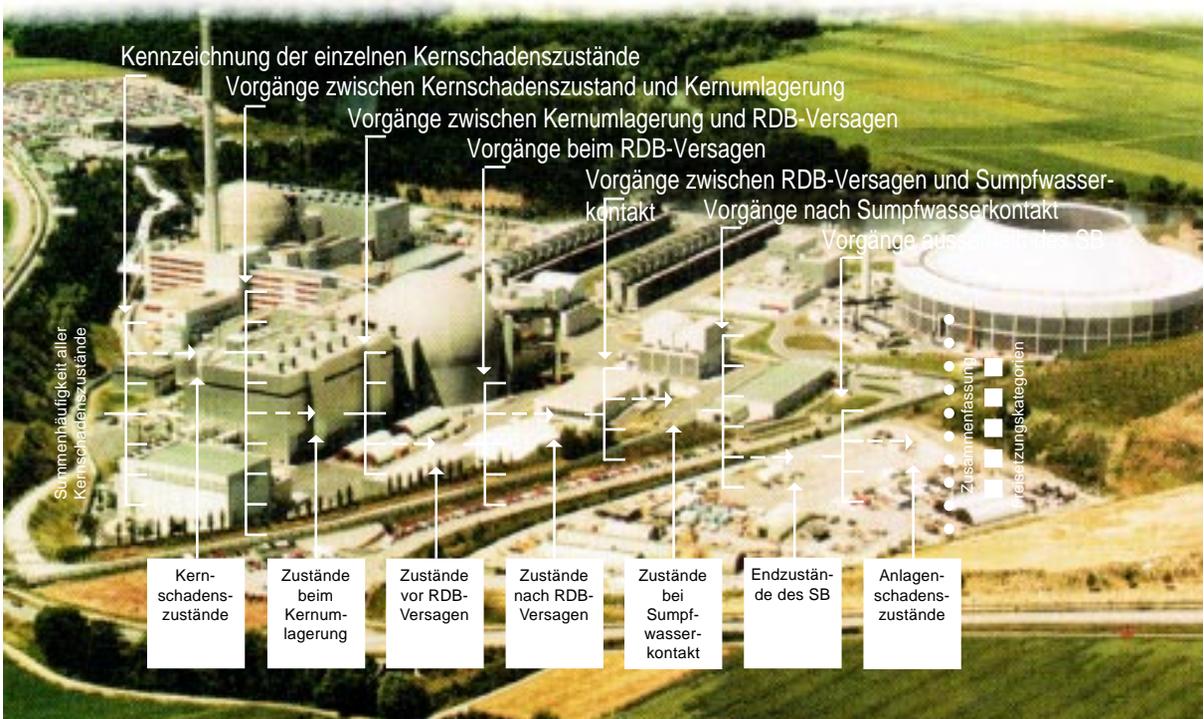


Bewertung des Unfallrisikos fortschrittlicher Druckwasserreaktoren in Deutschland

Methoden und Ergebnisse
einer umfassenden
Probabilistischen
Sicherheitsanalyse (PSA)

ENTWURF ZUR KOMMENTIERUNG





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

**Bewertung des
Unfallrisikos
fortschrittlicher
Druckwasserreaktoren
in Deutschland**

Methoden und Ergebnisse
einer umfassenden
Probabilistischen
Sicherheitsanalyse (PSA)

Projektleitung:

PSA Stufe 1, Leistungsbetrieb
Joachim von Linden

PSA Stufe 2, Leistungsbetrieb
Horst Löffler

PSA Stufe 1, Nichtleistungsbetrieb
Dieter Müller-Ecker

Gesamprojektleitung:
Claus Versteegen

Redaktion Abschlussbericht:
Klaus Köberlein

Entwurf zur Kommentierung
(„Draft for Comment“)

Oktober 2001

Anmerkung:

Dieser Bericht gibt die fachliche
Meinung der GRS wieder und
muss nicht mit der Meinung des
Auftraggebers BMU übereinstim-
men

**GRS - 175
ISBN 3-931995-43-7**

Redaktionelle Hinweise

• Zahlendarstellung

In der PSA treten häufig Zahlenwerte $\ll 1$ auf. Es ist üblich, solche Zahlen (wie auch Zahlen $\gg 1$) in Exponentialschreibweise darzustellen. Im Text wird hierfür die in der Mathematik gebräuchliche Schreibweise verwendet (z.B. wird der Zahlenwert 0,00023 in der Form $2,3 \cdot 10^{-4}$ dargestellt). In Tabellen und Abbildungen wird dagegen die in der EDV übliche Schreibweise verwendet (z.B. 2,3E-4).

• Häufigkeit

Die PSA ermittelt „zu erwartende Häufigkeiten“ bzw. „Häufigkeiten pro Jahr“ von Schadenszuständen. Es handelt sich dabei nicht um absolute Häufigkeiten bestimmter Ereignisse, die nur einen ganzzahligen Wert (1, 2, 3, ...) annehmen können. Die in einem bestimmten Zeitraum, z.B. im jährlichen Durchschnitt, zu erwartende Häufigkeit wird dagegen meist einen nicht ganzzahligen Wert annehmen. Solche Häufigkeiten werden korrekt - zur Unterscheidung von absoluten Häufigkeiten - als „zu erwartende Häufigkeiten“ oder als „Häufigkeiten pro Jahr“ bezeichnet. In diesem Bericht wird vereinfachend der Begriff „Häufigkeit“ verwendet, da praktisch nur „Häufigkeiten pro Jahr“ vorkommen.

• Bedingte Wahrscheinlichkeit

In der PSA werden häufig „bedingte Wahrscheinlichkeiten“ ermittelt und verwendet. Das sind Wahrscheinlichkeiten, die für den Fall gelten, dass eine bestimmte Bedingung erfüllt ist (z.B. Verfügbarkeit einer Komponente unter der Bedingung, dass die normale Stromversorgung ausgefallen ist). In diesem Bericht wird auch in diesen Fällen grundsätzlich nur von „Wahrscheinlichkeit“ gesprochen und auf den Zusatz „bedingt“ verzichtet. Die Bedingungen, für die eine Wahrscheinlichkeit ermittelt wurde, lassen sich meist dem erläuternden Text entnehmen.

• Erwartungswerte für Häufigkeiten und Wahrscheinlichkeiten

Die Aussageunsicherheit bezüglich der in der PSA ermittelten Häufigkeiten und Wahrscheinlichkeiten wird durch subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen beschrieben. Es wäre jedoch nicht praktikabel, alle Ergebnisse in Form ihrer subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen darzustellen. In vielen Fällen werden daher nur bestimmte Fraktile (5%, 50%, 95%) dargestellt. Soweit ermittelte Häufigkeiten und Wahrscheinlichkeiten durch einen einzigen Zahlenwert repräsentiert werden, so wird hierfür grundsätzlich der Erwartungswert der ermittelten subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilung verwendet.

• Gestaltung von Tabellen

Größere Tabellen sind in diesem Bericht auf zwei Seiten aufgeteilt, um eine Darstellung im Querformat zu vermeiden. Um die Zuordnung der Zeilen bei diesen Tabellen (z.B. Tab. 5.1) zu erleichtern, sind die Zeilen farblich abgesetzt. Die farbliche Unterscheidung der Zeilen hat in diesen Fällen keine inhaltliche Bedeutung.

Deskriptoren:

DWR, GKN 2, Kernschmelzen, PSA, Probabilistische Sicherheitsanalyse, Unfallanalyse

Vorbemerkung

Ursprünglich wurde die Sicherheit von Kernkraftwerken ausschließlich mit deterministischen Methoden bewertet. Dabei wird überprüft, ob vorab festgelegte „deterministische“ Sicherheitsanforderungen unter definierten Voraussetzungen erfüllt werden. Den Bewertungsunsicherheiten, die mit jeder Art von Sicherheitsanalyse verbunden sind, wird bei der deterministischen Sicherheitsbeurteilung durch Sicherheitszuschläge Rechnung getragen.

Ergänzend zur deterministischen Sicherheitsbewertung - und auf ihr aufbauend - wird schon seit langem die probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) als wichtiges Instrument der Sicherheitsbewertung genutzt. Mit einer PSA werden die für die Anlagensicherheit entscheidenden Einflüsse aus Anlagentechnik, Betriebsführung und Betriebserfahrung in einem systematischen Ansatz zusammengeführt und die Analyseunsicherheiten so weit wie möglich quantitativ ermittelt. Probabilistische Sicherheitsanalysen liefern Einsichten über den Sicherheitszustand der untersuchten Anlage, die bei rein deterministischer Vorgehensweise nicht zu gewinnen sind. Daher ist es inzwischen internationale Praxis, Sicherheitsbewertungen auch auf probabilistische Sicherheitsanalysen zu stützen.

Von der GRS werden die Methoden der Sicherheitsbewertung laufend fortgeschrieben. Die Arbeiten der GRS beziehen sich dabei auf unterschiedliche sicherheitsrelevante Fachgebiete und umfassen die heute für eine Sicherheitsbewertung erforderliche Kombination aus deterministischen und probabilistischen Methoden.

Die Betreiber der Kernkraftwerke in Deutschland haben sich bereit erklärt, die GRS bei der Fortschreibung der probabilistischen Methoden zur Sicherheitsbewertung durch die Bereitstellung von Informationen aktiv zu unterstützen. Der Betreiber der Anlage GKN 2 hat neben der Dokumentation über seine Anlage auch seine Erfahrung eingebracht und der GRS die im Rahmen der PSÜ erstellte PSA nebst allen Unterlagen zur Verfügung gestellt.

Die GRS hat die auf diese Weise gegebenen Möglichkeiten genutzt und für die praktische Anwendung und Erprobung der von ihr in den einzelnen Vorhaben fortgeschriebenen probabilistischen Bewertungsmodellen die Anlage GKN 2 herangezogen. Dabei wurden die Bewertungsmodelle an den Schnittstellen der einzelnen Vorhaben so angepasst, dass sie sich insgesamt zu einer durchgängigen und umfassenden PSA

ergänzten. In dem vorliegenden Bericht werden die im Rahmen dieser PSA durchgeführten Untersuchungen und erzielten Ergebnisse dargestellt, ohne auf die Abgrenzung zwischen den einzelnen Vorhaben einzugehen. Zur Erprobung der PSA-Methoden wurden folgende Vorhaben herangezogen, die bei der GRS im Auftrag des BMU durchgeführt wurden: SR 2259, SR 2356, SR 2274, SR 2276, SR 2303, SR 2306, SR 2307.

Damit liegt nunmehr auch in Deutschland eine umfassende PSA für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik vor. Die PSA verwendet Methoden, die von einem breiten Anwenderkreis mit entsprechender Erfahrung genutzt werden können und die durch eine durchgängige probabilistische Sicherheitsanalyse für eine seit über zwölf Jahren in Betrieb befindliche fortschrittliche Anlage mit einem Druckwasserreaktor großer Leistung nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erprobt und bewertet wurden. Dies wurde ermöglicht durch Aufträge des BMU an die GRS und durch die Kooperationsbereitschaft des Betreibers der Referenzanlage GKN 2. Dafür bedanken wir uns auch an dieser Stelle.

Wir bedanken uns außerdem bei allen Kollegen in der GRS, die an der Erstellung der PSA beteiligt waren und die am vorliegenden Bericht mitgearbeitet haben.

Mit dem Bericht, der auch in englischer Sprache erstellt wird, werden die Methoden und Ergebnisse der PSA der Fachwelt und auch einer breiteren Öffentlichkeit vorgestellt. Die GRS möchte damit interessierten Personen und Institutionen im In- und Ausland Gelegenheit geben, die PSA kritisch zu überprüfen und zu kommentieren. Es ist vorgesehen, kritische Stellungnahmen auszuwerten und in einer revidierten Fassung der PSA zu berücksichtigen.

Inhaltsverzeichnis

	Vorwort	I
	Inhaltsverzeichnis	III
1	Einführung	1
2	Zielsetzung	4
3	Referenzanlage	5
3.1	Einführung	5
3.2	Aufbau und Funktionsweise eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor	6
3.3	Sicherheitskonzept.....	7
3.4	Sicherheitsrelevante Systeme und Komponenten	9
3.5	Besondere Eigenschaften der Konvoi-Anlagen	12
3.6	Besonderheiten der Anlage GKN 2 gegenüber dem Konvoi-Standard	14
4	Vorgehen der PSA	15
4.1	Einführung.....	15
4.2	Umfang und Methoden der vorliegenden PSA.....	18
4.3	Zu Grunde gelegte PSA (Basis-PSA).....	20
4.4	Methodische Modifikationen der Basis-PSA	23
4.4.1	Neubewertung des Einflusses von gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA) redundanter Komponenten	23
4.4.2	Berücksichtigung von anlageninternen Notfallmaßnahmen	24
4.4.3	Berücksichtigung von Reparaturen an ausgefallenen Komponenten	25
4.4.4	Ermittlung anlagenspezifischer Zuverlässigkeitskenngrößen	25
4.4.5	Modifikation von Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen.....	26
4.4.6	Ermittlung von Ergebnisverteilungen und Erwartungswerten anstelle von Punktwerten	27

4.4.7	Ereignisse aus dem Nichtleistungsbetrieb	28
4.5	Erweiterung um Brandanalysen	29
4.5.1	Auswahl brandrelevanter Raumbereiche (Screening).....	29
4.5.2	Eintrittshäufigkeit von Bränden	29
4.5.3	Ermittlung von Brandauswirkungen	30
4.5.4	Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen.....	30
4.5.5	Brandauswirkungen auf die Systemtechnik	31
4.5.6	Zusammenfassung der Ergebnisse der Brandanalyse	32
5	PSA der Stufe 1 für den Leistungsbetrieb	33
5.1	Auslösende Ereignisse.....	33
5.1.1	Untersuchte auslösende Ereignisse und ihre Häufigkeiten.....	38
5.1.2	Abschätzungen zu nicht weiter untersuchten auslösenden Ereignissen... 46	
5.1.2.1	Kühlmittelverluststörfälle	46
5.1.2.2	Transienten durch anlageninterne einleitende Ereignisse	48
5.1.2.3	Transienten durch Einwirkungen von außen.....	53
5.1.2.4	Großflächiges Versagen von Komponenten mit hohem Energieinhalt.....	56
5.1.2.5	Vernachlässigte Beiträge zu Kernschadens- und Freisetzungshäufigkeiten - Zusammenfassung	61
5.2	Übergang von auslösenden Ereignissen zu Systemschadenszuständen.....	62
5.2.1	Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 80 - 200 cm ²	68
5.2.2	Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 25 - 80 cm ²	75
5.2.3	Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 2 - 25 cm ²	78
5.2.4	Kleines Leck am Druckhalter durch fehloffenes Sicherheitsventil.....	82
5.2.5	Dampferzeuger-Heizrohrleck, 1 - 6 cm ²	84
5.2.6	Notstromfall	88
5.2.7	Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke	91
5.2.8	Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser	94
5.2.9	Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke	96
5.2.10	Bruch einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters	98
5.2.11	Bruch einer Speisewasserleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters ..	101

5.2.12	Zusammenfassung der Ergebnisse für Systemschadenzustände	104
5.2.13	Abschätzungen zu nicht weiter untersuchten auslösenden Ereignissen.	109
5.3	Übergang von Systemschadenzuständen zu Kernschadenzuständen	110
5.3.1	Verhinderung von Kernschadenzuständen	110
5.3.1.1	Anlageninterne Notfallmaßnahmen.....	110
5.3.1.2	Reparaturmaßnahmen	112
5.3.2	Charakterisierung der Kernschadenzustände	112
5.3.3	Beiträge der auslösenden Ereignisse zu den Kernschadenzuständen .	119
5.3.3.1	Kleines Leck in einer Hauptkühlmittleitung, 80 - 200 cm ²	130
5.3.3.2	Kleines Leck in einer Hauptkühlmittleitung, 25 - 80 cm ²	132
5.3.3.3	Kleines Leck in einer Hauptkühlmittleitung, 2 - 25 cm ²	134
5.3.3.4	Kleines Leck am Druckhalter durch fehloffenes Sicherheitsventil.....	136
5.3.3.5	Dampferzeuger-Heizrohrleck, 1 - 6 cm ²	138
5.3.3.6	Notstromfall	140
5.3.3.7	Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke	144
5.3.3.8	Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser	147
5.3.3.9	Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke	150
5.3.4	Zusammenfassung der Ergebnisse für Kernschadenzustände.....	153
5.4	Ergebnisunsicherheiten der Zuverlässigkeitsanalyse	161
5.4.1	Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse für Systemschadenzustände.....	166
5.4.2	Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse für Kernschadenzustände	172
5.5	Erkenntnisse zu den PSA-Methoden und zur Anlagentechnik.....	178
5.5.1	PSA-Methoden.....	178
5.5.2	Anlagentechnik.....	180
6	PSA der Stufe 2 für den Leistungsbetrieb	183
6.1	Einführung.....	183
6.2	Exemplarische Beschreibung zweier Unfallabläufe	184
6.2.1	Langsame Unfallentwicklung nach einem Kernschadenzustand mit niedrigem Druck im Primärkreis	186
6.2.2	Schnelle Unfallentwicklung nach einem Kernschadenzustand mit hohem Druck im Primärkreis	189

6.3	Ereignisbaumanalyse.....	194
6.3.1	Kernschadenzustände im Ereignisbaum.....	194
6.3.2	Aufbau des Ereignisbaums	197
6.4	Grenztragfähigkeit des Sicherheitsbehälters unter Innendruck.....	202
6.5	Belastung des Sicherheitsbehälters	204
6.5.1	Einwirkungen durch Dampfexplosion im Sicherheitsbehälter	204
6.5.2	Belastungen durch Wasserstoff im Sicherheitsbehälter.....	207
6.5.3	Druckaufbau im Sicherheitsbehälter beim Reaktordruckbehälter- Versagen.....	210
6.5.4	Ausbreitung der Schmelze im unteren Teil des Sicherheitsbehälters	213
6.5.5	Belastung und Versagen von Sumpfansaugrohren.....	216
6.5.6	Erosion des Fundamentbetons	217
6.5.7	Gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters	219
6.6	Ergebnisse der Ereignisbaumanalyse und ihr Zusammenhang mit aus- lösenden Ereignissen.....	221
6.6.1	Verbleib des Kernmaterials	222
6.6.2	Druck im Primärkreis kurz vor Reaktordruckbehälter-Versagen	223
6.6.3	Endzustand des Sicherheitsbehälters.....	225
6.6.4	Freisetzungspfade und Freisetzungskategorien für Radionuklide	226
6.7	Ergebnisunsicherheiten.....	231
6.8	Erkenntnisse zu den PSA-Methoden und zum Anlagenverhalten.....	236
6.8.1	PSA-Methoden.....	236
6.8.2	Anlagenverhalten	237
7	PSA der Stufe 1 für den Nichtleistungsbetrieb	241
7.1	Einführung.....	241
7.2	Betriebsphasen	242
7.3	Auslösende Ereignisse.....	243
7.3.1	Untersuchte auslösende Ereignisse und ihre Wahrscheinlichkeiten.....	249
7.3.2	Abschätzungen zu nicht oder nicht vollständig untersuchten auslösenden Ereignissen	256
7.3.2.1	Ereignisse, deren Wahrscheinlichkeit ermittelt wurde.....	256

7.3.2.2	Ereignisse, die nur in ausgewählten Betriebsphasen untersucht wurden	260
7.3.2.3	Ereignisse, für die keine Wahrscheinlichkeiten ermittelt und keine Analysen durchgeführt wurden	260
7.3.2.4	Behandlung von Deborierungesereignissen	260
7.4	Übergang von auslösenden Ereignissen zu Systemschadenszuständen.....	264
7.4.1	Zuverlässigkeitskenngrößen	267
7.4.2	Notstromfall - extern ($\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb, RDB geschlossen)	272
7.4.3	Notstromfall - extern ($\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb, RDB offen)	275
7.4.4	Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch fehlerhafte Füllstandsabsenkung (Füllstandsabsenken auf $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb, RDB geschlossen).....	278
7.4.5	Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Betriebsversagen der Nachkühlketten ($\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb, RDB geschlossen).....	280
7.4.6	Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Betriebsversagen der Nachkühlketten ($\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb, RDB offen).....	282
7.4.7	Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch fehlerhafte Anregung der Notkühlsignale ($\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb, RDB geschlossen).....	284
7.4.8	Leck am Nachkühlsystem im Sicherheitsbehälter und im Ringraum < 25 cm ² ($\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb, RDB geschlossen)	286
7.4.9	Leck am Nachkühlsystem im Sicherheitsbehälter und im Ringraum < 25 cm ² ($\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb, RDB offen)	289
7.5	Zusammenfassende Erläuterungen zu den Systemschadenszuständen.....	291
7.6	Unsicherheiten der Zuverlässigkeitsanalyse	295
7.7	Erkenntnisse zu den PSA-Methoden und der Anlagentechnik	297
7.7.1	PSA-Methoden.....	297
7.7.2	Anlagentechnik.....	305
8	Zusammenfassende Bewertung und Schlussfolgerungen	307
8.1	Erkenntnisse zu den verfügbaren PSA-Methoden	307
8.1.1	Ergebnisse der Methoden-Erprobung	307
8.1.2	Schlussfolgerungen aus der Methodenerprobung	314

8.1.2.1	Nutzung der vorhandenen probabilistischen Methoden	314
8.1.2.2	Erweiterung der vorhandenen probabilistischen Methoden	316
8.2	Schlussfolgerungen zur Sicherheit der untersuchten Anlage.....	317
8.2.1	System- und Kernschadenzustände	317
8.2.2	Anlagenschadenzustände	318
8.3	Generelles Fazit.....	319
9	Literaturverzeichnis	321
	Abbildungsverzeichnis	327
	Tabellenverzeichnis	329
	Anhang.....	333

1 Einführung

Die sicherheitstechnische Auslegung von Kernkraftwerken folgt einem in doppeltem Sinn gestaffelten Sicherheitskonzept („defense-in-depth“): Die im Reaktorkern entstehenden Radionuklide werden durch mehrere Barrieren eingeschlossen, und die Barrieren werden durch mehrstufige Maßnahmen geschützt.

Die Barrieren zum Einschluss der Radionuklide sind die Brennstabhüllen, die druckführende Umschließung des Reaktorkühlkreislaufs und der Sicherheitsbehälter. Die Maßnahmen zum Schutz der Barrieren werden vier Ebenen zugeordnet. Sie haben folgende Aufgaben:

- Ebene 1: Vermeidung von Störungen des Normalbetriebs
- Ebene 2: Beherrschung von Störungen (anomaler Betrieb) und Vermeidung von Störfällen
- Ebene 3: Beherrschung von Störfällen
- Ebene 4: Vermeidung von Unfällen und Schadensbegrenzung bei Unfällen

In Deutschland wird bei der Ebene 4 unterschieden zwischen

- Ebene 4a: Maßnahmen zur Beherrschung von sehr seltenen Ereignissen (ATWS und Notstandsfälle),
- Ebene 4b: präventive Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes,
- Ebene 4c: schadensmindernde Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes.

