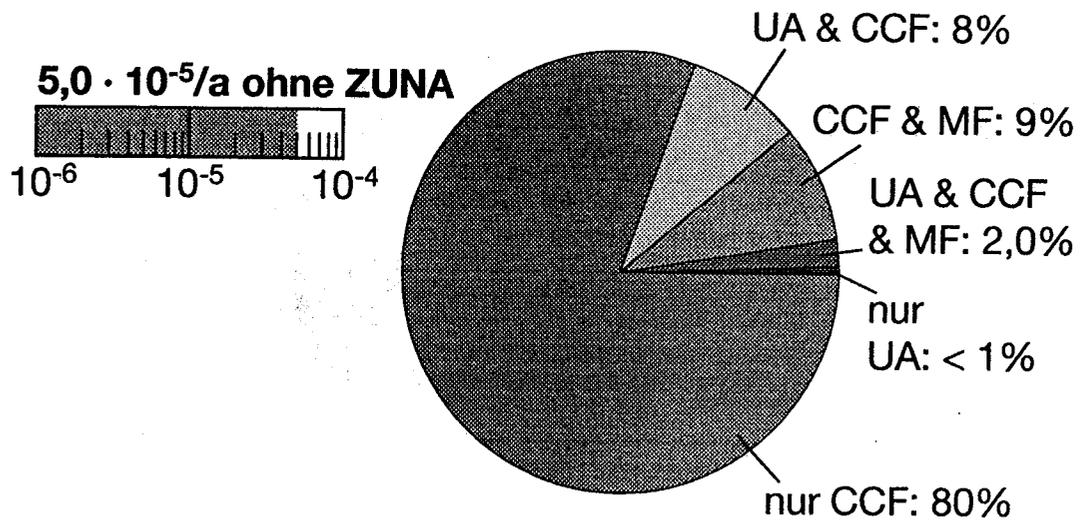
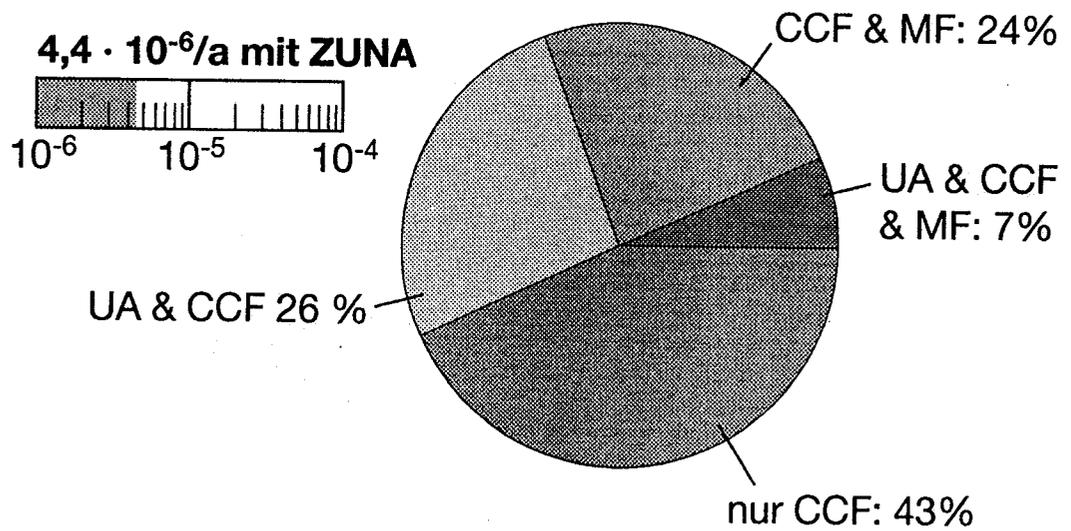


Bild 3.35 Häufigkeitsbeiträge einzelner Komponenten-Ausfälle zur Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände

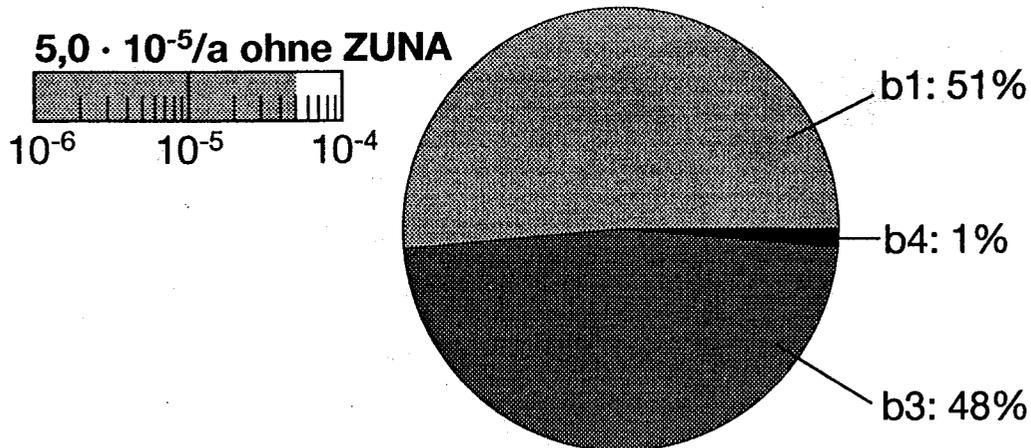


UA: unabhängige Funktionsausfälle
 CCF: Common-Cause-Ausfälle
 MF: Ausfälle geplanter Handmaßnahmen