Das aus dem Englischen übernommene Acronym ATWS (anticipated transients with failure to scram) bezeichnet Transienten, die - auf Grund ihrer Eintrittshäufigkeit - während der Betriebsdauer der Anlage zu erwarten sind und bei denen die angeforderte Reaktorschnellabschaltung versagt. Als Notstandsfälle werden zivilisationsbedingte übergreifende Einwirkungen wie Flugzeugabsturz oder Explosionsdruckwelle bezeichnet.

Das Sicherheitsniveau eines Kernkraftwerks wird durch die technische Ausführung der Betriebs- und Sicherheitseinrichtungen, durch die Betriebsorganisation und durch die Betriebsbewährung der Barrieren und Schutzmaßnahmen bestimmt. Mit der PSA werden die für die Anlagensicherheit maßgeblichen Einflüsse aus Anlagentechnik,

Betriebsführung und Betriebserfahrung in einem systematischen Ansatz zusammengeführt und die Analyseunsicherheiten quantitativ ermittelt. Bei der probabilistischen Sicherheitsbewertung wird auf folgende Zusammenhänge zwischen gestaffeltem Sicherheitskonzept und PSA-Ergebnissen zurückgegriffen:

Sind bezüglich des gestaffelten Sicherheitskonzepts im Anforderungsfall die betrieblichen und für Störfälle vorgesehenen Schutzmaßnahmen zur Gewährleistung der Kernkühlung auf den ersten drei Ebenen nicht in ausreichendem Umfang vorhanden oder aber nicht wirksam, liegt ein Schadenszustand des Sicherheitssystems vor (System-schadenszustand). Kernschmelzen kann bei diesem Zustand noch durch weitere Schutzmaßnahmen verhindert werden. Wenn auch die Schutzmaßnahmen der Ebenen 4a und 4b im Anforderungsfall entweder nicht ausreichend vorhanden sind oder nicht wirksam werden, kommt es mit Erreichen der Schmelztemperatur des Kernbrennstoffs zum Kernschmelzen (Kernschadenszustand). Die radiologischen Folgen eines Kernschmelzens können durch die Sicherheitsmaßnahmen der Ebene 4c vermindert werden. Ziel dieser Maßnahmen ist es, ein Versagen des Sicherheitseinschlusses als Folge des Kernschadens (Anlagenschadenszustand) zu verhindern.

Somit charakterisiert die in der PSA ermittelte Häufigkeit eines Systemschadenszustands die Qualität der ersten drei Sicherheitsebenen zur Vermeidung von Kernschäden, d.h. die „klassische“ Sicherheitsauslegung des Kernkraftwerks. Die Häufigkeit eines Kernschadenszustands erfasst zusätzlich die Schutzmaßnahmen zur Vermeidung von Kernschmelzen auf der vierten Sicherheitsebene. Die Häufigkeit eines Anlagenschadenszustands ist schließlich charakteristisch für die Qualität aller Schutzmaßnahmen, die ein Kernschmelzen mit einer massiven Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung verhindern.

Die Häufigkeiten von System-, Kern- und Anlagenschadenszuständen liefern somit Maßstäbe für den aktuellen Sicherheitszustand einer Anlage.

Es ist üblich, bei einer PSA drei Stufen zu unterscheiden. Die Stufe 1 dient der Analyse und Quantifizierung der Ereignisabläufe bis zum Kernschmelzen. Von den Kernschadenszuständen bzw. den dafür charakteristischen Phänomenen ausgehend werden dann durch die Stufe 2 der PSA die Ereignisabläufe bis zu Anlagenschäden analysiert und ihre Häufigkeiten quantifiziert. Während eine PSA der Stufe 1 im Wesentlichen auf der technischen Erfahrung aufbaut, muss die Stufe 2 überwiegend Effekte und Phänomene jenseits der technischen Erfahrung behandeln und sich dabei weitgehend

auf die rechnerische Simulation komplexer physikalisch-chemischer Vorgänge sowie auf Expertenurteile abstützen. In der Stufe 3 einer PSA werden schließlich Ausmaß und Häufigkeit von Gesundheits-, Umwelt- und Sachschäden ermittelt, die durch die bei einem Unfall aus der Anlage freigesetzten Radionuklide verursacht werden können.

PSA für Kernkraftwerke in Deutschland beschränkten sich bisher im Wesentlichen auf die Quantifizierung der Systemschadenzustände für den Leistungsbetrieb. Sie wurden im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen für alle Kernkraftwerke in Deutschland von den Betreibern gemäß den vom BMU veröffentlichten Leitfäden zur Durchführung der Periodischen Sicherheitsüberprüfung durchgeführt und begutachtet. Die GRS hat zwar nach Abschluss der Phase B der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke im Jahr 1990 ihre probabilistischen Methoden fortgeschrieben und in Einzelsätzen sowohl für den Nichtleistungsbetrieb wie auch zur Quantifizierung von Kern- und Anlagenschadenzuständen erprobt. Eine umfassende PSA, bei der die auslösenden Ereignisse durchgängig über die Stufen 1 und 2 für Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb analysiert werden, wurde bisher aber nicht durchgeführt. Dadurch ist in Deutschland im Gegensatz zu den anderen Ländern keine entsprechend erprobte Methodik vorhanden. Damit entspricht die Methodik der Sicherheitsbewertung in Deutschland auch nicht mehr in vollem Umfang dem internationalen Stand von Wissenschaft und Technik. Dies gab letztendlich den Ausschlag für die GRS, die vorhandene probabilistischen Methoden durch eine umfassende und durchgängige PSA der Stufe 2 zu erproben.

2 Zielsetzung

Ziel der Untersuchungen war es, in einer Zeit von etwa drei Jahren durch eine umfassende PSA für einen fortschrittlichen DWR großer Leistung in Deutschland die verfügbaren Methoden der probabilistischen Sicherheitsbewertung zu erproben und ihre Eignung für den praktischen Einsatz aufzuzeigen.

Auf der Grundlage der für die Referenzanlage GKN 2 im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung durchgeführten PSA waren die folgenden Arbeiten durchzuführen:

- Modifizierung und Ergänzung der Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen für die in der zu Grunde gelegten PSA untersuchten auslösenden Ereignisse,
- Untersuchungen und Abschätzungen zu übergreifenden Einwirkungen,
- umfassende Berücksichtigung der präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes und exemplarische Berücksichtigung von Reparaturmaßnahmen nach Störfalleintritt,
- Untersuchungen zu Störfällen im Nichtleistungsbetrieb,
- Untersuchung von Unfallabläufen bei nichtbeherrschten Störfällen im Leistungsbetrieb,
- Berücksichtigung von schadensmindernden Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes,
- möglichst vollständige Quantifizierung von Ergebnisunsicherheiten.

3 Referenzanlage

3.1 Einführung

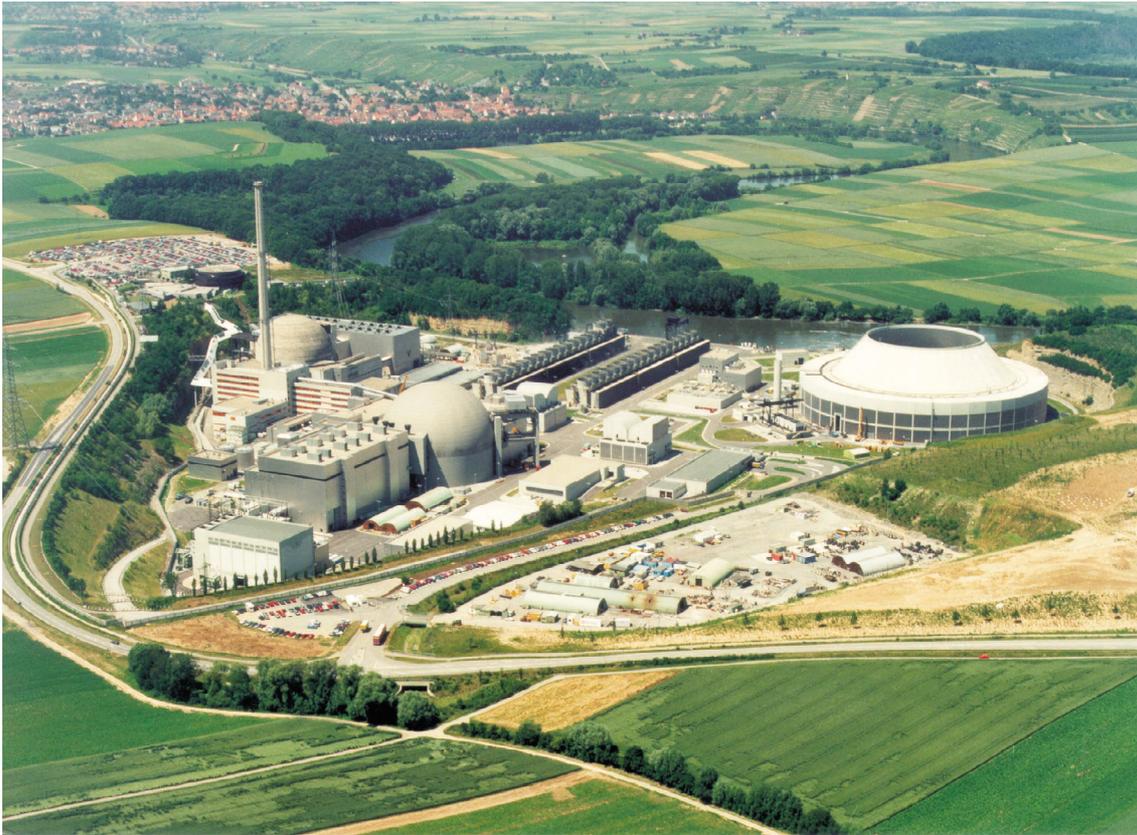
Referenzanlage der vorliegenden PSA ist das Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar, Block 2 (GKN 2). GKN 2 gehört - mit den Anlagen KKI 2 (KKW Isar, Block 2) und KKE (KKW Emsland) - zu den drei Kernkraftwerken der 1300-MWe-Leistungsklasse mit Druckwasserreaktor, die als „Konvoi-Anlagen“ in naher zeitlicher Abfolge und weitgehend zeichnungsgleich errichtet wurden. GKN 2 wurde als letzte der Konvoi-Anlagen im April 1989 an den Betreiber, die Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar GmbH, übergeben. Anteilseigner sind die Neckarwerke Stuttgart (70,0 %), die Deutsche Bahn (18,2 %), die Energie Baden-Württemberg (9,1 %) und das Zementwerk Lauffen-Elektrizitätswerk Heilbronn (2,7 %).

GKN 2 wurde neben GKN 1 (Druckwasserreaktor, 2500 MWth, 835 MWe) unmittelbar am Neckar in einem stillgelegten Steinbruch auf der Gemarkung der Gemeinde Neckarwestheim errichtet. Abbildung 3.1 zeigt einen Überblick über die beiden Anlagen am Standort (Block 2 im Vordergrund).

GKN 2 hat eine thermische Reaktorleistung von 3850 MW. Die installierte elektrische Bruttoleistung wurde von ursprünglich 1316 MW auf heute 1365 MW erhöht. Die elektrische Nettoleistung (Bruttoleistung abzüglich Eigenbedarf an elektrischer Leistung) beträgt 1269 MW. Seit Übergabe an den Betreiber (15.04.1989) hat GKN 2 bis Ende 2000 rund 121 TWh elektrische Energie an das Netz abgegeben, entsprechend einer Arbeitsausnutzung von 93,6 %. Die Zeit- und die Arbeitsverfügbarkeit im gleichen Zeitraum betragen über 96 %. GKN 2 weist damit unter den deutschen Kernkraftwerken die höchste betriebliche Zuverlässigkeit auf.

Der Betreiber hat der GRS die für die PSA erforderlichen Unterlagen und Informationen sowie die für die Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) in seinem Auftrag durch Siemens-KWU erstellte PSA zur Verfügung gestellt.

Im Folgenden werden Aufbau und Funktion (Abschnitt 3.2), das Sicherheitskonzept (Abschnitt 3.3) und sicherheitsrelevante Systeme und Komponenten (Abschnitt 3.4) eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor sowie (in Abschnitt 3.5) der in der PSA bewertete anlagentechnische und organisatorische Stand der Referenzanlage kurz dargestellt.



(Quelle: GKN)

Abb. 3.1 Übersicht über die Gesamtanlage GKN

3.2 Aufbau und Funktionsweise eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor

Abbildung 3.2 veranschaulicht (am Beispiel des GKN 2) das Funktionsschema eines Druckwasserreaktors (DWR).

Die in den Brennelementen durch Atomkernspaltung und radioaktiven Zerfall entstehende Wärme wird durch den Reaktorkühlkreislauf (Primärkreislauf) aus dem Reaktordruckbehälter über Dampferzeuger an den Speisewasser-Dampf-Kreislauf (Sekundärkreislauf) übertragen. Das als Reaktorkühlmittel eingesetzte Wasser steht unter hohem Druck (ca. 158 bar), so dass es auch bei einer maximalen Temperatur von rund 326 °C (am Austritt aus dem Reaktorkern) nicht verdampft. Die Bezeichnung „Druckwasserreaktor“ beruht auf diesem Sachverhalt. Mit den Hauptkühlmittelpumpen wird das Reaktorkühlmittel durch den Primärkreislauf transportiert. Das - durch Speisewasserpumpen - in die Sekundärseite der Dampferzeuger eingespeiste Wasser wird dort durch Aufnahme von Wärme aus dem Reaktorkühlkreislauf verdampft. Der Dampf

treibt die Turbine und diese den Generator an. Der aus der Turbine abströmende Dampf, dessen Energieinhalt in der Turbine nicht mehr in mechanische Energie umgesetzt werden kann, wird im Kondensator niedergeschlagen. Die Abwärme aus dem Kondensator wird über den Kühlwasserkreislauf (als Tertiärkreislauf) und den Kühlturm an die Atmosphäre abgegeben.

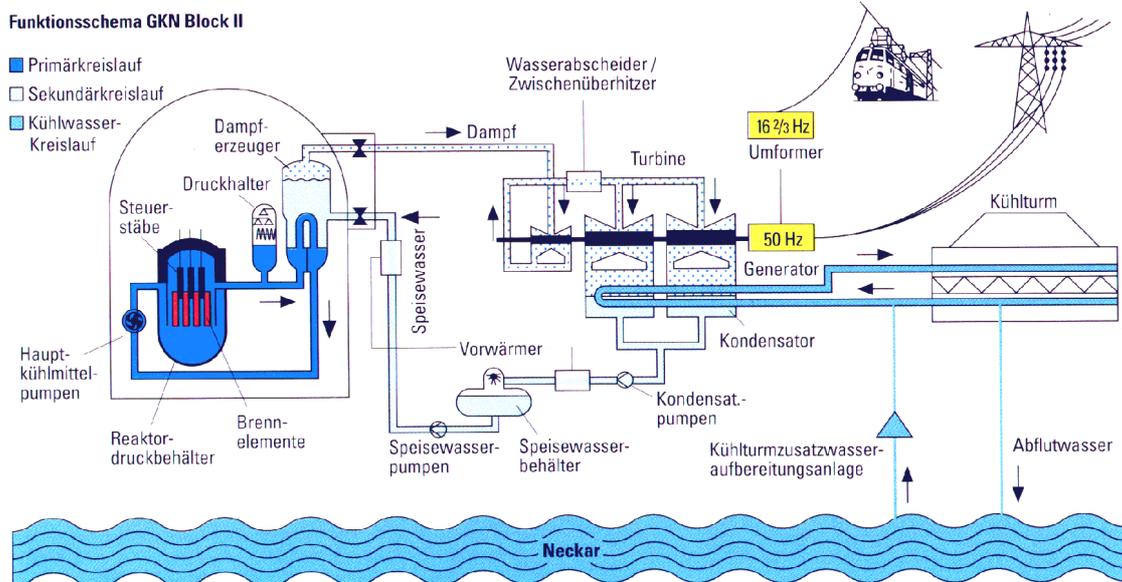


Abb. 3.2 Funktionsschema GKN 2

3.3 Sicherheitskonzept

Während des Reaktorbetriebs entstehen durch die Spaltung von Atomkernen im Reaktorkern große Mengen an radioaktiven Spaltprodukten als unerwünschtes, aber unvermeidbares Nebenprodukt. In wesentlich geringerem Umfang entstehen Radionuklide auch durch die Aktivierung von Kernbrennstoff und Strukturmaterialien. Um eine Freisetzung der für Mensch und Umwelt gefährlichen radioaktiven Substanzen sicher zu verhindern, werden zwei Grundprinzipien angewendet: die Radionuklide werden durch mehrere Strukturen, die „Aktivitätsbarrieren“, eingeschlossen, und die Barrieren werden durch mehrstufige Maßnahmen geschützt.

Beim Druckwasserreaktor sind die Radionuklide durch folgende Barrieren eingeschlossen: durch die gasdichten Brennstabhüllen, durch den geschlossenen Reaktorkühlkreislauf und durch den Sicherheitsbehälter, der den gesamten Primärkreislauf umgibt.

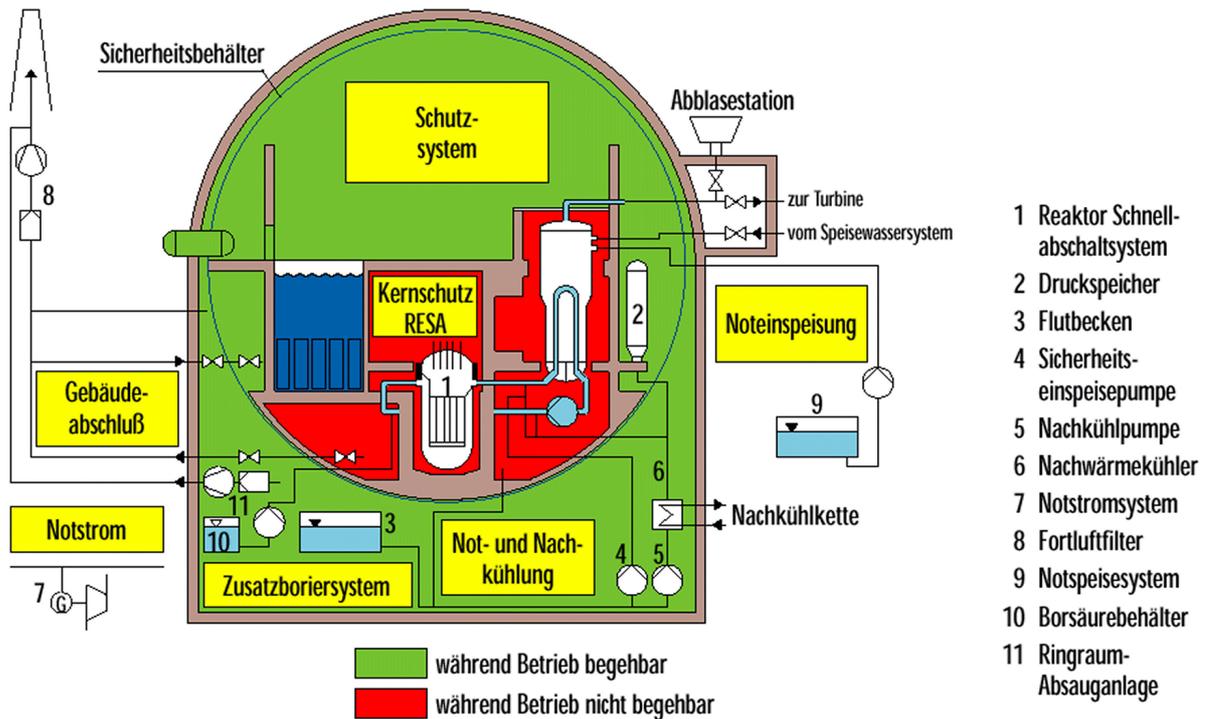


Abb. 3.3 Schematische Darstellung der wichtigsten sicherheitstechnischen Einrichtungen beim Druckwasserreaktor

Die erste Ebene der Maßnahmen zum Schutz der Barrieren bilden hohe Qualitätsanforderungen an alle Komponenten und Systeme der Anlage. Auf diese Weise sollen Betriebsstörungen, die sich zu Störfällen ausweiten könnten, so weit wie möglich vermieden werden. Dennoch auftretende Betriebsstörungen werden - auf der zweiten Ebene des Sicherheitskonzepts - durch Schutz- und Begrenzungseinrichtungen abgefangen, bevor sie sich zu Störfällen entwickeln können. Die dritte Ebene bilden Sicherheitssysteme, die bei Störfällen eingreifen, um den Reaktor abzuschalten und die auch nach Abschaltung unvermeidlich entstehende Nachwärme abzuführen. Die Anforderungen an die Sicherheitssysteme ergeben sich aus einem Spektrum von „Auslegungsstörfällen“. Auf einer vierten Ebene sind schließlich zusätzliche Maßnahmen gegen Ereignisse vorhanden, die wegen ihrer sehr geringen Eintrittswahrscheinlichkeit keine Auslegungsstörfälle sind. Außerdem sind auf dieser Ebene anlageninterne Notfallmaßnahmen vorgesehen, die auch bei einem Versagen von Sicherheitseinrichtungen die Kühlung des Reaktorkerns durch den flexiblen Einsatz der verfügbaren Systeme ermöglichen bzw. - wenn auch diese Maßnahmen versagen sollten - die Folgen von Kernschäden vermindern.

An die Zuverlässigkeit der Sicherheitssysteme zur Beherrschung von „Auslegungsstör-fällen“ werden sehr hohe Anforderungen gestellt. Die Sicherheitssysteme werden da-her redundant ausgelegt, d.h. es sind mehr Systemstränge vorhanden, als zur Erfüllung der Sicherheitsfunktion benötigt werden. Die redundanten Systemstränge sind soweit wie möglich voneinander unabhängig, räumlich getrennt und - soweit erfor-derlich - baulich besonders geschützt. Die wesentlichen Sicherheitsfunktionen werden weitgehend automatisch ausgelöst und gesteuert. Eingriffe des Betriebspersonals sind frühestens 30 Minuten nach Eintritt eines Störfalls erforderlich.