92074-21

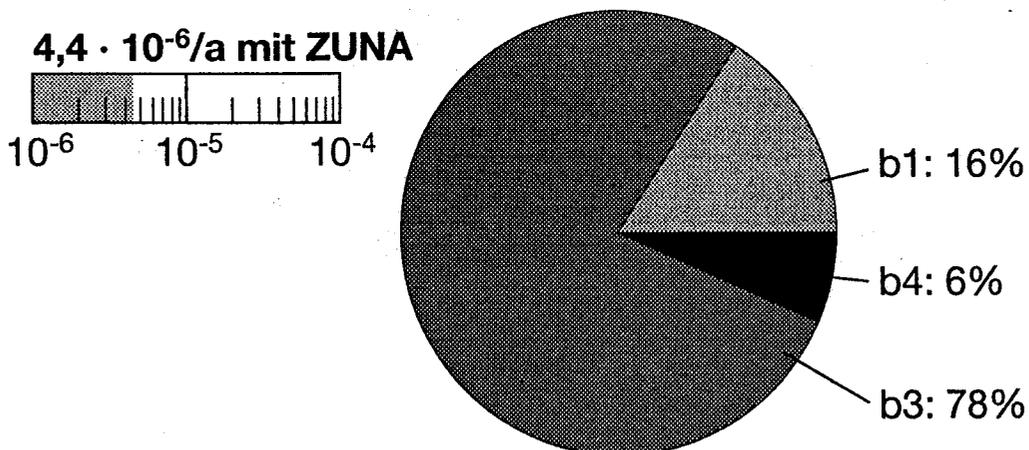
Bild 3.36 Beiträge der unterschiedlichen Ausfallarten zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen



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 3.37 Häufigkeit der Gefährdungszustände und Beiträge der Anlagenzustände ohne und mit Berücksichtigung von ZUNA

Literatur

- /ABR 65/ Abramowitz, M., Stegun, I.:
Handbook of Mathematical Functions with Formulas, Graphs and Mathematical Tables
Washington, 1965
- /ASEP/ A. D. Swain
Accident Sequence Evaluation Program
Human Reliability Analysis Procedure
NUREG-CR-4772,2.87
- /ATW 83/ Atwood, C. L.:
Common-Cause Fault Rates for Instrumentation and Control Assemblies
NUREG/CR-2771, Feb. 1983
- /BAL 73/ Balfanz:
Ausfallratensammlung
Institut für Reaktorsicherheit
Bericht: IRS-W-8, 12.73
- /BEL 88/ S. Beliczey
Abschätzung der Häufigkeit von Lecks verschiedener Größe in SWR-Rohrleitungen
GRS, September 1988
- /BEL 92/ S. Beliczey
Häufigkeit verschiedener Leckgrößen in einzelnen SWR-Rohrleitungssystemen
GRS, Januar 1992
- /BHB4.2.7/ Betriebshandbuch KRBII
Teil 4, Kapitel 2.7
Betrieb der Systeme: Nachkühlsystem TH

- /DVG 83/ Deutsche Verbundgesellschaft:
Abschätzung von Zuverlässigkeitskenngrößen für das Hoch- und Höchstspannungsnetz im Bereich von Kernkraftwerken
Heidelberg, 8.83
- /EIB 87/ Eibel, J., Schulz, H.
Abschätzung des Tragverhaltens des Spannbeton-Containments beim Kernkraftwerk Gundremmingen Institut für Massivbau und Baustofftechnologie,
Universität Karlsruhe, GRS Köln, 1987
- /GRS 80/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS)mbH:
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase A
Fachband 3: Zuverlässigkeitskenngrößen und Betriebserfahrungen
Verlag TÜV-Rheinland, 1980
- /GRS 90/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS)mbH:
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B
Verlag TÜV-Rheinland, Köln 1990
- /HOC 92/ Verhalten des Sicherheitsbehälters bei einem unterstellten Störfall mit einem Innendruck von 11 bar (ab) mit einer Temperatur am Liner von 185 °C
HOCHTIEF AG, 02.01.1992
- /HOE 84/ Hömke, P. et al.:
Zuverlässigkeitskenngrößenermittlung im Kernkraftwerk Biblis B - Abschlußbericht -
GRS-A-1030 I-VI, Köln 1984
- /HÖM 90/ Hömke, P., Knips, K., Holtschmidt, H., Verstegen, C.
Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen und einleitenden Ereignissen aus der Betriebserfahrung von SWR-Anlagen für eine Sicherheitsanalyse
GRS-A-1649, Januar 1990