3.4 Sicherheitsrelevante Systeme und Komponenten

Im Folgenden werden die sicherheitsrelevanten Systeme und Komponenten eines Druckwasserreaktors kurz beschrieben:

- Im Reaktorkern, der sich innerhalb des Reaktordruckbehälters befindet, wird die bei der nuklearen Kettenreaktion freigesetzte Energie in Wärme umgewandelt. Im Reaktorkern befindet sich der weitaus größte Teil der in der Anlage vorhandenen radioaktiven Stoffe.
- Der Reaktorkühlkreislauf besteht aus dem Reaktordruckbehälter, den Hauptkühlmitteleitungen, der Primärseite der Dampferzeuger mit den Dampferzeuger-Heizrohren und der Ein- und Austrittskammer, den Hauptkühlmittelpumpen und dem Druckhalter. Die im Reaktorkern an das Kühlmittel Wasser abgegebene Wärme wird im Reaktorkühlkreislauf zu den Dampferzeugern transportiert. Im oberen Bereich des Druckhalters befindet sich ein Dampfpolster, um Volumen-änderungen des Kühlmittels ohne größere Druckänderungen zu ermöglichen.
- Durch neutronenabsorbierende Steuerstäbe, die von oben in den Reaktorkern eingefahren werden können, lassen sich die erzeugte Wärmeleistung und die Leistungsverteilung im Reaktorkern steuern und der Reaktor durch Unterbre-chung der nuklearen Kettenreaktion abschalten. Die Beimischung eines Neutro-nenabsorbers (Bor) in das Kühlmittel ermöglicht eine Langzeitsteuerung der erzeugten Leistung. Die Reaktivitätsabnahme durch den Abbrand des nuklearen Brennstoffs wird durch Verminderung der Borkonzentration kompensiert.
- Das Reaktorschnellabschaltsystem (Abbildung 3.3, Nr. 1) ermöglicht durch den Einwurf der Steuerstäbe die rasche Unterbrechung der Kettenreaktion. Damit wird die Energieerzeugung im Reaktorkern innerhalb weniger Sekunden auf die

Nachwärme vermindert. Die Nachwärme beträgt 10 Sekunden nach der Reaktorschaltung rund 5 % der bei Leistungsbetrieb entstehenden Wärme. Sie klingt kontinuierlich, aber relativ langsam ab (nach einer Stunde: ca. 1 %, nach einem Tag: ca. 0,3 %).

- Der Speisewasser-Dampf-Kreislauf besteht aus der Sekundärseite der Dampferzeuger, den Frischdampfleitungen mit der Frischdampfumleiteinrichtung, der Turbine mit dem Turbinenkondensator und den Hauptkondensatpumpen, dem Speisewasserbehälter und dem Hauptspeisewassersystem mit den Hauptspeisewasserpumpen. Bei Leistungsbetrieb wird im Speisewasser-Dampf-Kreislauf der Dampf von den Dampferzeugern zur Turbine transportiert. Der aus der Turbine abströmende Dampf wird im Turbinenkondensator niedergeschlagen. Das Kondensat wird in den Speisewasserbehälter und von dort über die Speisewasserleitungen in die Dampferzeuger gefördert.
- Das Volumenregelsystem mit dem Chemikalieneinspeisesystem gleicht Volumenänderungen des Kühlmittels während des Reaktorbetriebs aus und es ermöglicht, die Borkonzentration im Kühlmittel auf den gewünschten Wert einzustellen.
- Das Reaktorschutzsystem überwacht alle sicherheitsrelevanten Prozessgrößen und löst bei Erreichen von Grenzwerten Reaktorschutzsignale aus, die automatisch Schutzaktionen wie Reaktorschnellabschaltung, Notkühlung des Reaktorkerns und Notbespeisung der Dampferzeuger auslösen (siehe Abbildung 3.3).
- Die Begrenzungs- und Regelungseinrichtungen - einschließlich des Reaktorschutzsystems - haben die Aufgabe, die für den Reaktorbetrieb und den sicheren Zustand des Reaktors wesentlichen Prozessgrößen innerhalb der festgelegten Grenzen zu halten.
- Die elektrische Energieversorgung besteht aus der Eigenbedarfsanlage und aus dem Notstromsystem (Abbildung 3.3, Nr. 7). Die Eigenbedarfsanlage, die vom Hauptgenerator oder aus dem Verbundnetz bespeist werden kann, versorgt betriebliche und sicherheitstechnisch wichtige Stromverbraucher mit elektrischer Energie. Bei Ausfall der Eigenbedarfsanlage (Notstromfall) übernimmt das durch dieselgetriebene Generatoren bespeiste Notstromsystem die Versorgung der sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten. Sicherheitstechnisch wichtige Komponenten, die unterbrechungslos mit elektrischer Energie versorgt werden

müssen (vor allem die Leittechnik), werden während der Startphase der Notstromdiesel von Batterien gespeist.

- Das Not- und Nachkühlsystem umfasst die Funktionen Hochdruckeinspeisung (Abbildung 3.3, Nr. 4), Druckspeichereinspeisung (Abbildung 3.3, Nr. 2) und Niederdruckeinspeisung (Abbildung 3.3, Nr. 5). Es hat betrieblich die Aufgabe, nach Abschaltung des Reaktors langfristig die Nachwärme über die Nachwärmekühler (Abbildung 3.3, Nr. 6), den nuklearen Zwischenkühlkreislauf und das nukleare Nebenkühlwassersystem abzuführen. Bei einem Kühlmittelverlust kann es Wasser in den Reaktorkühlkreislauf einspeisen, zunächst aus Flutbehältern (Abbildung 3.3, Nr. 3) und Druckspeichern (Abbildung 3.3, Nr. 2), nach Entleerung der Flutbehälter aus dem Sumpf des Sicherheitsbehälters.
- Das Notspeisewassersystem (Abbildung 3.3, Nr. 9) bespeist die Dampferzeuger, wenn das Hauptspeisewassersystem nicht zur Verfügung steht. Das Notspeisewassersystem kann zur Abfuhr der Nachwärme und zum Abfahren der Anlage, d.h. zum Absenken der Temperatur des Kühlmittels, eingesetzt werden.
- Das Notstandssystem hat die Aufgabe, bei einem Ausfall baulich nicht besonders geschützter Anlagenteile die wesentlichen Sicherheitsfunktionen (Abschaltung, Nachwärmeabfuhr) für einen Zeitraum von mindestens zehn Stunden aufrechtzuerhalten.
- Der druckfeste und technisch gasdichte Sicherheitsbehälter (Auslegungsdruck 0,63 MPa absolut bar, Auslegungsleckage < 0,25 Vol.%/Tag) schließt - unterstützt durch die Absperrarmaturen des Gebäudeabschlusssystems - die wichtigsten aktivitätsführenden Anlagenteile ein. Er hält den bei einem Kühlmittelverlust auftretenden Druck- und Temperaturwerten stand. Im Gebäudesumpf des Sicherheitsbehälters sammelt sich das bei einem Kühlmittelverlust aus dem Primärkreislauf austretende Wasser. Die umgebende Stahlbetonhülle (Wandstärke bis zu 1,80 m) schützt den Sicherheitsbehälter gegen Einwirkungen von außen. Der Ringraum zwischen Sicherheitsbehälter und Stahlbetonhülle kann durch die Abluftanlage auf Unterdruck gegenüber der Außenatmosphäre gehalten werden. Die abgesaugte Luft wird über Fortluftfilter und den Abluftkamin in die Umgebung gefördert (Abbildung 3.3, Nr. 8).

3.5 Besondere Eigenschaften der Konvoi-Anlagen

Die Konvoi-Anlagen sind die in Deutschland zuletzt errichteten Druckwasserreaktoren. Bei ihrer Konzipierung und Errichtung wurden die Erfahrungen aus der Errichtung und dem Betrieb früherer Anlagen und - was die Sicherheitsauslegung angeht - vor allem die Erkenntnisse aus der Deutschen Risikostudie konsequent umgesetzt.

Mit dem Konvoi-Konzept wurden die bei den Vorgängeranlagen (Brokdorf/KBR, Philippsburg 2/KKP 2, Grafenrheinfeld/KWG) auf rund 80 Monate angewachsenen Bauzeiten wieder auf rund 60 Monate reduziert. Dies wurde vor allem durch folgende Maßnahmen erreicht /KEL 88/:

- Rationalisierung und Straffung des Genehmigungsverfahrens
Dabei wurden strengere, aber für alle Anlagen einheitliche Anforderungen bevorzugt gegenüber standortspezifisch möglichen geringeren Anforderungen (z.B. Erdbebenauslegung). Die Genehmigungsschritte wurden beim Konvoi-DWR auf drei Teilerrichtungsgenehmigungen und eine Betriebsgenehmigung reduziert, gegenüber bis zu 15 Teilerrichtungsgenehmigungen bei den Vorgängeranlagen.
- Detaillierte und umfassende Vorplanung
Beim Konvoi war der Planungsvorlauf bei Baubeginn zu 95 % abgeschlossen, beim Kernkraftwerk Philippsburg 2 war dieser Stand erst 3,5 Jahre nach Baubeginn erreicht. Die Planung wurde wesentlich erleichtert durch Modelle im Maßstab 1:25 für die wichtigsten Gebäude.
Durch die vorgezogene Planung konnte auch der Aufwand für Modifikationen während der Bauzeit stark reduziert werden (bei KKI 2 ca. 4 % des Aufwands bei KKP 2).
- Detaillierte Planung und Optimierung der Bau- und Montageabwicklung
So wurde durch den Einsatz größerer Vorfertigungseinheiten die Zahl der Baustellenschweißnähte an Rohrleitungen stark reduziert.

Die geschilderte Vorgehensweise hat nicht nur die Bauzeiten und damit die Errichtungskosten vermindert, sondern auch zur Erhöhung der Anlagenqualität und damit zu sicherheitstechnischen Vorteilen geführt.

Die meisten sicherheitstechnischen Verbesserungen wurden auch bei älteren Anlagen nachträglich realisiert. Bei den Vor-Konvoi-Anlagen wurden sie während der Errichtung

umgesetzt, bei den Konvoi-Druckwasserreaktoren konnten sie zum größten Teil bereits in der Konzeptphase berücksichtigt werden. Sie betreffen vor allem folgende Punkte:

- basissichere Auslegung der druckführenden Umschließung des Reaktorkühlkreislaufts,
- Entkopplung von Betriebs- und Sicherheitssystemen,
- räumliche und funktionale Trennung von redundanten Strängen der Sicherheitssysteme,
- Erhöhung des Automatisierungsgrades,
- erhöhte Redundanz bei Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampf-Abgabe,
- verbesserte Energieversorgung durch Haupt- und Reserve-Netzanschluss und zwei unabhängige Notstromsysteme,
- erweiterte störfallfeste Auslegung für Komponenten und Messeinrichtungen,
- Sicherung von handbetätigten Ventilen,
- verbesserte Mensch-Maschine-Kommunikation (PRISCA = Prozess-Informations-System, Computer Aided),
- schutzzielorientiertes Betriebshandbuch in Ergänzung zum ereignisorientierten Betriebshandbuch,
- systemtechnische und organisatorische Voraussetzungen für anlageninterne Notfallmaßnahmen (Ertüchtigung von Komponenten, Notfallhandbuch). Diese Maßnahmen wurden vor Inbetriebnahme geplant und beim ersten Brennelementwechsel realisiert.

Die Konvoi-Anlagen definierten zum Zeitpunkt ihrer Inbetriebnahme den Stand von Wissenschaft und Technik in der Reaktorsicherheit in Deutschland, der auch im kerntechnischen Regelwerk (KTA-Regeln) seinen Niederschlag fand.

Der fortschreitende Erkenntnisstand auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit erforderte bei den Konvoi-Anlagen bisher kaum Nachrüstungen. Ausnahmen sind Verbesserungen an der Schnittstelle zwischen Hochdruck- und Niederdrucksystemen am Primärkreislauf, die nach dem Ereignis vom 17.12.1987 im Kernkraftwerk Biblis, Block A, /HÖR 89/ erfolgten, sowie Verbesserungen im Hinblick auf den anlageninternen Notfallschutz (primärseitige Druckentlastung, Wasserstoffrekombinatoren, Einrichtungen zur gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters).

3.6 Besonderheiten der Anlage GKN 2 gegenüber dem Konvoi-Standard

Die Konvoi-Anlagen sollten so weit wie möglich zeichnungsgleich errichtet werden. Standortbesonderheiten und spezielle Anforderungen des Betreibers erforderten aber in einigen Punkten Abweichungen vom Standard /GRS 90/. Die Besonderheiten der Anlage GKN 2 gegenüber dem Konvoi-Standard betreffen vor allem folgende Punkte:

- Die Abwärme wird bei GKN 2 in einem geschlossenen Hauptkühlkreislauf über einen Hybrid-Kühlturm ohne thermische Belastung des Neckars an die Umgebung abgeführt. Der Kühlturm kann als Nasskühlturm oder als Nass-Trocken-Kühlturm („Hybrid-Kühlturm“) betrieben werden. Vorteile des Hybrid-Kühlturms sind seine wesentlich geringere Bauhöhe und die deutlich geringere Schwadenbildung im Vergleich zum Nasskühlturm. Nach der Betriebsstatistik von GKN 2 wird der Kühlturm fast ausschließlich im Hybridbetrieb eingesetzt. Die anderen Konvoi-Anlagen sind, wie die meisten deutschen Kernkraftwerke, mit Nasskühltürmen ausgerüstet.
- Auf dem Gelände des Gemeinschaftskernkraftwerks Neckar befindet sich ein Umformergebäude zur Erzeugung von Bahnstrom (16 2/3 Hz, 110 kV, 2 x 75 MW Nennleistung).
- Die Hauptkühlmittelpumpen von GKN 2 wurden von der Firma Andritz geliefert, während die beiden anderen Konvoi-Anlagen KSB-Pumpen verwenden.
- Die Erstausslegung des Reaktorkerns wurde gegenüber den Anlagen KKE und KKI 2 modifiziert, um die Neutronenverluste zu vermindern („low-leakage-Kern“).
- Die leittechnische Ausrüstung wurde erweitert, um Streckbetrieb mit abgesenkter Kühlmitteltemperatur zu ermöglichen.

Außerdem war bei GKN 2 wegen der unregelmäßigen Topographie am Standort mit den verschiedenen Höhen und Auffüllungszonen aus der Zeit des Steinbruchbetriebs eine sehr aufwendige Gründung erforderlich, die die Gesamtbauzeit um etwa ein Jahr verlängerte. Das eingebrachte Gründungsmaterial musste in erdbebentechnischer Hinsicht den Eigenschaften des umgebenden natürlichen Untergrunds entsprechen.

Auf die methodischen Anforderungen und die Ergebnisse der PSA sind diese Besonderheiten allenfalls von geringerem Einfluss.

4 Vorgehen der PSA

4.1 Einführung

Die Methoden der PSA sind in zahlreichen Veröffentlichungen dargestellt (z.B. /GRS 90/); sie werden daher an dieser Stelle nur knapp skizziert.

Es ist üblich, bei der PSA drei Stufen zu unterscheiden.

Eine PSA der Stufe 1 ermittelt die Häufigkeit eines Kernschmelzens. Für das Unfallrisiko von Kernkraftwerken sind solche Ereignisse maßgeblich, bei denen ein Schmelzen des Reaktorkerns - und damit ein Versagen der inneren Aktivitätsbarriere (Brennstabhüllen) - auftreten. In der PSA der Stufe 1 werden daher zunächst störfallauslösende Ereignisse identifiziert, die bei einem Versagen von Sicherheitssystemen zum Schmelzen des Reaktorkerns führen könnten. Mit Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen wird dann die zu erwartende Häufigkeit eines Kernschmelzens ermittelt.

Eine PSA, die - entsprechend den Anforderungen des PSA-Leitfadens /FAK 97/ - auch die Verfügbarkeit der aktiven Funktionen des Sicherheitseinschlusses untersucht, wird als PSA der Stufe 1+ bezeichnet.

In Deutschland ist es - abweichend von der internationalen Praxis - üblich, auch die Häufigkeit von Systemschadenzuständen als Ergebnis einer PSA auszuweisen. Systemschadenzustände ergeben sich, wenn die für die Störfallbeherrschung erforderlichen auslegungsgemäßen Systemfunktionen zur Kernkühlung nicht verfügbar sind und ein Kernschmelzen nur noch durch anlageninterne Notfallmaßnahmen oder Reparatur ausgefallener Komponenten verhindert werden kann. Die Häufigkeit von Systemschadenzuständen gibt ein Maß für das mit der systemtechnischen Auslegung - ohne Berücksichtigung von anlageninternen Notfallmaßnahmen - erreichte Sicherheitsniveau.

Eine PSA der Stufe 2 untersucht - aufbauend auf den Ergebnissen der Stufe 1 -, mit welcher Wahrscheinlichkeit nach einem Kernschmelzen der Sicherheitseinschluss versagt und in welchem Ausmaß dann radioaktive Stoffe in die Umgebung freigesetzt werden.

In einer PSA der Stufe 3 werden ausgehend von den Ergebnissen der PSA der Stufe 2 Ausmaß und Wahrscheinlichkeit der Schadensfolgen in der Umgebung ermittelt.

Bisher wurden in Deutschland überwiegend PSA der Stufe 1+ ohne Berücksichtigung von anlageninternen Notfallmaßnahmen durchgeführt. Die im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung für alle deutschen Kernkraftwerke durchgeführten PSA behandeln ein breites Spektrum anlageninterner störfallauslösender Ereignisse, einschließlich Überflutung. Andere übergreifende Einwirkungen von innen und außen werden nicht oder nur in Form grober Abschätzungen behandelt. Die Analysen gehen davon aus, dass sich die Anlage bei Störfalleintritt im Leistungsbetrieb befindet. Störfälle im Nichtleistungsbetrieb, d.h. beim Anfahren, Abfahren oder bei abgeschalteter Anlage, wurden im Rahmen von Forschungsvorhaben für ausgewählte Fälle beim Druckwasserreaktor und Siedewasserreaktor behandelt.

Die ermittelten Summenhäufigkeiten für Zustände mit nicht auslegungsgemäß wirksamer Kernkühlung (Systemschadenzustände, früher auch als Gefährdungszustände bezeichnet) liegen für alle untersuchten Anlagen - meist deutlich - unter $10^{-4}/a$. Für die Anlagen, bei denen auch der Einfluss von anlageninternen Notfallmaßnahmen abgeschätzt wurde, liegen die Summenhäufigkeiten für Kernschmelzen unter $10^{-5}/a$.

Eine PSA der Stufe 2 sollte in Phase B der Deutschen Risikostudie durchgeführt werden. Die Vorgänge im Sicherheitsbehälter nach einem Kernschmelzen wurden mit den damals verfügbaren Methoden untersucht. Wahrscheinlichkeiten für die verschiedenen Versagensarten des Sicherheitseinschlusses wurden allerdings nicht ermittelt, da die Rechenprogramme zur Unfallsimulation in wichtigen Punkten nicht ausreichend belastbar waren.

Die Methodik der Stufe 2 einer PSA unterscheidet sich in wichtigen Punkten von der Methodik der Stufe 1. Die Analysen zur Stufe 1 sind durch folgende Merkmale bestimmt:

- Die Konfiguration der Anlage entspricht noch weitgehend dem „normalen“ Zustand.
- Für die Ereignisabläufe sind Funktion oder Ausfall von auslegungsgemäßen Systemfunktionen (und die Verfügbarkeit von präventiven anlageninternen Notfallmaßnahmen) entscheidend.

- Die Ausfallwahrscheinlichkeiten für die erforderlichen Systemfunktionen - und damit für die Verzweigung im Ereignisablaufdiagramm - werden überwiegend durch Fehlerbaumanalysen für die geforderten Systemfunktionen bestimmt.
- Die Analyse kann sich zum Teil auf die Betriebserfahrung abstützen (Ausfallwahrscheinlichkeiten von Komponenten, Häufigkeiten und Ablauf von Störfällen).

Die Stufe 1 ist damit „systemorientiert“ und ihre Qualität hängt entscheidend von den verfügbaren Daten über die Zuverlässigkeit der sicherheitsrelevanten Komponenten ab.

Die Stufe 2 der PSA stellt in wichtigen Punkten andere methodische Anforderungen:

- Der Zustand der Anlage entfernt sich - auch geometrisch - zunehmend vom auslegungsgemäßen Zustand. Dies gilt insbesondere nach dem Versagen des Reaktordruckbehälters.
- Die Unfallabläufe hängen meist nicht von der Funktion bestimmter Systeme ab, sondern - außer von schadensmindernden anlageninternen Notfallmaßnahmen - von der Entwicklung physikalisch-chemischer Prozesse (z.B. Dampfexplosion, Ausmaß der Erzeugung und Art der Verteilung von Wasserstoff, Zündquellen).
- Die Analysen müssen sich fast ausschließlich auf die rechnerische Simulation von Unfallabläufen abstützen.

Die Stufe 2 der PSA ist damit vorwiegend unfallphänomenorientiert und ihre Qualität hängt vor allem von der Simulation der Vorgänge im Sicherheitsbehälter bei einem Kernschmelzunfall ab.

Die Phase B der Deutschen Risikostudie wurde vor über zehn Jahren fertiggestellt. In der Zwischenzeit wurden - gestützt auf experimentelle Untersuchungen - bei der Simulation von Kernschmelzabläufen und den damit verbundenen Phänomenen im Sicherheitsbehälter erhebliche Fortschritte erzielt. Die Methoden wurden an ausgewählten Problemen im Rahmen der SWR-Sicherheitsstudie /GRS 93/ erprobt. Mit der von der GRS durchgeführten PSA der Stufe 2 für einen großen Druckwasserreaktor wurde der aktuelle Kenntnisstand in einer möglichst umfassenden Analyse zusammengeführt.

4.2 Umfang und Methoden der vorliegenden PSA

Abbildung 4.1 zeigt den Analyseumfang der vorliegenden PSA der Stufe 2.

Da die Stufe 2 der PSA auf einer möglichst vollständigen und dem neuesten Stand der Methoden entsprechenden Stufe 1 aufbauen sollte, wurde die vom Betreiber des KKW GKN 2 zur Verfügung gestellte PSA /GRS 01/ - im Folgenden als Basis-PSA bezeichnet - entsprechend den bei der GRS angewendeten PSA-Methoden überarbeitet, und ihr Analyseumfang wurde erweitert.

Die Basis-PSA erfüllt zwar die Anforderungen des PSA-Leitfadens /FAK 97/. Der Leitfaden lässt jedoch erhebliche Spielräume bei der Auswahl der anzuwendenden Methoden, außerdem schlägt sich die Entwicklung neuerer Methoden noch nicht in vollem Umfang im Leitfaden nieder.

Die GRS hat für die vorliegende PSA die Methoden verwendet, die nach ihrer Auffassung dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Diese stehen weitestgehend in Übereinstimmung mit dem PSA-Leitfaden, gehen aber in wichtigen Punkten über ihn hinaus. Insbesondere enthält der PSA-Leitfaden keine Anforderungen zur PSA für den Nichtleistungsbetrieb und für die Stufe 2 der PSA.

Die Anpassung betrifft vor allem folgende Punkte:

- Gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA) wurden vollständig neu bewertet (GVA-Modell, GVA-Daten).
- Die Fehlerbaumanalysen für wichtige Systeme sowie die Ereignisablaufanalysen für die anlageninternen systemübergreifenden Einwirkungen Überflutung und Brand wurden ergänzt oder überarbeitet.
- Die für Störfälle aus dem Leistungsbetrieb durchgeführte Basis-PSA wurde durch Analysen zum Nichtleistungsbetrieb ergänzt.
- Die Analyseergebnisse werden nicht - wie bisher üblich - in Form von Punktwerten ausgewiesen, die aus den Erwartungswerten der Eingangsgrößen ermittelt wurden. Stattdessen werden für alle Fehler- und Ereignisbaumauswertungen Unsicherheitsanalysen durchgeführt, die für alle Ergebnisse Wahrscheinlichkeitsverteilungen liefern. Diese Umstellung der Methoden, die erst gegen Ende der Studie vorgenommen werden konnte, verursachte erheblichen

Zusatzaufwand und eine mehrmonatige Verzögerung bei der Fertigstellung der nunmehr vorliegenden Entwurfsfassung. Erst gegen Ende der Arbeiten stellte sich heraus, dass die bisher praktizierte Methodik zur Berücksichtigung von Datenunsicherheiten unbefriedigend ist.

- Die Streuungen von Ausfallwahrscheinlichkeiten werden durch Beta-Verteilungen approximiert. Bei zukünftigen PSA sollen die Verteilungen von Ausfallraten durch Gamma-Verteilungen beschrieben werden. Die entsprechenden Änderungen wurden in der vorliegenden PSA nicht mehr durchgeführt.
- Der Einfluss durch Flugzeugabsturz und Großkomponenten von außen sowie durch das Versagen von Behältern mit hohem Energieinhalt wurde abgeschätzt.
- Im Rahmen der Stufe 1 wurden auch Prozeduren des symptomorientierten Betriebshandbuchs und anlageninterne Notfallmaßnahmen zur Verhinderung eines Kernschadens („präventives AM“) berücksichtigt.
- Der Einfluss von Reparaturmaßnahmen nach Störfalleintritt wurde an einem Beispiel untersucht.
- Für den Übergang von der Stufe 1 zur Stufe 2 der PSA wurde eine Schnittstelle geschaffen.
- Die Stufe 2 wurde mit den vorhandenen Methoden (EVNTRE für die Ereignisablaufanalyse, MELCOR für die Unfallsimulation) durchgeführt. Allerdings wurde die Ereignisbaumanalyse so angepasst, dass Ereignisabläufe aus der Stufe 2 in die Stufe 1 zurückverfolgt werden können. Auf dieser Grundlage wurden die nach Häufigkeit und Auswirkungen dominierenden Abläufe ermittelt. Im Rahmen der Stufe 2 der PSA werden anlageninterne Notfallmaßnahmen nach Eintritt eines Kernschadens berücksichtigt, die zur Minderung der Schadensfolgen möglich sind.

Auch böswillige Eingriffe von außen oder innen (Terror, Sabotage) werden in der PSA nicht berücksichtigt. Derartige Risiken entziehen sich praktisch einer Quantifizierung. So gibt es keine Basis für eine belastbare Abschätzung der zu erwartenden Häufigkeit böswilliger Eingriffe unterschiedlicher Art und Schwere. Eine probabilistische Bewertung der Verletzlichkeit der Anlagen, die über eine weitgehend qualitative Schwachstellenanalyse hinausgehen soll, würde zudem - bisher nicht vorhandene - Methoden erfordern, mit denen u.a. die Sachkunde und die kriminelle Intensität der Täter probabi-

listisch bewertet werden können. Zudem wäre es nicht zu vertreten, die gegen böswillige Eingriffe vorgesehenen Maßnahmen - und potentielle Wege zu ihrer Umgehung - in einer zur Veröffentlichung bestimmten Analyse im Einzelnen darzulegen.

Die Stufe 2 wurde nur für nicht beherrschte Störfälle aus dem Leistungsbetrieb durchgeführt. Für den Nichtleistungsbetrieb beschränkt sich die PSA auf die Stufe 1.

4.3 Zu Grunde gelegte PSA (Basis-PSA)

Für GKN 2 hat Siemens-KWU im Auftrag des Anlagenbetreibers eine PSA entsprechend den Anforderungen des PSA-Leitfadens /FAK 97/ als Element der Periodischen Sicherheitsüberprüfung erstellt /SIE 98/. Sie wird in diesem Bericht als „Basis-PSA“ bezeichnet.

Die Basis-PSA untersucht entsprechend dem PSA-Leitfaden anlageninterne störfallauslösende Ereignisse aus dem Leistungsbetrieb unter Einbeziehung der aktiven Funktion des Sicherheitsbehälters.

Die Analyse umfasst die Ermittlung der von den Betriebs- und Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe (Systemschadenzustände) und ihrer Eintrittshäufigkeit. Die Analyse berücksichtigt die im BHB zur Störfallbeherrschung vorgesehenen ereignisorientierten Handmaßnahmen. Schutzzielorientierte Maßnahmen, wie sie im BHB der Referenzanlage ebenfalls vorgesehen sind, werden in der Basis-PSA nicht quantitativ bewertet.

Anlageninterne Notfallmaßnahmen, die den Übergang von einem Systemschadenzustand zu einem Kernschaden verhindern können, werden in der Basis-PSA exemplarisch für die Maßnahme „Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen“ untersucht.

Die systemtechnischen Untersuchungen wurden mit und ohne Ansatz eines redundanzübergreifenden Ausfalls gleicher Komponenten durch gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA) durchgeführt, um den Einfluss von GVA auf das Ergebnis ausweisen zu können. Gemeinsam verursachte Ausfälle wurden in der Basis-PSA mit dem von Siemens-KWU entwickelten SRA-Modell /FAK 97/ behandelt und quantifiziert.

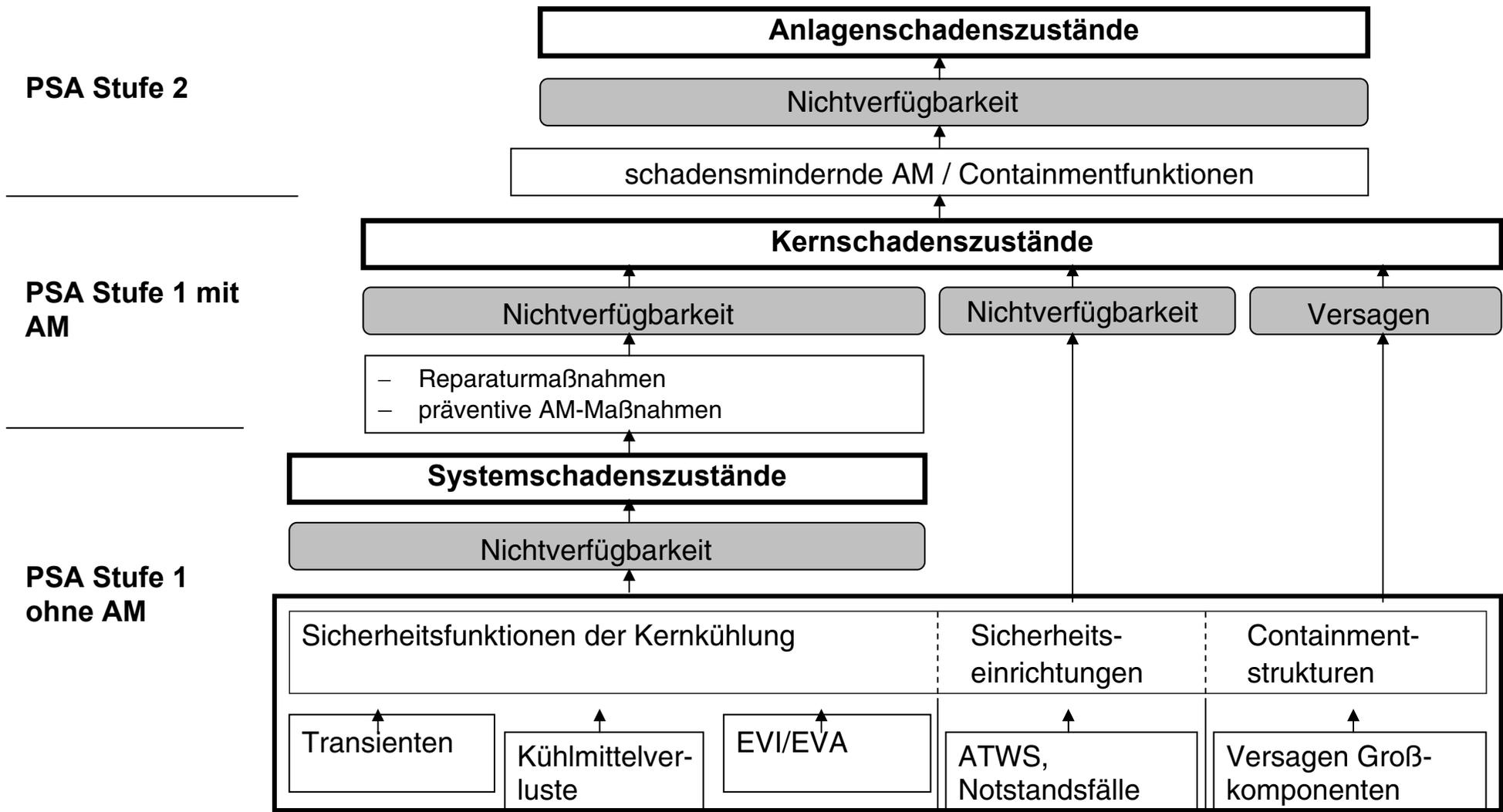


Abb. 4.1 Analyseumfang der PSA für einen DWR am Beispiel GKN 2

AM Accident Management
 ATWS Betriebstransienten m. Ausfall d. Reaktorschnellabschaltung
 EVA übergreifende Einwirkungen von außen
 EVI übergreifende Einwirkungen von innen

Reparaturmaßnahmen an ausgefallenen sicherheitsrelevanten Komponenten nach Eintritt eines Störfalls wurden in der Basis-PSA nicht berücksichtigt.

Die Basis-PSA verwendete für die quantitative Auswertung von Ereignisabläufen und Fehlerbäumen einen generischen Datensatz von Zuverlässigkeitskenngrößen.

Die Basis-PSA bewertet folgende Lecks im Reaktorkühlsystem:

- kleine Lecks in der Hauptkühlmitteleitung, verschiedene Leckgrößen,
- mittleres Leck in der Hauptkühlmitteleitung,
- Leck am Druckhalter über fehloffenes Sicherheitsventil

sowie Kühlmittelverluststörfälle mit potentiell Verlust der Rückhaltewirkung des Sicherheitsbehälters durch Bypass

- Dampferzeugerheizrohrbruch (2F- und 4F-Bruch),
- Leck an Anschlussleitungen des Reaktorkühlkreislaufs außerhalb des Sicherheitsbehälters.

Die Analyse behandelt detailliert die „Betriebstransienten“

- Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall),
- Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung,
- Ausfall der Hauptwärmesenke,
- Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung und der Hauptwärmesenke

und die „seltenen Transienten“

- Bruch einer Frischdampfleitung nach der äußeren Absperrarmatur,
- Bruch einer Speisewasserleitung vor dem Pumpendruckschieber.

Die auslösenden Ereignisse

- großes Leck in einer Hauptkühlmitteleitung,
- Lecks am Druckhalter durch Transienten,
- Frischdampf- und Speisewasser-Leitungsleck im Sicherheitsbehälter,
- Ausfall der Reaktorschnellabschaltung bei einer Betriebstransiente

wurden nicht im Detail analysiert. Ihr Beitrag wurde abgeschätzt.

Exemplarisch für eine „anlageninterne Überflutung“ wurde die

- Leckage im Feuerlöschsystem im Ringraum

analysiert.

Die Basis-PSA ermittelt eine zu erwartende Eintrittshäufigkeit von Systemschadenszuständen von $1,5 \cdot 10^{-6}/a$. Ohne die Berücksichtigung von GVA ergab sich ein Wert von $3,9 \cdot 10^{-7}/a$. Die Häufigkeit von Systemschadenszuständen wird damit zu fast drei Viertel durch GVA verursacht. Bei diesen Ergebnissen handelt es sich um Punktwerte aus den Rechnungen mit den Erwartungswerten der Zuverlässigkeitskenngrößen.

Wenn anlageninterne Notfallmaßnahmen nicht wirksam werden, gehen die System-schadenszustände in einen Kernschaden über. Die Häufigkeit solcher Abläufe beträgt $9,8 \cdot 10^{-7}/a$.

In der Basis-PSA wurde eine Analyse der Ergebnisunsicherheiten durchgeführt. Dabei konnten wegen der Einschränkungen durch das verwendete PSA-Rechenprogramm („Risk Spectrum“) Abhängigkeiten der Kenntnisstand-Unsicherheiten der Zuverlässigkeitskenngrößen nur für Komponentenausfälle mit denselben Ausfallraten bzw. -wahrscheinlichkeiten berücksichtigt werden. Außerdem beruht die Unsicherheitsanalyse der Basis-PSA nur auf Näherungswerten für die mittleren Nichtverfügbarkeiten der Ausfallkombinationen („Minimalschnitte“).

4.4 Methodische Modifikationen der Basis-PSA

Die von Siemens-KWU erstellte Basis-PSA wurde von der GRS überarbeitet. Die Modifikationen der verwendeten PSA-Methoden betreffen vor allem folgende Punkte:

4.4.1 Neubewertung des Einflusses von gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA) redundanter Komponenten

Die Basis-PSA verwendet das von Siemens-KWU entwickelte SRA-Modell zur Bewertung gemeinsam verursachter Ausfälle. Nach Auffassung der GRS können mit diesem Modell die Betriebserfahrung mit GVA und die Erkenntnisse zu GVA-Phänomenen nicht befriedigend modelliert werden.

Für die vorliegende PSA wurde daher das SRA-Modell ersetzt durch eine - als „Kopplungsmodell“ bezeichnete - Weiterentwicklung des bereits in der DRS-B verwendeten modifizierten Binomial Failure Rate (BFR) Modells. Im Kopplungsmodell /KRE 97/, /KRE 98/ wurden die früher zur Bewertung eines beobachteten GVA-Ereignisses verwendeten festen Kopplungsparameter ersetzt durch eine Expertenbewertung des Schädigungsgrades jeder Komponente der vom GVA-Ereignis betroffenen Komponentengruppe. Der Schädigungsgrad wird bewertet nach einer vorgegebenen Werteliste entsprechend dem Vorgehen des internationalen GVA-Datenaustauschprojektes ICDE /NEA 00/ bzw. der USNRC /NRC 98/.

Für die PSA GKN 2 wurde das Kopplungsmodell so modifiziert, dass die Bewertung der beobachteten GVA-Ereignisse durch mehrere Experten berücksichtigt werden kann. Durch Mischung der für jede Expertenbewertung ermittelten Einzelverteilungen für den Kopplungsparameter wird eine gemeinsame Verteilung erzeugt, die die unterschiedlichen Expertenbewertungen anteilig berücksichtigt. Dadurch werden Unsicherheiten bei der Schätzung von GVA-Wahrscheinlichkeiten implizit berücksichtigt.

Durch die Berücksichtigung der verschiedenen Expertenbewertungen für die Übertragbarkeit eines GVA-Ereignisses kann auch die Unsicherheit bei der Bewertung der Übertragbarkeit quantifiziert werden. Hierzu wird aus den unterschiedlichen Expertenbewertungen eine Verteilung für den Übertragbarkeitsparameter gewonnen, der an Stelle des festen Faktors im alten Modell verwendet wird.

Alle GVA-Ereignisse, die den bisher verwendeten GVA-Datensätzen zu Grunde lagen, wurden gemäß den Anforderungen des Modells neu bewertet. In die Neubewertung wurden auch GVA-Ereignisse einbezogen, die von der GRS seit der DRS-B in verschiedenen Vorhaben ausgewertet wurden.

4.4.2 Berücksichtigung von anlageninternen Notfallmaßnahmen

Die GRS hat in früheren Vorhaben die Methoden zur probabilistischen Bewertung von anlageninternen Notfallmaßnahmen in wichtigen Punkten weiterentwickelt /PRE 98/, /BER 98/. Diese Methoden wurden in der vorliegenden PSA zur Bewertung der anlageninternen Notfallmaßnahmen „Sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung (SDE)“ und „Primärseitige Druckentlastung und Bespeisung (PDE)“ eingesetzt.

Die Basis-PSA hat nur den Einfluss der „Sekundärseitigen Druckentlastung und Bespeisung“ ermittelt.

4.4.3 Berücksichtigung von Reparaturen an ausgefallenen Komponenten

In der vorliegenden PSA wird in begrenztem Umfang der Einfluss von Reparaturen an Komponenten, die bei Eintritt eines Störfalls nicht verfügbar sind oder die im Verlauf des Störfalls ausfallen, auf die Beherrschbarkeit von Störfällen untersucht. Die PSA berücksichtigt Reparaturmaßnahmen, die für das PSA-Ergebnis relevant sein können und die folgende Bedingungen erfüllen:

- Die Reparatur kann innerhalb weniger Stunden durch den zuständigen Fachbereich durchgeführt werden.
- Die Wahrscheinlichkeit für eine erfolgreiche Durchführung der Reparatur wird durch regelbasierte Handlungen bestimmt.
- Die Voraussetzungen für eine erfolgreiche Durchführung der Reparatur sind erfüllt (z.B. Fehlererkennung, Verfügbarkeit von Ressourcen, Zugänglichkeit der Komponente).

In der vorliegenden PSA wurde untersucht, ob und mit welcher Wahrscheinlichkeit bei einem Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung ausgefallene Komponenten der Systeme zur Dampferzeugerbespeisung repariert werden können, bevor die anlageninterne Notfallmaßnahme „Primärseitige Druckentlastung und Bespeisung“ (bei einem Füllstand von $< \text{MIN } 3$ im Reaktordruckbehälter) erforderlich wird.

In der Basis-PSA werden in Übereinstimmung mit dem PSA-Leitfaden mögliche Reparaturen nicht berücksichtigt. Nach PSA-Leitfaden sind Reparaturen nur dann zu berücksichtigen, wenn für Ihre Durchführung schriftliche Anweisungen vorliegen.

4.4.4 Ermittlung anlagenspezifischer Zuverlässigkeitskenngrößen

Die Basis-PSA verwendet einen generischen Datensatz für die Zuverlässigkeitskenngrößen. Die Unsicherheiten der verwendeten Zuverlässigkeitskenngrößen werden durch Lognormal-Verteilungen beschrieben.

Für die vorliegende PSA wurden aus einem Beobachtungszeitraum von vier Jahren (1994 - 1997) anlagenspezifische Daten ermittelt.

Für Komponenten, bei denen auf Grund der kurzen Beobachtungszeit von vier Jahren in GKN 2 nur wenige Ereignisse aufgetreten waren, wurden generische Kenngrößen, die die GRS in anderen Kernkraftwerken mit DWR erhoben hat, für die Bewertung einbezogen. Für die Ermittlung der Zuverlässigkeitskenngrößen wurden je nach den vorhandenen Informationen zwei unterschiedliche mathematische Vorgehensweisen ausgewählt: Für Komponenten mit einer ausreichenden Anzahl von Ereignissen in GKN 2 wurde zur Berechnung der Zuverlässigkeitskenngröße der nichtinformative Ansatz von Bayes gewählt.

Für Komponentengruppen, für die zusätzlich generische Kenngrößen benutzt wurden, wurden diese Kenngrößen als Vorinformation über den Superpopulationsansatz /HOF 99/, /HOF 99a/ von Bayes mit den anlagenspezifischen Kenngrößen zusammengefasst.

Die Kenntnisstand-Unsicherheit über den wahren Wert der Zuverlässigkeitskenngrößen wird durch Verteilungstypen beschrieben, die aus mathematischen Gründen für die jeweiligen Kenngrößen am besten geeignet sind:

- Für die Häufigkeiten der Betriebstransienten werden Gamma-Verteilungen verwendet.
- Für die Leck-Häufigkeiten werden Lognormal-Verteilungen verwendet.
- Für ergebnisrelevante Ausfallwahrscheinlichkeiten werden die Unsicherheiten durch Beta-Verteilungen ausgedrückt.

Die Unsicherheiten der Komponenten-Ausfallraten werden noch - wie in früheren PSA - durch Lognormal-Verteilungen berücksichtigt. Hierfür sollen in Zukunft Gamma-Verteilungen verwendet werden.

4.4.5 Modifikation von Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen

Die Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen der Basis-PSA wurden in zahlreichen Einzelpunkten modifiziert. In einigen Fällen wurden zusätzliche thermohydraulische Rechnungen durchgeführt und Mindestanforderungen modifiziert. In den Fehlerbaumanalysen wurden zusätzliche GVA und - im Unterschied zur Basis-PSA - auch im

schutzzielorientierten Teil des Betriebshandbuchs vorgesehene Handlungen berücksichtigt.

Die Analyse der Ergebnisunsicherheiten erfolgte mit einem simulativen Verfahren unter Berücksichtigung der Kenntnisstand-Abhängigkeiten der Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse, der Komponentenzuverlässigkeiten und der Zuverlässigkeiten der Handmaßnahmen /GRS 90/. Kenntnisstand-Abhängigkeit wurde für die Zuverlässigkeitskenngrößen jener Komponenten angenommen, deren Betriebserfahrung zur Kenngrößenermittlung zusammengelegt wurde. In der Basis-PSA wurden einschränkend Kenntnisstand-Unsicherheiten der Zuverlässigkeitskenngrößen nur für Komponentenausfälle mit denselben Ausfallraten bzw. -wahrscheinlichkeiten berücksichtigt. Außerdem beruht die Unsicherheitsanalyse in der Basis-PSA nur auf Näherungswerten für die mittleren Nichtverfügbarkeiten der Ausfallkombinationen („Minimalschnitte“).

Die Beiträge (Importanzen) einzelner Systemfunktionen, Komponentenausfälle sowie definierter Gruppen von Komponentenausfällen zu den Häufigkeiten nicht beherrschter Ereignisabläufe wurden in der vorliegenden PSA auf Basis der Erwartungswerte der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen ermittelt (aus der Unsicherheitsanalyse). In der Basis-PSA beruhen die dort angegebenen Importanzen auf den Punktwerten der Nichtverfügbarkeiten.

Zur Weiterführung der PSA in der Stufe 2 wurde eine Schnittstelle erzeugt, in der die für die für Analysen der Stufen 2 benötigten Informationen über Kernschadenszustände übergeben werden.

4.4.6 Ermittlung von Ergebnisverteilungen und Erwartungswerten anstelle von Punktwerten

Erst gegen Ende der Arbeiten stellte sich heraus, dass die bisher praktizierte Methodik zur Berücksichtigung von Datenunsicherheiten unbefriedigend ist.

Bisher war es üblich, die PSA-Ergebnisse zunächst als „Punktwerte“ zu berechnen und hierfür die Erwartungswerte der Zuverlässigkeitskenngrößen als „Punkt看wert“ für die Eingangsparameter zu verwenden. Ergänzend wurden dann mit den Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Eingangsparameter Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Ergebnisse berechnet. Der Analyseaufwand ist bei dieser Vorgehensweise deutlich geringer

als bei einer durchgehenden Berücksichtigung der Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Eingangsdaten.

Obwohl die Punktwerte mit den Erwartungswerten der Eingangsgrößen berechnet werden, unterscheiden sie sich mehr oder weniger stark von den Erwartungswerten der Verteilungen der Ergebnisgrößen. Der Grund hierfür liegt in der „Ausfallratenkopplung“. Wenn für mehrere Komponenten Zuverlässigkeitskenngößen aus der gleichen Datengrundlage verwendet werden, so werden sie bei der Unsicherheitsanalyse nicht unabhängig, sondern gemeinsam („gekoppelt“) variiert. Bei der Punktwertrechnung kann die Ausfallratenkopplung nicht berücksichtigt werden.