- /HÖP 89/ Höppner, G.
Analyse des SWR-Anlagenverhaltens bei Ausfall der Druckentlastung und AM-Maßnahmen
GRS-A-1554, April 1989
- /KGB 86/ Wie groß darf der maximale Druckabsenkgradient im Speisewasserbehälter nach einer TUSA oder einem Lastabwurf werden, damit die Speisewasserpumpen nicht in Kavitation geraten?
Aktennotiz PZ 1/86, 03.01.1986
- /KGB 87/ Accident-Management-Maßnahmen:
Einspeisung in den Reaktordruckbehälter mit dem Speisewasserbehälter
KGB-Arbeitsbericht PZ 21/87, 05.04.1987
- /KGB 91/ Wasservolumen in den Behältern der Primärkreise bei Anforderung der Querverbindung RM/RL
Aktennotiz TG63/91, 02.07.1991
- /KWU 80/ Genauigkeitsanalyse der Füllstandsmessung im Reaktordruckbehälter bei Störfällen mit und ohne Kühlmittelverlust
Siemens Arbeitsbericht KWU/R 141-241-80, 13.11.1980
- /KWU 82/ Rahmenspezifikation für den Nachweis der Kühlmittelverlust- Störfallfestigkeit von Komponenten der Elektro- und Leittechnik von Siedewasserreaktoren (SWR) für KRB II
Siemens Spezifikation DD/7084.5, 16.07.1982
- /KWU 84I/ Inbetriebsetzungs-Ergebnisbericht
Ausfall der Eigenbedarfsversorgung
KRB II, Gundremmingen Block B
E-004-801, 06.04.1984
- /KWU 84II/ Inbetriebsetzung-Ergebnisbericht
Ausfall der Eigenbedarfsversorgung
KRB II, Gundremmingen Block C
E-007-801, 09.11.1984

- /MAR 82/ Martz, H.F., Waller, R.A.:
Bayesian Reliability Analysis
New York, 1982
- /NIE 90/ Nieckau, Seidl
Zuverlässigkeitsanalyse für die Reaktorschnellabschaltung beim Kernkraftwerk Gundremmingen (KRB II)
TÜV Bayern, August 1990
- /NRC 75/ U. S. Nuclear Regulatory Commission (NRC):
Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in US-Commercial Nuclear Power Plants,
Appendix III: Failure Data
WASH-1400 (NUREG-75/014), 10.75
- /POI 92/ W. Pointner
Station Blackout in Gundremmingen, Block II B - Analysen mit ATHLET für die SWR-Studie -
Technische Notiz 23.03.1992
- /RÜT 91/ Fa. Rüttschi Pumpen GmbH
Auslegungsüberprüfung der Primärfüllpumpe
- /RWE 91/ Schreiben der RWE Energie AG an GRS vom 27.03.1991
- /SCH 80/ Schrüfer:
Ausfallraten ausgewählter Bauelemente und Geräte der Leittechnik
GRS-A-530, 12.80
- /SCH 88/ Schilling:
Data for ES-RBE quantitative Analysis
Part 1: Total Failure Rates, Test Intervals and Repair Times
KWU-Arbeitsbericht: U8 31/88/035, 10.05.88

- /SCH 92/ Schäfer, H.
Common-Cause Analyse der Ausfallwahrscheinlichkeit der Mechanik der
Steuerelemente in SWR bei Anforderung.
GRS-Bericht, in Vorbereitung.
- /SWA 83/ Swain, A. D., Guttman, H.E.
Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power
Plant Applications, Final Report,
NUREG/CR-1278, August 1983
- /TÜV 91/ TÜV Bayern e.V.
KRB II, Montageöffnungen (XE01, XE04, XE05),
Untersuchung der Beanspruchungen aufgrund einer die Auslegung über-
schreitenden Innendruck- und Temperaturbelastung
AZ: G2-ETM 30/me, München 22.02.1991
- /VDE 88/ Verein Deutscher Elektrizitätswerke:
VDEW-Störungs- und Schadensstatistik
31.12.88
- /WEG 88/ Berechnung der Wirksamkeitsbedingungen für die "Störfälle mit Kühl-
mittelverlust" innerhalb Sicherheitsbehälter
Siemens Arbeits-Bericht, U8 11-88-2087, 17.05.1988
- /ZIE 90/ Ermittlung der zulässigen Leckgrößen zwischen Druckkammer und Kon-
densationenkammer unter Risikobedingungen
Siemens Arbeits-Bericht, KWU E414/90/2008, 20.12.1990
- /ZIM 79/ Zimmermann:
Vergleich theoretisch ermittelter Ausfallraten des Steuerungssystems Is-
kamatic-B mit empirisch ermittelten Werten und Analogieschluß für die
Baugruppen AV11, 12 und FT11,12
KWU-Arbeitsbericht: V7QS/202/1979, 29.01.79

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln

Telefon (02 21) 20 68-0
Telefax (02 21) 20 68 442
Telex 2 214 123 grs d

Forschungsgelände
85748 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
10719 Berlin

Telefon (0 30) 88 41 89-0
Telefax (0 30) 88 23 655