In der vorliegenden PSA wurden ungewöhnlich große Unterschiede zwischen den Punktwerten und den Erwartungswerten der Häufigkeiten von System- und Kernschadenzuständen festgestellt. Daraus ergab sich die Schlussfolgerung, dass Punktwerte allenfalls zur ersten Orientierung über die PSA-Ergebnisse verwendet werden sollten.

Die Analyseergebnisse werden in der vorliegenden PSA nicht mehr - wie bisher üblich - in Form von Punktwerten ausgewiesen, die aus den Erwartungswerten der Eingangsgrößen ermittelt wurden. Stattdessen werden für alle Fehler- und Ereignisbaumauswertungen Unsicherheitsanalysen durchgeführt, die für alle Ergebnisse Wahrscheinlichkeitsverteilungen liefern. Diese Umstellung der Methoden, die erst gegen Ende der Studie vorgenommen werden konnte, verursachte erheblichen Zusatzaufwand und eine mehrmonatige Verzögerung bei der Fertigstellung der nunmehr vorliegenden Entwurfsfassung.

4.4.7 Ereignisse aus dem Nichtleistungsbetrieb

Die PSA der Stufe 1 wurde für Ereignisse aus dem Nichtleistungsbetrieb erweitert. Die speziellen methodischen Probleme werden in Kapitel 7 diskutiert.

4.5 Erweiterung um Brandanalysen

4.5.1 Auswahl brandrelevanter Raumbereiche (Screening)

Es ist international üblich und auch im PSA-Leitfaden vorgesehen, zunächst in einem Auswahlverfahren (Screening) brandrelevante Raumbereiche zu identifizieren, um den Aufwand für vertiefte Analysen einzugrenzen. Unsere Untersuchungen haben aber gezeigt, dass die im PSA-Leitfaden beschriebenen Methoden nicht geeignet sind, dem Ziel des Auswahlverfahrens gerecht zu werden.

So erfüllten 137 von 271 Räumen im Reaktorgebäude-Ringraum die im Leitfaden genannten qualitativen Kriterien. Auch der im PSA-Leitfaden angesprochene zweite (quantitative) Auswahlprozess auf der Basis der Methode nach Berry ist kaum praktikabel, da dort für das Auswahlkriterium schon Kenntnisse über resultierende Kernschadenzustände vorausgesetzt werden, die zu diesem Untersuchungszeitpunkt nicht vorliegen oder wiederum aufwendige Untersuchungen voraussetzen.

Die GRS hat im Rahmen eines Forschungsvorhabens einen neuen Ansatz für eine praktikable Vorgehensweise entwickelt /FAS 01/. Dieser Ansatz wurde in der vorliegenden PSA auf die Referenzanlage angewendet. Er umfasst eine systematische und einheitliche Informationsaufbereitung, eine unmittelbare Verknüpfung von qualitativen und quantitativen Kriterien unter Verwendung von Teilen der Berry-Methode sowie eine abschließende Experteneinschätzung. Dieser Ansatz hat sich als brauchbar erwiesen und wird für zukünftige Brand-PSAs empfohlen.

4.5.2 Eintrittshäufigkeit von Bränden

Bei der Ermittlung der Eintrittshäufigkeit von Bränden hat sich die auf die Methode nach Berry aufbauende Vorgehensweise, wie sie im Leitfaden beschrieben ist, grundsätzlich als geeignet erwiesen. Diese Methode geht von statistisch ermittelten generischen Häufigkeiten für einen Brand in einem Gebäude aus und spaltet diese Häufigkeiten unter Berücksichtigung anlagenspezifischer Gegebenheiten für einzelne Raumbereiche auf. Zur Überprüfung der Ergebnisse dieser „Top down“ Methode wurde von uns zusätzlich eine „Bottom up“ Methode verwendet, bei der anhand spezifischer Fehlerbaumanalysen eine Eintrittshäufigkeit ermittelt wird. Die für ein Anwendungsbeispiel gewonnenen Werte stimmten befriedigend überein. Allerdings erfordert insbe-

sondere die „Top down“ Methode noch eine bessere Datensicherheit. Entsprechende Arbeiten erfolgen derzeit in einem Forschungsvorhaben der GRS unter Einbeziehung von Daten aus französischen Kernkraftwerken.

4.5.3 Ermittlung von Brandauswirkungen

Für die Ermittlung von Brandauswirkungen bei vertieften Untersuchungen ist die Anwendung möglichst einfacher Simulationsmodelle allgemein akzeptiert, wenn einfache Raumgeometrien und Ventilationsbedingungen vorliegen. Wir sind der Frage nachgegangen, ob auch bei komplizierten Gegebenheiten und Bedingungen, wie sie im Reaktorgebäude vorliegen, mit heute verfügbaren Zonenmodellen gesicherte realistische Ergebnisse gewonnen werden können. Dazu wurden verschiedene Brandsimulationsmodelle eingesetzt und umfangreiche Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen, dass das verwendete Mehrraum-Mehrzonenmodell CFAST im Vergleich zum eingesetzten Systemcode COCOSYS generell höhere Brandraumtemperaturen ausweist. Die Gründe liegen in der wesentlich vereinfachenden Modellierung der Raumgeometrie im Zonenmodell. Das führt dazu, dass geringere Mengen heißer Gase in höhere Gebäudebereiche abströmen und weniger kalte Luft zugemischt wird. Die wichtigste Erkenntnis aus den Unsicherheitsanalysen ist, dass die Code-immanenten Unsicherheiten dominieren. Die Ergebnisse dieser Analysen zeigen auch, dass bei zukünftigen Unsicherheitsanalysen der Variation der zeitlichen Abhängigkeit von wichtigen Einflussgrößen größere Bedeutung beigemessen werden muss. Insgesamt ergibt sich die Schlussfolgerung, dass bei der Verwendung von fortentwickelten Zonenmodellen, wie sie heute zur Verfügung stehen, auch bei komplizierten baulichen Gegebenheiten nachvollziehbare Ergebnisse erhalten werden. Im Einzelfall von der Realität abweichende Ergebnisse können durch angemessene Zonenmodellierungen, den Ergebnisvergleich diversitärer Codes und durch Einbeziehung von Expertenwissen erkannt und bewertet werden.

4.5.4 Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen

Die Untersuchungen des brandspezifischen Ereignisablaufs im Hinblick auf die Brandbekämpfung und Beherrschung erfolgt nach heutigem Stand der PSA mit Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen. Dieser Weg zeigte auch im Hinblick auf die Quantifizierung der Unsicherheiten nachvollziehbare und sachgerechte Ergebnisse. Von der

GRS wurde im Rahmen eines laufenden Forschungsvorhabens aber auch ein neuer methodischer Ansatz für ein simulatives Brandbekämpfungsmodell entwickelt und im Rahmen des hier vorliegenden Vorhabens für eine zusätzliche Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse genutzt. Derzeit liegen dazu aber noch keine Ergebnisse vor.

4.5.5 Brandauswirkungen auf die Systemtechnik

Die Einbindung von brandbedingten Komponentenausfällen in vorhandene Fehlerbäume für im Rahmen der PSA untersuchte auslösende Ereignisse, wie sie auch der PSA-Leitfaden vorsieht, ist zum Teil sehr schwierig oder nicht durchführbar. Zwar ist im untersuchten Brandszenario eine Zuordnung zu bestimmten Transienten (Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe, RESA, Störungen in der Bespeisung eines Dampferzeugers) möglich, aber schon die Möglichkeit des gleichzeitigen oder zeitversetzten Auftretens dieser Transienten bereitet Probleme. Die Zeitpunkte bei denen durch brandbedingtes Kabelversagen Transienten ausgelöst werden, können mit heutigen Brandsimulationsmodellen nur sehr grob ermittelt werden, auch wenn über die Funktion der betroffenen Kabel und deren örtliche Verlegung genauere Informationen vorliegen als sie uns zur Verfügung standen.

Derzeit ist nicht geklärt, wie die verschiedenen brandbedingten Versagensmöglichkeiten eines Leittechnikabels (Unterbrechung, Signalveränderung, Überspannungseintrag) mit ihren unterschiedlichen Folgen in die PSA eingehen könnten. Die Auswirkungen des in der PSA untersuchten Kabelbrandes auf die Leittechnik betrafen insbesondere Messwerte, sowohl betriebliche als auch Grenzwerte des Reaktorschutzes. Das im Extremfall der Brandausbreitung auf zwei Redundanzbereiche zu betrachtende gleichzeitige Anstehen von fehlerhaften Signalen in zwei Redundanzen der Messwerterfassung mit der möglichen Folge fehlerhafter Aktionen des Reaktorschutzes erfordert verbesserte Analyse- und Bewertungsmethoden. Bei der Weiterentwicklung der PSA-Methoden sollte diesen Schwierigkeiten bei der Bewertung von Brandereignissen Rechnung getragen werden.

4.5.6 Zusammenfassung der Ergebnisse der Brandanalyse

Die durchgeführten Untersuchungen umfassen keine vollständige PSA-Brand. Es wurde nur ein Raumbereich vertieft untersucht, der allerdings bei der Referenzanlage repräsentativ ist für Brandmöglichkeiten innerhalb des Sicherheitsbehälters.

Mit dem Auswahlverfahren zur Identifizierung brandrelevanter Raumbereiche wurden weitere Raumbereiche gefunden, deren Beiträge zur System- und Kernschadenshäufigkeit bei einer vollständigen PSA-Brand zu untersuchen wären. Für den Reaktor gebäude-Ringraum sind nach den Ergebnissen des Auswahlverfahrens z.B. etwa acht Raumbereiche vertieft zu untersuchen. Für das Schaltanlagegebäude, das Notstromdieselgebäude und das Notspeisegebäude liegen noch keine Zahlen vor.

Für eine Einschätzung der Relevanz des Ereignisses Brand für die System- und Kernschadenshäufigkeit der PSA der Stufe 1 ist zu berücksichtigen, dass viele der noch vertieft zu untersuchenden Raumbereiche hinsichtlich der Eintrittshäufigkeit und der möglichen Auswirkungen repräsentativ für weitere Räume sind und für den Gesamtbeitrag zum Ereignis Brand eine Vielzahl einzelner Beiträge aufsummiert werden müssen. Auch wenn die Einzelbeiträge sehr gering sind, was auf Grund der modernen brandschutztechnischen Auslegung der Referenzanlage anzunehmen ist, könnte sich ein Gesamtbeitrag des Ereignisses Brand zu den System- und Kernschadenshäufigkeiten ergeben, der im Bereich der Beiträge anderer auslösender Ereignisse liegt.

5 PSA der Stufe 1 für den Leistungsbetrieb

5.1 Auslösende Ereignisse

Im ersten Schritt der PSA sind auslösende Ereignisse zu identifizieren, bei denen Betriebssysteme zur Kernkühlung und Wärmeabfuhr ausfallen und der Einsatz von Systemen mit Sicherheitsfunktion erforderlich wird, um eine ausreichende Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern aufrechtzuerhalten. Die Sicherheitsfunktionen werden ausgeführt durch Sicherheitssysteme mit Unterstützung von betrieblichen Systemen und Notstandseinrichtungen. Sicherheitsfunktionen werden daher nachfolgend allgemeiner als „Systemfunktionen“ bezeichnet. Auslösende Ereignisse können durch Störungen und Schäden an Komponenten, durch anlageninterne übergreifende Einwirkungen (z.B. Brand, Überflutung) oder durch Einwirkungen von außen (z.B. Erdbeben) verursacht werden.

Für die auslösenden Ereignisse sind Eintrittshäufigkeiten zu ermitteln. Zum Teil ergeben sich diese Häufigkeiten direkt aus der Betriebserfahrung. Ist ein auslösendes Ereignis noch nicht aufgetreten, so ist der Schätzwert der Häufigkeit ausschließlich durch den Beobachtungszeitraum bestimmt (Nullfehlerstatistik). Bei relativ kurzen Beobachtungszeiten kann dies dazu führen, dass die tatsächliche Eintrittshäufigkeit erheblich überschätzt wird. In der PSA werden folgende Methoden verwendet, um in solchen Fällen zu realistischen Abschätzungen zu kommen:

- Das auslösende Ereignis (z.B. „Leck am Druckhalter bei Transienten“) wird auf ein einleitendes Ereignis zurückgeführt, dessen Häufigkeit direkt aus der Betriebserfahrung ermittelt werden kann (im Beispiel „Öffnen des Druckhalterventils bei Transienten“). Die Wahrscheinlichkeit dafür, dass es als Folge des einleitenden Ereignisses zum auslösenden Ereignis kommt (im Beispiel beim „Versagen des Schließens und der Absperrmaßnahme“), wird durch eine Fehlerbaumanalyse ermittelt.
- Die Häufigkeit des auslösenden Ereignisses (z.B. „Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 25 - 80 cm²“) wird aus der Betriebserfahrung in Verbindung mit Modellüberlegungen ermittelt.

Die in dieser PSA untersuchten auslösenden Ereignisse und ihre Häufigkeiten werden in Abschnitt 5.1.1 behandelt und in Tabelle 5.1 zusammengestellt.

Tab. 5.1 Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse

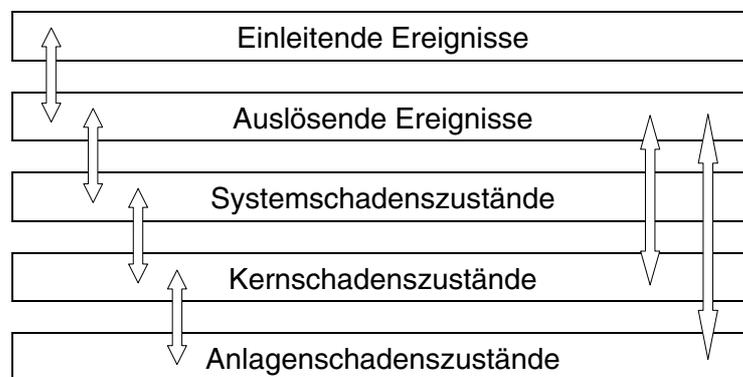
Nr.	Bezeichnung der Ereignisgruppe Bezeichnung des Ereignisses	Häufigkeit [1/a]
Lecks in der druckführenden Umschließung des Primärsystems innerhalb des Sicherheitsbehälters		
1	Großes und mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, > 200 cm ²	< E-7
2	Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 80 - 200 cm ²	9,0E-5
3	Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 25 - 80 cm ²	1,5E-4
4	Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 2 - 25 cm ²	3,0E-3
Lecks am Druckhalter		
5	Kleines Leck am Druckhalter durch Transienten, 20 cm ²	1,1E-6
6	Kleines Leck am Druckhalter durch fehloffenes Sicherheitsventil, 40 cm ²	8,5E-4
7	Lecks in einer primärkühlmittelführenden Leitung außerhalb des Sicherheitsbehälters	< E-8
Dampferzeuger-Heizrohrlecks		
8	Leck 1 - 6 cm ²	2,3E-3
9	Leck 6 - 12 cm ²	1,0E-5
Betriebstransienten		
10	Notstromfall	2,5E-2
11	Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke	1,2E-1
12	Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser	3,8E-2
13	Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke	7,5E-3
Transienten durch Dampferzeuger-Überspeisung sowie Frischdampf- oder Speisewasser-Leitungslecks		
14	Dampferzeuger-Überspeisung	1,0E-5
15	Bruch einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters	1,6E-4
16	Bruch einer Frischdampfleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters	< 1E-7
17	Speisewasser-Leitungsbruch außerhalb des Sicherheitsbehälters	2,6E-4
18	Speisewasser-Leitungsbruch innerhalb des Sicherheitsbehälters	< 1E-7
Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)		
19	ATWS beim Notstromfall	< 2E-8
20	ATWS beim Ausfall Hauptspeisewasser	< 1E-7
21	ATWS beim Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke	< 7E-9
22	ATWS bei sonstigen Transienten	< 5E-8
Transienten durch übergreifende Einwirkungen von innen		
23	Transiente durch ein Leck im Feuerlöschwassersystem im Ringraum ¹⁾	< 3,0E-7
24	Transienten auf Grund eines Brandes im innerhalb des SB	1,8 E-5

1) Reaktorgebäude-Ringraum
SB Sicherheitsbehälter

Für auslösende Ereignisse, die auf einleitende Ereignisse zurückgeführt wurden, enthält Tabelle 5.2 die Häufigkeiten der einleitenden Ereignisse, die Wahrscheinlichkeiten für das Versagen von Gegenmaßnahmen unter der Voraussetzung, dass das einleitende Ereignis vorliegt und die sich damit ergebenden Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse.

Die Abschätzungen zu Ereignissen, die auf Grund ihrer geringen Bedeutung für die Kernschadenzustände und für die Stufe 2 der PSA nicht weiter untersucht wurden, werden in Abschnitt 5.1.2 dargestellt.

Um den Überblick über die weiteren Tabellen zu erleichtern, wurden sie mit der nachfolgenden Darstellung im Kleinformat versehen und dabei jeweils der Pfeil hervorgehoben, der sich auf den Inhalt der Tabelle bezieht (Übergang von einleitenden Ereignissen zu auslösenden Ereignissen, Übergang von auslösenden Ereignissen zu Schadenszuständen, Übergang zwischen Schadenszuständen). Die Begriffe „Systemschadenzustand“, „Kernschadenzustand“ und „Anlagenschadenzustand“ werden später definiert.



Tab. 5.2 Häufigkeiten von einleitenden Ereignissen und der Wahrscheinlichkeiten für

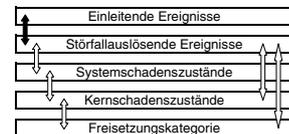
Einleitendes Ereignis		Übergangswahrschein-
Bezeichnung	H [1/a]	Relevante Systemfunktion
Öffnen d. Druckhalter- Abblaseventils durch Transienten	7,5E-3	Versagen des Schließens und Versagen der Absperr- maßnahme
Fehlöffnen eines Druckhalter- Sicherheitsventils	2,0E-2	Versagen des Schließens
Leck in der Einspeiseleitung des Volumenregelsystems	3,4E-3	Versagen der Absperrmaß- nahme
Betriebliche Dampferzeuger- Überspeisung mit Anforderung des Überspeisungsschutzes durch RS-Signale	2,3E-2	Versagen des Überspei- sungsschutzes durch Reaktorschutzsignale
Notstromfall	2,5E-2	Ausfall der Reaktorschnellabschaltung
Ausfall Hauptspeisewasser	1,2E-1	Ausfall der Reaktorschnellabschaltung
Ausfall Hauptspeisewasser u. Ausfall Hauptwärmesenke	7,5E-3	Ausfall der Reaktorschnellabschaltung
Sonstige Transienten	5,0E-2	Ausfall der Reaktorschnellabschaltung
Leck im Feuerlöschwassersys- tem im Ringraum ²⁾	3,0E-5	Ausfall der leckbegrenzenden Maßnahmen
Entstehungsbrand in einer Kabelverteilung innerhalb des Sicherheitsbehälters	9,2E-5	Ausfall von Brandschutz- maßnahmen

- 1) vgl. Tab. 5.1
 2) Reaktorgebäude Ringraum
 ATWS Betriebstransienten mit Ausfall
 der Reaktorschnellabschaltung
 DE Dampferzeuger

- H Häufigkeit
 p Wahrscheinlichkeit
 RKL Reaktorkühlkreislauf
 RS Reaktorschutz

den Übergang von einleitenden Ereignissen zu auslösenden Ereignissen

Wahrscheinlichkeit p	Auslösendes Ereignis		Nr. ¹
	Bezeichnung	H [1/a]	
5,5E-4	Kleines Leck am Druckhalter durch Transienten	4,1E-6	5
4,2E-2	Kleines Leck am Druckhalter durch fehloffenes Sicherheitsventil	8,5E-4	6
< E-7	Lecks in einer primärkühlmitteiführenden Leitung außerhalb des Sicherheitsbehälters	< 1E-8	7
4,4E-4	Dampferzeuger-Überspeisung	1,0E-5	14
< 9,0E-7	ATWS beim Notstromfall	< 2E-8	19
< 9,0E-7	ATWS beim Ausfall Hauptspeisewasser	< 1E-7	20
< 9,0E-7	ATWS beim Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke	< 7E-9	21
< 9,0E-7	ATWS bei sonstigen Transienten	< 5E-8	22
1,0E-2	Transiente durch ein Leck im Feuerlöschwassersystem im Ringraum ²	< 3,0E-7	23
2,0E-1	Transienten auf Grund eines Kabelbrands im Reaktorgebäude	1,8E-5	24



5.1.1 Untersuchte auslösende Ereignisse und ihre Häufigkeiten

In Tabelle 5.1 sind die in dieser PSA untersuchten auslösenden Ereignisse mit ihren Häufigkeiten zusammengestellt. Die insgesamt 24 auslösenden Ereignisse sind acht Gruppen zugeordnet.

- **Lecks in der druckführenden Umschließung des Primärsystems innerhalb des Sicherheitsbehälters**

Diese Gruppe umfasst alle Lecks in der Hauptkühlmittelleitung, in Anschlussleitungen vor den Absperrarmaturen und Leckagen an den Hauptkühlmittelpumpen. Lecks im Druckhaltermantel, in der Eintritts- oder Austrittskammer eines Dampferzeugers und kleine Lecks im Reaktordruckbehälter werden wie ein Leck in der Hauptkühlmittelleitung behandelt. Große Lecks im Reaktordruckbehälter können wegen der extrem hohen Qualität des Reaktordruckbehälters ausgeschlossen werden.

Das aus dem Leck ausströmende Kühlmittel wird bei auslösenden Ereignissen dieser Gruppe in einem tiefgelegenen Bereich innerhalb des Sicherheitsbehälters (Gebäudesumpf) zusammengeführt und steht für die Nachkühlung zur Verfügung.

Die Häufigkeiten für „Lecks in der Hauptkühlmittelleitung“ wurden aus der Deutschen Risikostudie, Phase B, übernommen /GRS 90/. Der relativ hohe Aufwand für eine erneute Auswertung der Betriebserfahrung erschien nicht gerechtfertigt, da keine wesentlichen Änderungen gegenüber den in der Deutschen Risikostudie, Phase B ermittelten Schätzwerten erwartet werden /BEL 99/.

Unter Berücksichtigung der unterschiedlichen Mindestanforderungen an die Systemfunktionen zur Beherrschung der Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung wird folgende Einteilung nach Leckquerschnitten vorgenommen:

- Großes Leck $> 500 \text{ cm}^2$
- Mittleres Leck $200 - 200 \text{ cm}^2$
- Kleines Leck
 - $80 - 200 \text{ cm}^2$
 - $25 - 80 \text{ cm}^2$
 - $2 - 25 \text{ cm}^2$

Lecks $< 2 \text{ cm}^2$ können durch betriebliche Systeme überspeist werden. Sie werden deshalb nicht als auslösende Ereignisse behandelt.

Das kleine Leck $2 - 25 \text{ cm}^2$ wird zur Ermittlung der Häufigkeit von System- und Kernschadenzuständen weiter unterteilt in ein Leck $2 - 12 \text{ cm}^2$ und $12 - 25 \text{ cm}^2$ (siehe Abschnitte 5.2.3 und 5.3.3.3).

Die Häufigkeiten eines kleinen Lecks zwischen $2 - 12 \text{ cm}^2$ in einer Hauptkühlmitteleitung wurden in der Deutschen Risikostudie, Phase B, auf Grund der Betriebserfahrung abgeschätzt /BEL 99/.

Die Häufigkeiten für Lecks $> 12 \text{ cm}^2$ wurden auf Grund von Modellvorstellungen ermittelt. Wegen des hohen Qualitätsstandards für Leitungen des Reaktorkühlkreises können Lecks $> 200 \text{ cm}^2$ in einer Hauptkühlmitteleitung sowie in abgehenden Leitungsschnitten von Anschlussleitungen praktisch ausgeschlossen werden (Häufigkeit $< 10^{-7}/\text{a}$ /BEL 99/). Große und mittlere Lecks wurden zusammengefasst, da ihr Einfluss auf die Häufigkeit von System- und Kernschadenzuständen sowie auf die Ergebnisse der Stufe 2 der PSA als gering eingeschätzt wird (vgl. Tabelle 5.1 und Abschnitt 5.1.2).

- **Lecks am Druckhalter**

Lecks am Druckhalter können auftreten, wenn das Abblase- oder ein Sicherheitsventil am Druckhalter als Folge von Transienten oder aus anderem Grund öffnet und fehlerhaft nicht schließt und (bei offen bleibendem Abblaseventil) das Abblase-Absperrventil nicht schließt.

Wie bei den Lecks in einer primärkühlmittelführenden Leitung innerhalb des Sicherheitsbehälters wird das aus dem Leck ausströmende Kühlmittel in einem tiefgelegenen Bereich innerhalb des Sicherheitsbehälters (Gebäudesumpf) zusammengeführt und steht für die Nachkühlung zur Verfügung.

Die Häufigkeiten für „Lecks am Druckhalter“ ergeben sich aus der Häufigkeit

- der einleitenden Ereignisse „Öffnen des Abblaseventils bei einer Transiente“ und „Fehlöffnen eines Sicherheitsventils“ und
- der Wahrscheinlichkeit für das Versagen von Gegenmaßnahmen (Schließen des fehlgeöffneten Ventils bzw. des Abblase-Absperrventils).

Zu einem Öffnen des Druckhalter-Abblaseventils bei Transienten kommt es nach einer Turbinenschnellabschaltung (TUSA) mit Nichtöffnen der Frischdampf-Umleiteinrichtung (FDU). Dagegen wird bei Transienten mit TUSA und nachfolgender Verblockung der FDU (nachdem sie kurzzeitig offen war) der Ansprechdruck des Druckhalter-Abblaseventils nur erreicht, wenn zusätzlich die betriebliche Kühlmitteltemperatur- oder Kühlmitteldruck-Regelung oder die Reaktorleistungs-Begrenzung (LOOP-RELEB) oder das Teilabfahren ausfällt.

Die Häufigkeit einer Transiente mit Öffnen des Druckhalter-Abblaseventils wurde anhand der Betriebserfahrung mit Vorkonvoi- und Konvoi-Anlagen abgeschätzt (Nullfehlerstatistik). In diesen Anlagen kam es im Beobachtungszeitraum (Tag der Aufnahme des kommerziellen Betriebs der Anlagen bis zum 31.12.1996) nicht zu einem Öffnen dieses Ventils bei Leistungsbetrieb. Die Wahrscheinlichkeit für das Versagen des Schließens des Druckhalter-Abblaseventils und des vorgelagerten Abblase-Absperrventils wurde durch Systemanalyse ermittelt.

Die Häufigkeit für ein Leck am Druckhalter bei Fehlöffnen eines Druckhalter-Sicherheitsventils wurde aus der Deutschen Risikostudie, Phase B, übernommen. Die Häufigkeit wird dort aus der Betriebserfahrung ermittelt. Die Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Absperrmaßnahme wurde durch eine Systemanalyse ermittelt.

- **Primärkreislecks im Ringraum**

Bei nicht absperrbaren Lecks in Anschlussleitungen des Reaktorkühlkreislaufs außerhalb des Sicherheitsbehälters tritt ein Verlust des Primärkühlmittels ein, und es kann zu Folgeausfällen von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen im Ringraum kommen.

Bei einem Primärkreisleck im Ringraum sammelt sich das aus dem Leck ausströmende Wasser nicht im Gebäudesumpf. Es steht damit nicht für die Nachkühlung zur Verfügung. Außerdem können Spaltprodukte unter Umgehung des Sicherheitsbehälters in die Umgebung freigesetzt werden.

Die Häufigkeit eines nicht absperrbaren Primärkreislecks im Reaktorgebäude-Ringraum wird aus der Häufigkeit der einleitenden Ereignisse aus der Betriebserfahrung und der Wahrscheinlichkeiten für das Versagen der Absperrmaßnahmen durch

Systemanalyse ermittelt. Die Häufigkeiten der Lecks in den Anschlussleitungen an das Reaktorkühlsystem wurden der Deutschen Risikostudie, Phase B /GRS 90/ entnommen.

- **Lecks an Dampferzeuger-Heizrohren**

Über ein Leck an einem Dampferzeuger-Heizrohr strömt Kühlmittel aus dem (unter höherem Druck stehenden) Reaktorkreislauf in den Speisewasser-Dampfkreislauf. Unter Berücksichtigung der unterschiedlichen Mindestanforderungen an die Systemfunktionen zur Beherrschung der Lecks an Dampferzeuger-Heizrohren werden zwei Leckgrößen unterschieden (1 - 6 cm² und 6 - 12 cm²).

Bei einem Leck an Dampferzeuger-Heizrohren sammelt sich das aus dem Leck ausströmende Wasser nicht im Gebäudesumpf. Es steht damit nicht für die Nachkühlung zur Verfügung. Außerdem können Spaltprodukte unter Umgehung des Sicherheitsbehälters in die Umgebung freigesetzt werden.

Die Häufigkeiten für Lecks an Dampferzeuger-Heizrohren werden für Leckquerschnitte bis zum doppelten Querschnitt eines Heizrohres ($\leq 6 \text{ cm}^2$) aus der Betriebserfahrung mit deutschen Kernkraftwerken sowie den von KWU errichteten Anlagen Borselle, Gösgen und Trillo ermittelt (Nullfehlerstatistik). Für ein Leck von 6 - 12 cm² an Dampferzeuger-Heizrohren wird die Häufigkeit aus der Deutschen Risikostudie, Phase B, übernommen. Die dort für die Ermittlung der Leckhäufigkeit getroffenen Grundannahmen und Modellvorstellungen entsprechen dem heutigen Kenntnisstand zu Dampferzeuger-Heizrohrlecks /BEL 99/.

- **Betriebstransienten**

Transienten sind Ereignisse, bei denen die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern ohne Kühlmittelverlust gestört ist. „Betriebstransienten“ sind Transienten, die mit hoher Wahrscheinlichkeit während der Betriebszeit eines Kernkraftwerks auftreten. In dieser Gruppe wurden folgende Ereignisse untersucht:

- Notstromfall (Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung)
Mit dem Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung fallen die Hauptspeisewasserversorgung der Dampferzeuger, der Turbinenkondensator als Hauptwärmesenke und die Hauptkühlmittelpumpen aus.

- Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung ohne Ausfall der Hauptwärmesenke
- Ausfall der Hauptwärmesenke ohne Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung
- Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung und der Hauptwärmesenke

Die Ergebnisse für die Häufigkeiten von System- bzw. Kernschadenzuständen und für die Stufe 2 der PSA aus diesen auslösenden Ereignissen enthalten auch die Beiträge aus den Betriebstransienten, die (für diese auslösenden Ereignisse) einleitende Ereignisse darstellen (z.B. Ausfall einer Hauptspeisepumpe). Beiträge aus anderen Betriebstransienten (z.B. Ausfall von Hauptkühlmittelpumpen) werden als nicht ergebnisrelevant eingeschätzt.

Die Häufigkeiten für Betriebstransienten wurden aus der Betriebserfahrung mit Konvoi- und Vor-Konvoi-Anlagen ermittelt. Beim Notstromfall wurden zur Ermittlung der Häufigkeit auch die Betriebserfahrungen mit anderen deutschen DWR-Anlagen sowie mit SWR-Anlagen einbezogen. Für die Häufigkeit eines Notstromfalls ist der Aufbau der elektrischen Eigenbedarfsversorgung von Bedeutung. Alle deutschen Anlagen besitzen heute zwei netzseitige Einspeisungen und die Versorgung aus dem Hauptgenerator der Anlage und sind somit bezüglich der Eintrittshäufigkeit des Notstromfalls gleichwertig.

- **Transienten durch Dampferzeuger-Überspeisung sowie Frischdampf- oder Speisewasser-Leitungsbrüche**
 - Dampferzeuger-Überspeisung

Bei Überspeisung eines Dampferzeugers mit Eintrag von Speisewasser in das Frischdampfsystem kann es zum Folgeschaden an einer Leitung des Frischdampfsystems kommen. Die Häufigkeit einer Dampferzeuger-Überspeisung wird aus dem einleitenden Ereignis „Betriebliche Dampferzeuger-Überspeisung mit Anforderung des Überspeisungsschutzes durch den Reaktorschutz“ und der Wahrscheinlichkeit für das Versagen des Überspeisungsschutzes (Reaktorschutz) ermittelt. Der Schätzwert der Häufigkeit des einleitenden Ereignisses ergibt sich aus der Betriebserfahrung mit Konvoi- und Vor-Konvoi-Anlagen. Der Wahrscheinlichkeit für den Ausfall des Überspeisungsschutzes liegt eine Systemanalyse zu Grunde.
 - Frischdampf- oder Speisewasser-Leitungslecks

Die PSA untersucht den Bruch einer Frischdampfleitung und den Bruch einer

Speisewasserleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters. Den Häufigkeiten für den Bruch einer Frischdampf- bzw. Speisewasserleitung liegt eine Auswertung der Betriebserfahrung mit Kernkraftwerken westlicher Bauart zu Grunde /BEL 99/.

- **Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)**

Für Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung werden vier Fälle unterschieden:

- ATWS beim Notstromfall
- ATWS beim Ausfall Hauptspeisewasser
- ATWS beim Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke
- ATWS bei sonstigen Betriebstransienten

Die Häufigkeiten der ATWS-Fälle ergeben sich aus den Häufigkeiten der einleitenden Ereignisse (Betriebstransienten) und der Wahrscheinlichkeit für ein Versagen der Reaktorschnellabschaltung. Die Häufigkeiten der Betriebstransienten wurden aus der Betriebserfahrung mit Konvoi- und Vor-Konvoi-Anlagen bzw. aller deutschen Anlagen (Notstromfall) abgeleitet. Die Versagenswahrscheinlichkeit der Reaktorschnellabschaltung wurde durch eine Systemanalyse auf der Basis nationaler und internationaler Betriebserfahrungen ermittelt.

- **Transienten durch übergreifende Einwirkungen von innen**

Diese Gruppe umfasst Transienten durch

- Überflutung des Reaktorgebäude-Ringraums auf Grund eines Lecks im Feuerlöschwassersystem SGB und durch
- Kabelbrand im Reaktorgebäude-Innenraum (Sicherheitsbehälter).

- **Überflutung**

Bei einem Leck im Feuerlöschwassersystem SGB im Ringraum werden bei Ausfall leckbegrenzender Maßnahmen sicherheitstechnisch wichtige Komponenten im Ringraum überflutet. Durch den überflutungsbedingten Ausfall der im Ringraum befindlichen Messumformer oder Pumpen kann eine Transiente ausgelöst werden. Das untersuchte Leck im Feuerlöschwassersystem SGB im Ringraum kann in einem von zwei Leitungstücken jeweils zwischen Eintritt in den Ringraum und einer bei Normalbetrieb geschlossenen Absperrarmatur eintreten. Bezüglich einer Überflutung des Ringraums ist dies der ungünstigste Leckort. Das Feuerlöschwassersystem hat hinsichtlich der freigesetzten Wassermengen im Ringraum das größte Potential. Überflutungen des Ringraums durch Freisetzung von Wasser aus anderen Systemen sowie Überflutungen in anderen Gebäudeteilen werden demgegenüber als vernachlässigbar eingeschätzt.

Die Häufigkeit des einleitenden Ereignisses „Leck im Feuerlöschwassersystem im Reaktorgebäude-Ringraum“ wird aus der weltweiten Betriebserfahrung ermittelt. Die Wahrscheinlichkeit des Ausfalls leckbegrenzender Maßnahmen wurde anhand einer Systemanalyse ermittelt. Zur Absperrung des Lecks sind Personalhandlungen erforderlich. Für die Wahrscheinlichkeit des Versagens der Absperrung spielt der Ausfall dieser Personalhandlungen die wesentliche Rolle. Die Ausfallwahrscheinlichkeit wurde durch eine Screeninganalyse anhand des Bewertungsverfahrens ASEP /FAK 97/ mit $W = 1 \cdot 10^{-2}$ abgeschätzt. Sie wird vom Ausfall der Maßnahmen zur Absperrung bestimmt. Ein Ausfall der Erkennung des Lecks wird als wesentlich unwahrscheinlicher eingeschätzt (ca. $1 \cdot 10^{-3}$). Die angegebene Wahrscheinlichkeit ist auf Grund des Bewertungsverfahrens als pessimistische obere Abschätzung anzusehen. Ihr liegen außerdem pessimistische Randbedingungen bezüglich der für die Absperrmaßnahmen zur Verfügung stehenden Zeitspannen zu Grunde. Die leckbegrenzenden Maßnahmen wurden für eine obere Abschätzung als ausgefallen betrachtet, wenn der Wasserstand im Ringraum über 64 cm ansteigt. In dieser Höhe sind die Zusatzborierpumpen aufgestellt (Motorenunterkante), deren Versagen als Folge der Überflutung angenommen wird. Zur Auslösung der Transiente kann es bei einem weiteren Wassereintrag durch Folgeversagen der im Ringraum aufgestellten Pumpen des nuklearen Zwischenkühlsystems kommen. Es ist dann auch das Folgeversagen der tiefer aufgestellten Nachkühlpumpen zu unterstellen. Zur Auslösung von Transienten durch Fehlsignale auf Grund eines überflutungsbedingten Versagens von Messumformern im Ringraum konnten für diese PSA keine Untersuchungen durchgeführt werden.

- **Kabelbrand**

Repräsentativ für redundanzübergreifende Brandmöglichkeiten wurde ein Kabelbrand im Reaktorgebäude-Innenraum vertieft untersucht. Im Reaktorgebäude-Innenraum (Sicherheitsbehälter) sind redundante Sicherheitseinrichtungen meist nicht bautechnisch, sondern nur räumlich getrennt. Deshalb ist dieser Anlagenbereich unter dem Gesichtspunkt der Brandausbreitung von besonderem Interesse. Außerdem sind für eine PSA der Stufe 2 insbesondere solche Raumbereiche von Interesse, bei denen ein Brand nicht nur zu einem auslösenden Ereignis, sondern auch zu einer Beeinträchtigung des Sicherheitsbehälterabschlusses führen kann. Hierfür kommen nur Kabelbrände in unmittelbarer Nähe zum Sicherheitsbehälter oder zu seinen Abschlussarmaturen in Betracht. Die Gegebenheiten vor Ort legten es nahe, einen Brand im Bereich der Kabeldurchführungen innerhalb des Sicherheitsbehälters zu analysieren, um die Auswirkungen auf die Behälterwand beurteilen zu können. Zudem werden die Einsatzmöglichkeiten der manuellen Brandbekämpfung durch Feuerwehrkräfte bei einem Brand innerhalb des Sicherheitsbehälters von Brandschutzexperten zum Teil als sehr begrenzt angesehen. Dies betrifft auch die Berücksichtigung und Bewertung solcher Brandschutzmaßnahmen in der PSA. Zur Klärung sind Kenntnisse über die möglichen lokalen und globalen Temperatur-Zeit-Verläufe für Brände innerhalb des Sicherheitsbehälters notwendig, die mit den durchgeführten Analysen gewonnen werden konnten.

Die probabilistischen Bewertungen beziehen sich auf die Ermittlung der Häufigkeit des einleitenden Ereignisses (Entstehungsbrand in einer Kabelverteilung in einem Redundanzbereich innerhalb des Sicherheitsbehälters) mit $9,2 \cdot 10^{-5}/a$ und der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses unter Berücksichtigung möglicher Brandverläufe und der Nichtverfügbarkeit von Brandschutzmaßnahmen. Als auslösende Ereignisse, die durch einen Brand eingeleitet werden können, wurden Transienten (Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe, Störungen in der Bespeisung eines Dampferzeugers) mit einer Häufigkeit von $1,8 \cdot 10^{-5}/a$ ermittelt.

5.1.2 Abschätzungen zu nicht weiter untersuchten auslösenden Ereignissen

Auslösende Ereignisse werden in der vorliegenden PSA nicht detailliert untersucht, wenn ihr Einfluss auf die Ergebnisse für Kernschadenzustände und für die Stufe 2 der PSA gering ist oder wenn keine belastbare Methodik für eine detaillierte Bewertung zur Verfügung steht. Die möglichen Beiträge der nicht weiter untersuchten auslösenden Ereignisse zur Häufigkeit von Kernschadenzuständen werden in den Abschnitten 5.1.2.1 bis 5.1.2.3 abgeschätzt.

Mit den in Abschnitt 5.1.1 und in diesem Abschnitt behandelten auslösenden Ereignissen wird ein repräsentatives Spektrum auslösender Ereignisse erfasst, das zur Bewertung des Unfallrisikos fortschrittlicher Druckwasserreaktoren in Deutschland geeignet ist. Wir erwarten aus nicht berücksichtigten auslösenden Ereignissen keine signifikanten zusätzlichen Beiträge zu den Kernschadenshäufigkeiten bzw. den Freisetzungshäufigkeiten.

5.1.2.1 Kühlmittelverluststörfälle

- **Großes und mittleres Leck in einer Hauptkühlmitteleitung (> 200 cm²)**

Für große und mittlere Lecks in einer Hauptkühlmitteleitung mit einem Leckquerschnitt > 200 cm² wurde eine Häufigkeit von < 1·10⁻⁷/a abgeschätzt (vgl. Tabelle 5.1 in Abschnitt 5.1.1). Die Beherrschung eines großen Lecks in einer Hauptkühlmitteleitung (Leckquerschnitt > 500 cm²) erfordert Niederdruck-Einspeisungen durch Ansaugen aus den Flutbecken und Sumpf-Umwälzbetrieb in beide Stränge (heiß und kalt) mindestens eines intakten Kreislaufs oder in je einen Einspeisestrang (heiß oder kalt) mindestens zwei intakter Kreisläufe. Bei einem mittleren Leck (200 - 500 cm²) ist zusätzlich mindestens eine Hochdruck-Einspeisung in den „heißen“ oder „kalten“ Strang eines der intakten Kreisläufe erforderlich. Damit ergeben sich für das mittlere Leck ungünstigere Mindestanforderungen an die Systemfunktionen. Die Nichtverfügbarkeit der zur Beherrschung eines mittleren Lecks in einer Hauptkühlmitteleitung erforderlichen Systemfunktionen wurde anhand der Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen zu etwa 1,5·10⁻³ abgeschätzt. Damit ergibt sich eine vernachlässigbare Häufigkeit für Kernschadenzustände bei großen und mittleren Lecks von < 1·10⁻⁹/a. Auf Grund dieser

geringen Häufigkeit sind diese Lecks auch für die Häufigkeit der Kernschadenzustände und die Stufe 2 der PSA vernachlässigbar.

- **Kleines Leck am Druckhalter durch Transienten**

Die Häufigkeit eines kleinen Lecks am Druckhalter durch Transienten beträgt $1,1 \cdot 10^{-6}/a$ (vgl. Tabelle 5.1 in Abschnitt 5.1.1) und ist damit wesentlich geringer als die Häufigkeit eines kleinen Lecks durch ein fehloffenes Sicherheitsventil mit $8,5 \cdot 10^{-4}/a$. Bei im Wesentlichen gleichen Anforderungen an die Systemfunktionen zur Beherrschung des Lecks sowie gleichen Unfallabläufen kann daher der Beitrag eines kleinen Lecks am Druckhalter durch Transienten zur Häufigkeit von Systemschadenzuständen bzw. Kernschadenzuständen vernachlässigt werden.

- **Lecks in einer primärkühlmittelführenden Leitung außerhalb des Sicherheitsbehälters**

Für das einleitende Ereignis „Leck in der Einspeiseleitung des Volumenregelventils“ wurde eine Häufigkeit von $3,4 \cdot 10^{-3}/a$ abgeschätzt. Die Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Absperrmaßnahmen wurde durch Systemanalyse zu $2 \cdot 10^{-7}$ ermittelt. Damit ergibt sich eine Häufigkeit für das auslösende Ereignis „Nicht absperrbares Leck in der Einspeiseleitung des Volumenregelventils in den Ringraum“ von $< 10^{-9}/a$. Für nicht absperrbare Lecks in anderen Anschlussleitungen an das Reaktorkühlsystem wurden ähnlich geringe Häufigkeiten abgeschätzt. Insgesamt wird die Häufigkeit eines „Lecks in einer primärkühlmittelführenden Leitung außerhalb des Sicherheitsbehälters“ mit $\ll 1 \cdot 10^{-8}/a$ eingeschätzt. Auslegungsgemäße Systemfunktionen zur Beherrschung der auslösenden Ereignisse stehen nicht zur Verfügung, so dass mit dem nicht absperrbaren Leck ein Systemschadenzustand vorliegt. Ohne Berücksichtigung von Notfallmaßnahmen geht der Systemschadenzustand in einen Kernschadenzustand über. Mit der entsprechenden Häufigkeit $\ll 1 \cdot 10^{-8}/a$ können Lecks in einer primärkühlmittelführenden Leitung außerhalb des Sicherheitsbehälters gegenüber der insgesamt ermittelten Kernschadenzustandshäufigkeit vernachlässigt werden. Die Auswirkungen auf die Ergebnisse der Stufe 2 betreffen im Wesentlichen die Freisetzungskategorie FKB /MEI 01/, deren Häufigkeit sich um deutlich weniger als 50 % erhöhen würde. Zu der bezüglich der Freisetzungen ungünstigeren Kategorie FKA würden dagegen Lecks in

einer primärkühlmittelführenden Leitung außerhalb des Sicherheitsbehälters einen vernachlässigbaren Beitrag liefern ($< 1\%$).

- **Dampferzeuger-Heizrohrleck, 6 - 12 cm²**

Die Häufigkeit eines „Dampferzeuger-Heizrohrleck, 6 - 12 cm²“ beträgt $1,0 \cdot 10^{-5}/a$ und ist damit wesentlich geringer als die Häufigkeit eines Dampferzeuger-Heizrohrlecks mit 1 - 6 cm² (vgl. Tabelle 5.1 in Abschnitt 5.1.1). Die Beherrschung des Dampferzeuger-Heizrohrlecks, 6 - 12 cm² erfordert

- eine Hochdruck-Einspeisung in einen der vier Kreisläufe,
- ein sekundärseitiges Teilabfahren oder die langfristige Nachwärmeabfuhr über einen der vier Dampferzeuger sowie
- das Isolieren des defekten Dampferzeugers oder die langfristige Nachwärmeabfuhr über einen der vier Dampferzeuger.

Die Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen wurde anhand der Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen zu etwa $4,0 \cdot 10^{-4}$ abgeschätzt. Damit ergibt sich eine Häufigkeit von ca. $4 \cdot 10^{-9}/a$ für Systemschadenszustände bei einem Dampferzeuger-Heizrohrleck, 6 - 12 cm². Dies entspricht etwa 2 % der Häufigkeit eines Systemschadenszustands beim Dampferzeuger-Heizrohrleck mit einem Leckquerschnitt von 1 - 6 cm² (vgl. Abschnitt 5.2.5). Bei Dampferzeuger-Heizrohrlecks wird die Erfolgswahrscheinlichkeit von Notfallmaßnahmen als sehr gering eingeschätzt (vgl. Abschnitt 5.3.1.1). Damit entspricht bei beiden Dampferzeuger-Heizrohrlecks die Kernschadenshäufigkeit jeweils der Häufigkeit der Systemschadenszustände. Da die Auswirkungen auf die Freisetzungen bei den beiden Leckgrößen als nicht wesentlich unterschiedlich eingeschätzt werden, liefert das Dampferzeuger-Heizrohrleck, 6 - 12 cm² keine nennenswerten Beiträge zu den Ergebnissen der Stufe 2 der PSA.

5.1.2.2 Transienten durch anlageninterne einleitende Ereignisse

- **Transiente durch Dampferzeuger-Überspeisung**

Eine Dampferzeuger-Überspeisung mit Ausfall des Überspeisungsschutzes durch das Reaktorschutzsystem hat eine Häufigkeit von ca. $1 \cdot 10^{-5}/a$ (vgl. Tabellen 5.1 und 5.2 in

Abschnitt 5.1.1). Falls nicht die Hauptspeisepumpen von Hand abgeschaltet werden, kommt es zum Eintrag großer Mengen von Wasser in die Frischdampfleitung mit der Gefahr von Folgeschäden im Frischdampfsystem. Wird für eine obere Abschätzung der Ausfall der Abschaltung und der Bruch einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters jeweils mit der Wahrscheinlichkeit 1 unterstellt, dann ergibt sich als obere Abschätzung für den Bruch einer Frischdampfleitung nach einer Dampferzeuger-Überspeisung eine Häufigkeit von $1 \cdot 10^{-5}/a$. Bezüglich der Häufigkeit des Bruchs einer Frischdampfleitung kann damit der Folgebruch einer Frischdampfleitung durch eine Dampferzeuger-Überspeisung gegenüber dem auslösenden Ereignis „Bruch einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters“ (Häufigkeit $1,6 \cdot 10^{-4}/a$, vgl. Tabelle 5.1) vernachlässigt werden. Die Nichtverfügbarkeit der zur Beherrschung des Bruchs einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters erforderlichen Systemfunktionen ist in beiden Fällen etwa gleich. Daher kann die Dampferzeuger-Überspeisung auch hinsichtlich der Häufigkeit der Systemschadenzustände vernachlässigt werden. Da außerdem keine gravierenden Unterschiede in den Übergangswahrscheinlichkeiten zu einem Kernschadenzustand und in den Auswirkungen auf die Ergebnisse der Stufe 2 der PSA gesehen werden, ist die Dampferzeuger-Überspeisung gegenüber dem auslösenden Ereignis „Bruch einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters“ vernachlässigbar (für den „Bruch einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters“ wurde allerdings nur die Häufigkeit eines Systemschadenzustands ermittelt, vgl. Abschnitt 0).

- **Transiente durch Frischdampf-Leitungsleck innerhalb des Sicherheitsbehälters**

Für die Frischdampfleitungen innerhalb des Sicherheitsbehälters (zwischen Dampferzeuger und Armaturenstation) wurde der Bruchausschluss nachgewiesen. Die Häufigkeit eines Bruchs der Frischdampfleitung oder Anschlussleitung innerhalb dieses Bereichs wird daher mit $< 1 \cdot 10^{-7}/a$ abgeschätzt. Da das Leck gegenüber dem Dampferzeuger nicht absperrbar ist, stehen für die sekundärseitige Wärmeabfuhr nur drei bzw. bei zusätzlichen Ausfällen von Frischdampf-Abschlussarmaturen (schließen nicht) entsprechend weniger Dampferzeuger zur Verfügung. Anhand der Rechnungen für den „Bruch einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters“ (vgl. Abschnitt 5.2.10) wird für die Nichtverfügbarkeit derjenigen Systemfunktionen, die zur Beherrschung eines innerhalb des Sicherheitsbehälters liegenden Lecks erforderlich sind, ein Wert $< 1 \cdot 10^{-2}$ ermittelt. Damit ergibt sich eine Systemschadenshäufigkeit von $< 1 \cdot 10^{-9}/a$,

die weniger als 1 % der Systemschadenshäufigkeit für den „Bruch einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters“ beträgt und damit als vernachlässigbar gering eingeschätzt wird. Ein Frischdampf-Leitungsleck innerhalb des Sicherheitsbehälters trägt auch zur Gesamthäufigkeit von Kernschäden nur unwesentlich bei und wird bezüglich der Auswirkungen auf die Freisetzungshäufigkeiten als vernachlässigbar eingeschätzt.

- **Transiente durch Speisewasser-Leitungsleck innerhalb des Sicherheitsbehälters**

Wie für die Frischdampfleitungen liegt auch für die Speisewasserleitungen innerhalb des Sicherheitsbehälters der Nachweis des Bruchausschlusses vor. Die Häufigkeit des Bruchs einer Speisewasserleitung wird auf $< 1 \cdot 10^{-7}/a$ geschätzt. Es hängt von der Lage des Lecks ab, ob der Dampferzeuger der betroffenen Redundanz für die Bespeisung durch das Notspeisesystem zur Verfügung steht. Die Nichtverfügbarkeit der zur Beherrschung des Speisewasser-Leitungslecks innerhalb des Sicherheitsbehälters erforderlichen Systemfunktionen wird mit $< 1 \cdot 10^{-2}$ abgeschätzt. Daraus ergibt sich eine Häufigkeit für Systemschadenzustände von $< 1 \cdot 10^{-9}/a$. Ohne Berücksichtigung von Notfallmaßnahmen würden die Systemschadenzustände mit der Wahrscheinlichkeit 1 in Kernschadenzustände übergehen. Der Beitrag entspricht weniger als 1 % der Kernschadenshäufigkeit der Betriebstransienten.

- **Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)**

Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS) können über die Rückwirkung der Moderatorichte auf die Reaktivität beherrscht werden. Dieser inhärente Mechanismus reduziert die im Reaktorkern erzeugte Leistung und begrenzt die Maximaldrücke im Primär- und Sekundärsystem. Nach den mit dem Analysesimulator GKN 2 durchgeführten Rechnungen ist ein ATWS-Fall auch bei zusätzlichen Ausfällen sowohl auf der Primärseite als auch auf der Sekundärseite beherrschbar. Dies setzt voraus, dass mindestens zwei der drei Druckhalter-Ventile öffnen und die sekundärseitige Wärmeabfuhr über die Frischdampfumleitstation oder drei von vier Frischdampf-Abblasestationen (jeweils Abblase- oder Sicherheitsventil) erfolgt und mindestens ein Dampferzeuger bespeist wird /HÖP 00/. Mit den ermittelten Häufigkeiten der ATWS-Fälle von insgesamt $< 1,7 \cdot 10^{-7}/a$ und einer System-Nichtverfügbarkeit

von $< 1 \cdot 10^{-2}$ wird der Beitrag für Systemschadenszustände mit $< 2 \cdot 10^{-9}/a$ als vernachlässigbar eingeschätzt. Werden für eine obere Abschätzung keine Notfallmaßnahmen berücksichtigt, dann ergibt sich eine ebenfalls vernachlässigbare Kernschadenshäufigkeit von $< 2 \cdot 10^{-9}/a$. Nach Abschätzungen für die Häufigkeiten der Freisetzungen in den einzelnen Freisetzungskategorien sind durch ATWS vernachlässigbare Beiträge zu erwarten.

- **Transienten durch Überflutung des Reaktorgebäude-Ringraums**

Für die Auslösung einer Transiente durch Überflutung des Reaktorgebäude-Ringraums wurde eine Häufigkeit von $< 3,0 \cdot 10^{-7}/a$ ermittelt. Die Transiente kann durch ein Folgeversagen der Pumpen u.a. des nuklearen Zwischenkühlsystems verursacht werden. Für diesen Fall ist auch das Folgeversagen der tiefer aufgestellten Zusatzborier- und Nachkühlpumpen zu unterstellen. Die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf über die Dampferzeuger ist in diesen Fällen nicht beeinträchtigt.

Für die Abschätzung der Wahrscheinlichkeiten des Übergangs vom auslösenden Ereignis zum System- und Kernschadenszustand wird unterschieden, ob das Leck (einleitendes Ereignis) erkannt wurde oder nicht. Die entsprechenden Häufigkeiten wurden im ersten Fall mit $< 3 \cdot 10^{-7}/a$ und im zweiten Fall mit $< 3 \cdot 10^{-8}/a$ abgeschätzt (vgl. Abschnitt 5.1.1). Bei Nichterkennen werden für die Übergangswahrscheinlichkeiten als obere Abschätzungen jeweils die Wahrscheinlichkeit 1 verwendet. Mit der Häufigkeit von $< 3,0 \cdot 10^{-8}/a$ für eine nicht erkannte Überflutung des Reaktorgebäude-Ringraums ergibt sich dann eine Häufigkeit von $< 3,0 \cdot 10^{-8}/a$ für den Eintritt eines Kernschadenszustandes. Demgegenüber wird die Kernschadenshäufigkeit auf Grund einer Überflutung, die durch Ausfall der Personalhandlungen zur Durchführung der Leckabspernung (aber nicht durch Ausfall der Erkennung des Lecks) zur Transiente führt, vernachlässigt. Die Übergangswahrscheinlichkeit vom auslösenden Ereignis (Häufigkeit $< 3 \cdot 10^{-7}/a$) zum Kernschaden wird deutlich $< 1 \cdot 10^{-1}$ eingeschätzt, da sekundärseitige Systeme zur Nachwärmeabfuhr zur Verfügung stehen und Handeingriffe möglich sind.

- **Transienten auf Grund eines Kabelbrandes innerhalb des Sicherheitsbehälters**

Als auslösende Ereignisse auf Grund eines Kabelbrandes im Reaktorgebäude-Innenraum wurden Transienten (Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe, Störungen in der Bespeisung eines Dampferzeugers) mit einer Häufigkeit von $1,8 \cdot 10^{-5}/a$ ermittelt. Die Häufigkeit, dass es darüber hinaus auf Grund einer Brandausbreitung auf Kabelverteilungen anderer Redundanzen zu weiteren Ausfällen (z.B. Kühlmittelverlust infolge Öffnen von Druckhalterarmaturen, Ausfall weiterer Hauptkühlmittelpumpen, Störungen in der Bespeisung mehrerer Dampferzeuger) kommt, wird auf Grund der Ergebnisse der Brandverlaufsanalysen mit $< 1 \cdot 10^{-8}/a$ eingeschätzt.

Für das ausgewählte Brandszenarium (siehe Abschnitt 5.2.2) wurden die Brandwirkungen (z.B. Temperaturen, Druck) und ihre zeitliche Entwicklung im Brandnahbereich und in anderen Bereichen innerhalb des Sicherheitsbehälters ermittelt. Um auch methodische Einflüsse auf das Ergebnis zu erfassen und zur Absicherung der Erkenntnisse heranzuziehen, wurden zwei Arten von Brandsimulationsrechnungen durchgeführt. In einem ersten Schritt wurde der Brandnahbereich mit dem Mehrraum-Mehrzonenmodell CFAST untersucht. In einem zweiten Schritt erfolgten dann Rechnungen mit dem GRS Systemcode COCOSYS sowohl für den Nah- als auch den Fernbereich, wobei die Energiequellterme mit den CFAST-Rechnungen abgestimmt wurden.

Die durchgeführten probabilistischen Bewertungen bezogen sich auf die Ermittlung der Eintrittshäufigkeit eines Kabelbrandes in diesem Raumbereich und die Bewertung der Zuverlässigkeit und Wirksamkeit der Brandbekämpfung. Für die Bewertung der systemtechnischen Auswirkungen reichten auf Grund der günstigen Ergebnisse der Brandsimulationsrechnungen einfache Untersuchungen und Abschätzungen aus. Vertiefte systemtechnische Analysen wären allerdings auf methodische Probleme gestoßen.

Ausgehend von der geringen Eintrittshäufigkeit ($1,8 \cdot 10^{-5}/a$) für Transienten, die durch ein Schadensfeuer im untersuchten Redundanzbereich ausgelöst werden können, und auf Grund der Tatsache, dass die Zuverlässigkeit der Systeme zur Beherrschung dieser Transienten durch den Brand nicht wesentlich beeinträchtigt wird, ist der Beitrag zur Systemschadenshäufigkeit aus dem hier vertieft untersuchten Ereignis vernachlässigbar. Da der untersuchte Raumbereich hinsichtlich der Eintrittshäufigkeit des

einleitenden Ereignisses und der möglichen Auswirkungen jeweils auch für die anderen drei Redundanzbereiche der Kabelverteilungen innerhalb des Sicherheitsbehälters abdeckend ist, sind auch die Beiträge durch einen Brand in einem dieser Kabelverteilungen vernachlässigbar. Dies gilt auch hinsichtlich der Kernschadenshäufigkeit, da davon ausgegangen werden kann, dass die Möglichkeit von anlageninternen Notfallmaßnahmen durch das einleitende Ereignis nicht wesentlich beeinträchtigt ist.

Die Ergebnisse der Brandsimulationsrechnungen haben gezeigt, dass die Temperaturen in den benachbarten Redundanzbereichen auch ohne Brandbekämpfungsmaßnahmen bei weitem nicht die Versagenstemperatur von Kabeln und schon gar nicht eine Entzündungstemperatur erreichen. Diese Ergebnisse wurden durch detaillierte Unsicherheitsanalysen abgesichert. Insofern ist eine Brandausbreitung durch Hitze- einwirkungen auszuschließen. Die Überprüfung der Gegebenheiten vor Ort hat keine Anhaltspunkte ergeben, nach denen eine Brandausbreitung über redundanzverbindende Kabel betrachtet werden muss. Auch unter Berücksichtigung der Unsicherheit dieser Feststellung ist die Wahrscheinlichkeit für eine Brandausbreitung über diesen Weg sehr gering. Die Wahrscheinlichkeit, dass es, ausgehend von einem Schadensfeuer in einem Redundanzbereich, zu einer Brandausbreitung auf benachbarte Redundanzbereiche und dabei zu einem Ereignisablauf mit Kernschaden kommt, wird mit $< 10^{-3}$ geschätzt. Dementsprechend ergibt sich auch für diesen Brandverlauf kein relevanter Beitrag zu den System- und Kernschadenshäufigkeiten.

Hinsichtlich eines Beitrags zu einer Kernschadenshäufigkeit mit früher Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung (Anlagenschadenshäufigkeit) im Rahmen einer PSA der Stufe 2 haben die Untersuchungen gezeigt, dass das einleitende Ereignis Brand selbst dann nicht zu einer Beeinträchtigung des Sicherheitseinschlusses führt, wenn die Brandbekämpfung keinen Erfolg hat. Deshalb kann davon ausgegangen werden, dass sich aus den Brandmöglichkeiten innerhalb des Sicherheitsbehälters auch kein relevanter Beitrag zur Anlagenschadenshäufigkeit ergibt.

5.1.2.3 Transienten durch Einwirkungen von außen

Einwirkungen von außen (Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwellen, Erdbeben, Hochwasser, extreme Wettersituationen einschließlich Blitzschlag) werden in der vorliegenden PSA nicht detailliert untersucht, weil sie entweder nur geringem Einfluss auf die Ergebnisse für Kernschadenszustände und für die Stufe 2 der PSA haben oder weil

keine belastbare Methodik für eine detaillierte Bewertung zur Verfügung steht. Ihr möglicher Beitrag zur Häufigkeit von Schadenszuständen wird im Folgenden abgeschätzt. Diese Abschätzungen gehen immer von einleitenden Ereignissen aus. In Tabelle 5.3 sind die einleitenden Ereignisse mit ihren Einflüssen auf die PSA zusammengestellt.

Tab. 5.3 Relevante Häufigkeitsbereiche der abgeschätzten einleitenden Ereignisse

Einleitende Ereignisse	Häufigkeitsbereiche [1/a]		
	A	B	C
Erdbeben	< 1E-4	n. b.	n. b.
Flugzeugabsturz	1E-5 bis 1E-9	> 3E-8	< 1E-8
Explosionsdruckwelle	5E-7 bis 5E-8	> 1E-8	< 1E-8
Extremes Hochwasser	< 1E-2	> 1E-4	gering bzw. n. q.
Extreme Wettersituationen	< 1E-2	> 1E-3	gering bzw. n. q.
Großflächiges Versagen von Komponenten mit hohem Energieinhalt	n. q.	n. q.	n. q.

A mit Sicherheitsrelevanz für die Anlage
 B durch Auslegung abgedeckt
 C von Anlagenschadenszuständen

n. b. nicht bewertet
 n. q. nicht quantifizierbar

- **Erdbeben**

Erdbeben-Einwirkungen wurden für die vorliegende PSA weder quantitativ noch qualitativ bewertet. Gründe dafür sind:

- Eine probabilistische Bewertung der Seismizität am Standort der Referenzanlage nach dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik liegt der GRS nicht vor. Die Neuerstellung einer solchen Bewertung hätte den Rahmen des Vorhabens gesprengt.
- Die Methoden zur Ermittlung der erdbebenbedingten Versagenswahrscheinlichkeit von Bauwerken und technischen Einrichtungen sind insgesamt noch nicht soweit entwickelt, dass mit einem im Vergleich zur gesamten PSA angemessenem Untersuchungsaufwand nachvollziehbare und belastbare Ergebnisse gewonnen werden können.

- **Flugzeugabsturz**

Die Auslegung der Referenzanlage gegen Flugzeugabsturz entspricht den heutigen deutschen Anforderungen, die im internationalen Vergleich die höchsten Lastannahmen verwenden. Damit wird ein großer Teil denkbarer Szenarien beim Absturz von militärischen und zivilen Flugzeugtypen abgedeckt. Belastungen, die die Auslegung überschreiten und zu einem Kernschaden mit gleichzeitigem Versagen des Sicherheitsbehälters führen, können praktisch ausgeschlossen werden (Häufigkeit $< 10^{-8}/a$) /HAI 01/.

- **Explosionsdruckwellen**

Die Referenzanlage ist auch gegen Explosionsdruckwellen nach den heute gültigen Anforderungen mit international vergleichsweise hohen Lastannahmen ausgelegt. Ausgehend von der geringen Unfallhäufigkeit für hier relevante Schiffstransporte auf dem Neckar wird für die Überschreitung von Auslegungslastannahmen eine Häufigkeit $< 10^{-8}/a$ abgeschätzt. Eine detaillierte Untersuchung solcher Ereignisse erscheint daher auch für eine PSA der Stufe 2 nicht erforderlich.

- **Extremes Hochwasser**

Auf Grund der günstigen Standortsituation (asymptotisch begrenzte maximale Wasserstände, Entlastungsmöglichkeiten an flussabwärts gelegenen Staustufen), der Auslegung der Anlage nach heutigen Anforderungen sowie der Feststellung, dass bei einem extremen Hochwasser die Anlage abzuschalten ist und alle Maßnahmen auf die Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr ausgerichtet sind, wird für das Ereignis Hochwasser keine Relevanz für eine PSA der Stufe 2 gesehen. Allerdings gibt es derzeit keine belastbare Methodik, um diese Einschätzung quantitativ zu belegen.

- **Extreme Wettersituationen**

Eine qualitative Bewertung der möglichen Auswirkungen extremer Wettersituationen zeigt, dass die sicherheitstechnisch relevanten Gebäude der Referenzanlage auf Grund ihrer Auslegung gegen Flugzeugabsturz und Druckwellen auch wesentlich größere Lasten aus Winddruck oder Schneemengen abtragen können als sie für mittel-

europäische Klimaverhältnisse in Betracht zu ziehen sind. Die möglichen Folgen bei Zerstörungen von nicht speziell geschützten betrieblichen Einrichtungen, wie Ausfall der Eigenbedarfsversorgung und Ausfälle in der Kühlwasserversorgung, werden aber in der PSA als störfallauslösende Ereignisse berücksichtigt. Bei der Datenermittlung zur Häufigkeit auslösender Ereignisse werden auch Ursachen auf Grund extremer Wettersituationen berücksichtigt. Deshalb kann davon ausgegangen werden, dass solche Ereignisse weitgehend implizit in der PSA berücksichtigt sind.

Extreme Wettersituationen, die zu auslegungsüberschreitenden Belastungen führen, die in der PSA auch implizit nicht berücksichtigt sind, können nicht völlig ausgeschlossen werden. Ihre Häufigkeit kann jedoch aus der historischen Wetterbeobachtung nicht abgeleitet werden. Modelle zur theoretischen Ermittlung solcher Häufigkeit stehen bisher nicht zur Verfügung.

Auch für Einwirkungen durch Blitzschlag kann grundsätzlich von einer impliziten Berücksichtigung durch die Datenermittlung einer PSA ausgegangen werden. Dies gilt zumindest für die Häufigkeit auslösender Ereignisse. Durch Blitzschlag induzierte Spannungen in Energieversorgung bzw. Leittechnik können auch zu Ausfällen einzelner Bauteile führen. Diese Ausfälle werden bei der Datenermittlung erfasst. Unberücksichtigt bleiben die möglichen Folgewirkungen von solchen Blitzschlägen, die in ihren Wirkungsparametern durch die blitzschutztechnische Auslegung des Kernkraftwerks nicht abgedeckt sind. Solche Blitzschläge sind zwar sehr selten, ihre Auswirkungen, insbesondere auf die Leittechnik, sind aber nach unserem Kenntnisstand bisher nur wenig untersucht und werden durch die PSA derzeit nicht erfasst.

Hinsichtlich der Bereitstellung von sicherheitstechnisch benötigtem Kühlwasser bei extremer Trockenheit ist u.E. die Flusswassermenge, die für eine Sicherstellung der Nebenkühlwasserversorgung bei abgeschalteter Anlage erforderlich ist, immer bereitstellbar. Den Möglichkeiten des Ausfalls der Nebenkühlwasserversorgung sollte aber bei zukünftigen PSA weiter nachgegangen werden (z.B. auch im Hinblick auf ein Versagen von Staustufen mit entsprechenden Veränderungen der Wasserstände).

5.1.2.4 Großflächiges Versagen von Komponenten mit hohem Energieinhalt

Großflächiges Versagen von Komponenten mit hohem Energieinhalt wird in der vorliegenden PSA nicht detailliert untersucht, weil es entweder nur geringen Einfluss auf die

Ergebnisse für Kernschadenzustände und für die Stufe 2 der PSA hat oder weil keine belastbare Methodik für eine detaillierte Bewertung zur Verfügung steht. Der mögliche Beitrag zur Häufigkeit von Schadenszuständen wird im Folgenden abgeschätzt. Diese Abschätzungen gehen von einleitenden Ereignissen aus (vgl. Tabelle 5.3).

Bei der Festlegung auslösender Ereignisse werden für passive Komponenten (Behälter und Rohrleitungen mit hohem Energieinhalt) nur begrenzte Schäden (z.B. Lecks $< 0,1F$ an der Hauptkühlmittelleitung) an der drucktragenden Barriere unterstellt. Darüber hinausgehende Schäden werden nicht betrachtet, da für alle in Frage stehenden Komponenten der Bruchausschluss nachgewiesen ist. Die dabei einzuhaltenden technischen Anforderungen sind im kerntechnischen Regelwerk verankert. Diese Vorgehensweise ist Bestandteil der Genehmigungspraxis seit 20 Jahren. Die Nachweisführung zum Bruchausschluss basiert im Wesentlichen auf der Einhaltung der aus dem Erfahrungswissen festgelegten technischen Anforderungen, den Erkenntnissen aus experimentellen Untersuchungen der Reaktorsicherheitsforschung, in denen das Tragverhalten von Komponenten mit unterschiedlich ausgeprägten Qualitätsmängeln untersucht wurde, der kontinuierlichen Auswertung der Betriebserfahrung (national und international), rechnerischen Untersuchungen hinsichtlich eines Wachstums postulierter Fehler, der frühzeitigen Erkennung von Fehlern durch wiederkehrende Prüfungen und Anlagenüberwachungen sowie dem Nachweis des ausreichenden Tragvermögens angerissener Komponenten bei Störfallbelastungen. Quantitative Methoden, mit denen die Versagenswahrscheinlichkeit passiver Komponenten unter den Belastungen des bestimmungsgemäßen Betriebs oder bei Störfällen ermittelt werden können, sind in ihren Anwendungsmöglichkeiten und theoretischen Grundlagen begrenzt. Auch die für derartige Berechnungen erforderlichen Eingangsinformationen sind nicht in der erforderlichen Form (Kennwertverteilungen für unabhängige und abhängige Daten) verfügbar.

Im Hinblick auf die sehr kleinen Werte für Kernschadenzustände, die sich aus den für GKN 2 untersuchten Ereignisabläufen ergeben, ist ergänzend zu betrachten, ob der Bruchausschluss von Komponenten mit hohem Energieinhalt weiterhin als ausreichend begründet eingeschätzt werden kann. Zu betrachten sind dabei sowohl mögliche Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit, als auch Beiträge zur Radionuklidfreisetzung infolge Beeinträchtigung der Integrität des Sicherheitsbehälters bei beherrschten bzw. nicht beherrschten Kühlmittelverluststörfällen. Dementsprechend sind alle Behälter und

Rohrleitungen mit hohem Energieinhalt innerhalb des Sicherheitsbehälters zu behandeln.

Im Rahmen der hier durchgeführten Untersuchungen für die Anlage GKN 2 waren eigenständige Analysen zur quantitativen Ermittlung der Zuverlässigkeit passiver Komponenten nicht vorgesehen. Hierzu müssten auch die vorhandenen Modelle verbessert werden. Nachfolgend wird behandelt, inwieweit die Grundvoraussetzungen (Vorsorge gegen alle denkbaren Schadensmechanismen sowie rechtzeitige Erkennung möglicher Schäden) für das Bruchausschlusskonzept auch unter Berücksichtigung der gewachsenen Betriebserfahrung und des fortgeschrittenen Kenntnisstands weiterhin als gültig angesehen werden können. Dies erfolgt in Form einer subjektiven Experten-einschätzung.

Die Anlage GKN 2 gehört zu der letzten Entwicklungsstufe der Druckwasserreaktoren, bei der die Anforderungen der Basissicherheit für alle Komponenten von Anfang an zu Grunde gelegt wurden. Dies bedeutet im Vergleich zu früheren Entwicklungsstufen, dass die Komponenten in optimierter Herstellungsqualität errichtet wurden und damit größere Sicherheitsreserven gegenüber den sich aus betrieblichen Belastungen und Einwirkungen möglicherweise ergebenden Schädigungen vorliegen. Als mögliche Schädigungsmechanismen mit Auswirkungen auf die Integrität von Komponenten sind bei Druckwasserreaktoren zu betrachten:

- Änderung der Werkstoffeigenschaften durch Neutronenstrahlung mit hohen Energien
- Ermüdung auf Grund wechselnder Belastungen
- Rissbildung infolge Korrosionseinwirkungen
- Waddickenabtrag infolge Korrosionseinwirkungen
- Instabile Rissausbreitung bei Belastungsfällen mit Überschreitung des werkstoffspezifischen Risswiderstands
- Plastische Instabilität bei Belastungsfällen mit Überschreitung der werkstoffspezifischen Festigkeit

Nachfolgend wird auf die vorgenannten Aspekte eingegangen und es wird aufgezeigt, inwieweit im Vergleich zum international verfügbaren Kenntnisstand die für die Anlage GKN 2 sich ergebenden Sicherheitsreserven einzuschätzen sind und inwieweit der Kenntnisstand zur zeitlichen Entwicklung der potentiellen Schädigungsmechanismen durch die gegebenen und zu betrachtenden Betriebszeiten abgedeckt ist.

- Änderung der Werkstoffeigenschaften durch Neutronenstrahlung mit hohen Energien

Auf Grund der Vorgabe des deutschen Regelwerks ist die Veränderung von Werkstoffeigenschaften durch energiereiche Neutronenstrahlung sehr gering und ohnehin beschränkt auf den kernnahen Bereich des Reaktordruckbehälters. Aus den durchgeführten Untersuchungen der Einhängeüberwachungsproben für alle deutschen Druckwasserreaktoren ist eine breite Datenbasis gegeben. Noch durchzuführende Untersuchungen sichern den bestehenden Datensatz weiter ab. Vergleicht man charakteristische Größen wie z.B. die Verschiebung der Sprödbrechübergangstemperatur infolge Neutronenstrahlung, so liegen für Reaktordruckbehälter der Konvoi-Baureihe die Werte um mehr als einen Faktor 2 unter den Werten, wie sie sich für eine Vielzahl von Druckwasserreaktoren weltweit ergeben. Für die Integrität des Reaktordruckbehälters GKN 2 kommt der begrenzten Veränderung der Werkstoffeigenschaften im kernnahen Bereich keine Bedeutung zu.

- Ermüdung auf Grund wechselnder Belastungen

Auf Grund der umfangreichen Betriebserfahrungen für Druckwasserreaktoranlagen können die Komponentenbereiche, für die sich eine höhere Ermüdungsausnutzung ergeben kann, zuverlässig eingegrenzt werden. Auf Grund der optimierten Konstruktions- und Fertigungsgegebenheiten bei den Behältern und Rohrleitungen mit hohem Energieinhalt ist die Anzahl der höher beanspruchten Bereiche im Vergleich zu früheren Baugenerationen geringer. Das Prüfkonzept und die spezifische Ermüdungsüberwachung berücksichtigt die für Druckwasserreaktoren vorliegende Erfahrung. Bisherige Schäden beschränkten sich auf Rohrleitungen kleinerer Durchmesser, deren Brüche ohnehin im Sicherheitsnachweis unterstellt werden. Die diesbezüglichen Abläufe wurden im Rahmen dieser Studie mit untersucht. Für die hier zu betrachtenden Komponenten und Rohrleitungen ergaben sich bisher keine aus dem Betrieb verursachten Rissbefunde. Die an ähnlichen Komponenten anderer Druckwasserreaktoren ausländischer Hersteller vereinzelt aufgetretenen Rissbefunde infolge Ermüdung zeigen, dass für DWR-spezifische Lastkollektive ein ermüdungsbedingtes Risswachstum gering ist. Für eine Vielzahl von Anlagen mit im Vergleich zu GKN 2 deutlich geringeren Sicherheitsreserven (höhere Kerbspannungen, ungünstigere Werkstoffgegebenheiten) liegen Betriebszeiten mit schadensfreien Komponenten bis zu 30 Jahren vor. Eine Beeinträchtigung der Integrität der hier zu betrachten-

den Komponenten infolge Ermüdung ist auf Grund der umfangreichen vorliegenden Erfahrung auszuschließen.

- **Rissbildung infolge Korrosionseinwirkungen**
Aus der bisherigen Betriebserfahrung ergeben sich keinerlei Anhaltspunkte dafür, dass die Integrität der drucktragenden Wand der hier zu betrachtenden Komponenten durch Korrosionsmechanismen mit Rissbildung und Wachstum beeinträchtigt werden könnte. Bisher festgestellte Schäden beziehen sich auf kleine Rohrleitungen oder Randbedingungen (Wasserchemie, Werkstoff), die auf die Komponenten der Anlage GKN 2 nicht übertragbar sind. Aus der weltweiten Betriebserfahrung, die auch Schadensfälle mit Spannungsrisskorrosion umfasst, lässt sich zudem ableiten, dass mögliche Risswachstumsgeschwindigkeiten so begrenzt sind, dass möglicherweise entstehende Schäden im Rahmen der üblichen Inspektionsintervalle rechtzeitig erkannt werden können. Darüber hinaus ergeben sich auf Grund der Vielzahl der weltweit betriebenen Druckwasserreaktoren mit geringeren Sicherheitsreserven für den Erfahrungsrückfluss große Vorlaufzeiten, um auch auf unerwartete Schadensabläufe rechtzeitig durch Vorsorgemaßnahmen reagieren zu können.
- **Wanddickenabtrag infolge Korrosionseinwirkungen**
In Primärkreisläufen von Druckwasserreaktoranlagen kann durch örtliche Leckagen (z.B. an Dichtungspartien), durch Verdampfung von Flüssigkeit und Aufkonzentration des darin enthaltenen Bors eine örtliche Korrosion drucktragender Wandungen erfolgen. Dieser Korrosionsmechanismus hat weltweit zu gravierenden Schäden geführt, da zum Teil auch Schraubverbindungen, die für die Integrität der Komponente bedeutsam waren, massiv geschädigt wurden. Auf Grund der in der Bundesrepublik üblichen Betriebsweise, die einen längeren Betrieb mit Primärkreisleckage unterbindet, sind vergleichbare Schäden in deutschen Druckwasseranlagen nicht aufgetreten. Diese auch bei GKN 2 geübte Betriebsweise sowie die vorhandene Lecküberwachung lassen ausschließen, dass Schäden infolge Borsäurekorrosion auftreten können, die die Integrität der Komponenten gefährdet.
- **Instabile Rissausbreitung bei Belastungsfällen mit Überschreitung des werkstoffspezifischen Risswiderstands**
Die im Deutschen Regelwerk geforderte hohe Zähigkeit aller Werkstoffe und Schweißverbindungen der druckführenden Komponenten gewährleistet, dass hohe Sicherheitsreserven gegenüber instabiler Rissausbreitung vorliegen. Alle

eingesetzten Werkstoffe sind für die Betriebsbedingungen thermisch stabil, so dass die Werkstoffeigenschaften nicht beeinflusst werden. Die Auswirkungen der Neutronenbestrahlung sind begrenzt (siehe auch „Änderung der Werkstoffeigenschaften durch Neutronenstrahlung mit hohen Energien“).

- Plastische Instabilität bei Belastungsfällen mit Überschreitung der werkstoff spezifischen Festigkeit

Auf Grund der zuverlässigen Einrichtungen zur Druckbegrenzung haben sich aus allen Sicherheitsuntersuchungen keine Abläufe ergeben, die die Integrität der druckführenden Komponenten bei den Belastungen des bestimmungsgemäßen Betriebs und bei Störfällen in Frage stellen würden. Versagensmöglichkeiten von Komponenten bei auslegungsüberschreitenden Unfällen sind hier nicht zu betrachten.

Die vorstehenden qualitativen Überlegungen zeigen auf, dass sich aus der Betriebserfahrung und unter Berücksichtigung der Ergebnisse der Reaktorsicherheitsforschung keinerlei Hinweise ergeben, die die Voraussetzungen des Bruchausschlusskonzepts in Frage stellen. Die hier zu betrachtenden Komponenten werden bisher schadensfrei betrieben. Auch aus vergleichbaren Anlagen ergeben sich keine Hinweise auf Anfangsschäden, die zu einer Beeinträchtigung der Integrität führen könnten. Die Auswertung der weltweiten Betriebserfahrung zeigt, dass bei Komponenten mit deutlich geringeren Sicherheitsreserven und längeren Betriebszeiten sich bisher auch nur eine geringe Anzahl von begrenzten Schäden gezeigt hat bzw. bei Schadenshäufung (Borkorrosion) schnell geeignete Abhilfemaßnahmen ergriffen wurden. Ein Verlust der Integrität von Behältern und Rohrleitungen mit hohem Energieinhalt im Sicherheitsbehälter ist nicht als einleitendes Ereignis zu betrachten. Würden sich bei Anlagen mit im Vergleich zu GKN 2 deutlich verringerten Sicherheitsreserven unerwartete neue Schadensmechanismen zeigen, ergäben sich große Vorlaufzeiten, um geeignete Abhilfemaßnahmen zur Schadensvermeidung oder -begrenzung zu ergreifen.

5.1.2.5 Vernachlässigte Beiträge zu Kernschadens- und Freisetzungshäufigkeiten - Zusammenfassung

In Tabelle 5.4 werden die abgeschätzten Beiträge zu den Kernschadens- und Freisetzungshäufigkeiten durch die nicht weiter untersuchten auslösenden Ereignisse (vgl. Abschnitte 5.1.2.1 bis 5.1.2.4) zusammenfassend dargestellt. Häufigkeiten und

Merkmale der in der Stufe 2 der PSA ermittelten Freisetzungskategorien FKA - FKJ können der Tabelle 6.11 entnommen werden. Die Beiträge zu den Häufigkeiten in den Kategorien mit den größten Freisetzung, FKA und FKB, werden getrennt ausgewiesen, die Beiträge zu den Häufigkeiten der anderen Kategorien (FKC - FKJ) wurden zusammengefasst. Die Häufigkeitsbeiträge zu den Freisetzungskategorien wurden auf der Basis der in Stufe 2 der PSA ermittelten Ergebnisse für die Anteile der untersuchten auslösenden Ereignisse an den Freisetzungskategorien abgeschätzt (vgl. Tabelle 6.11). Beispielsweise wurden für das große und mittlere Leck in einer Hauptkühlmitteleitung die Anteile, die für Lecks $> 25 \text{ cm}^2$ ermittelt wurden (Spalte L > 25 in Tabelle 6.11) herangezogen. Für Lecks in einer primärkühlmitteleitungsführenden Leitung außerhalb des Sicherheitsbehälters und für ATWS liegen zusätzliche Abschätzungen zu den Anteilen an den Freisetzungskategorien vor.

Der in Tabelle 5.4 aufgeführte Beitrag der nicht weiter untersuchten auslösenden Ereignisse zur Häufigkeit der Freisetzungskategorie FKB beträgt zwar etwa die Hälfte der in der Stufe 2 der PSA ermittelten Häufigkeit dieser Freisetzungskategorie. Dabei ist jedoch zu berücksichtigen, dass es sich bei der Häufigkeit von $< 7 \cdot 10^{-9}$ um eine pessimistische obere Abschätzung handelt. Zudem ist dieser Wert sehr klein gegenüber der Häufigkeit der Freisetzungskategorie FKA ($2,1 \cdot 10^{-7}$), die mit erheblichen höheren Auswirkungen verbunden ist als FKB.

5.2 Übergang von auslösenden Ereignissen zu Systemschadenszuständen

Auslösende Ereignisse werden auslegungsgemäß durch die vorhandenen Systemfunktionen beherrscht. Zu Systemschadenszustände können nur solche Ereignisabläufe führen, bei denen die vorhandenen Systemfunktionen zur Kernkühlung ausfallen. Die Ereignisablaufanalyse untersucht - ausgehend vom auslösenden Ereignis - die Ereignisabläufe und resultierenden Anlagenzustände, die sich ergeben können, je nachdem ob die zur Beherrschung der auslösenden Ereignisse erforderlichen Systemfunktionen verfügbar sind oder ausfallen. Anlagenzustände, bei denen die Kernkühlung so ausgefallen ist, dass ein Kernschaden nur noch durch anlageninterne Notfallmaßnahmen oder Reparatur verhindert werden kann, werden als Systemschadenszustände bezeichnet. Je nach auslösendem Ereignis und Ereignisablauf können

Tab. 5.4 Abgeschätzte Häufigkeiten für Kernschadenszustände und Freisetzungen der nicht weiter untersuchten auslösenden Ereignisse

Nr. ¹⁾	Auslösendes Ereignis	Häufigkeit [1/a]			
		KSZ	FKA	FKB	FKC-FKJ
1	Großes und mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	< 1E-9			< 1E-9
6	Kleines Leck am Druckhalter durch fehloffenes Sicherheitsventil	1E-9	<< 1E-9		1E-9
7	Lecks in einer primärkühlmittel-führenden Leitung außerhalb SB	< 1E-8	< 1E-9	< 7E-9	< 3E-9
9	Dampferzeuger-Heizrohrleck 6 - 12 cm ²	4E-9	3E-9		1E-9
14	Dampferzeuger-Überspeisung	1E-8	1E-9		9E-9
16	Bruch einer Frischdampfleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters	< 1E-9	<< E-9		< 1E-9
18	Speisewasser-Leitungsbruch innerhalb des Sicherheitsbehälters	< 1E-9	<< E-9		< 1E-9
19 bis 22	ATWS	< 1E-9			< 1E-9
23	Transiente durch ein Leck im Feuerlöschwassersystem im Ringraum ³⁾	< 3E-8	< 3E-9		< 3E-8
24	Transiente auf Grund eines Brandes innerhalb des SB	< 1E-8	1E-9		9E-9
2)	Großflächiges Versagen von Komponenten mit hohem Energieinhalt	n.q.			
2)	Übergreifende Einwirkungen von außen	< 2E-8	< 2E-8		
Summe der vernachlässigten Beiträge:		< 9E-8	< 3E-8	< 7E-9	< 6E-8
Summenwerte ermittelt in Stufe 1 und Stufe 2 (vgl. Tab. 5.20 und 6.11)		2,5E-6	2,1E-7	1,3E-8	2,3E-6

1) vgl. Tab. 5.1

2) vgl. Tab. 5.3

3) Reaktorgebäude-Ringraum

ATWS Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung

FKA-FKJ

KSZ

n.q.

SB

Freisetzungskategorien, vgl. Tab. 6.11

Kernschadenszustände

nicht quantifizierbar

Sicherheitsbehälter

Systemschadenzustände mit unterschiedlichen Merkmalen auftreten. In der PSA werden 12 unterschiedliche Systemschadenzustände unterschieden. Sie sind in der ersten Spalte der Tabelle 5.5 zusammengestellt und durch folgende Merkmale gekennzeichnet:

- Ausfall sekundärseitiger (S) bzw. primärseitiger (P) Systemfunktionen zur Wärmeabfuhr oder der Reaktorschnellabschaltung
- Druck im Primärkreis (ND = niedrig, MD = mittel, HD = hoch)
- Zeitraum, der zur Verfügung steht, um Kernschadenzustände zu verhindern.
Die angegebenen Zeiten beruhen auf Abschätzungen /PÜT 01/

Für die Ereignisablaufanalyse ist zunächst festzustellen, welche Systemfunktionen zur Beherrschung eines auslösenden Ereignisses benötigt werden. Die PSA stützt sich hierbei zunächst auf die im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren überprüften und festgelegten Systemanforderungen zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses. Für ergebnisrelevante Systemfunktionen wurden in der PSA thermohydraulische Analysen durchgeführt /GRS 98/, /HOL 99/, /PÜT 01/.

Mit den Methoden der Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalyse wurden in der PSA die Wahrscheinlichkeiten dafür ermittelt, dass ein auslösendes Ereignis mit den auslegungsgemäß vorgesehenen Systemfunktionen nicht beherrscht wird und daher der Ereignisablauf in einen Systemschadenzustand mündet.

Auf die zur Beherrschung der einzelnen auslösenden Ereignisse erforderlichen Systemfunktionen wird in den folgenden Abschnitten 5.2.1 bis 5.2.11 eingegangen. In diesen Abschnitten werden auch die Ergebnisse der numerischen Auswertungen der Ereignis- und Fehlerbaumanalysen dargestellt, im Einzelnen

- die Übergangswahrscheinlichkeiten vom auslösenden Ereignis zum Systemschadenzustand und dessen Häufigkeit,
- charakteristische Merkmale der ergebnisrelevanten Systemschadenzustände,
- Beiträge der Ausfälle einzelner Systemfunktionen und
- Beiträge einzelner Ausfallursachen sowie der Anteile von gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA) und menschlichem Fehlverhalten.

Soweit nicht anders angegeben, handelt es sich bei allen Ergebniswerten um die aus den Unsicherheitsanalysen ermittelten Erwartungswerte.

Die Ergebnisse wurden anhand der Auswertungen der Minimalschnitte unter Berücksichtigung der Unsicherheiten in den Zuverlässigkeitsdaten ermittelt. Es wurden hierzu Monte-Carlo-Simulationen mit einem Stichprobenumfang von jeweils 5.000 durchgeführt. Die daraus geschätzten Erwartungswerte der Häufigkeiten pro Jahr von Systemschadenzuständen liegen über den auf der Basis von Punktwerten (Erwartungswerte der Zuverlässigkeitsdaten) errechneten Häufigkeiten (vgl. Abschnitt 5.5). Auf die hierzu vorliegenden Erkenntnisse wird im vorliegenden Bericht an entsprechender Stelle eingegangen.

- **Ermittlung der Übergangswahrscheinlichkeiten**

Die Übergangswahrscheinlichkeiten entsprechen den über den Beobachtungszeitraum (ein Jahr) gemittelten Nichtverfügbarkeiten derjenigen Systemfunktionen, deren Ausfälle zum betreffenden Systemschadenzustand führen. Es werden mittlere Nichtverfügbarkeiten berechnet, da die Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen zeitlich unterschiedlich hoch sein können und die Zeitpunkte der Anforderung der Systemfunktionen zufällig sind (Zeitpunkt des Eintritts eines auslösenden Ereignisses). Unterschiede in der Nichtverfügbarkeit derselben Systemfunktion zu verschiedenen Anforderungszeitpunkten ergeben sich dann, wenn die Zuverlässigkeit der für die Systemfunktionen relevanten Komponentenfunktionen durch Ausfallraten zu beschreiben ist, was in dieser PSA überwiegend der Fall ist. Die mittleren Nichtverfügbarkeiten werden durch numerische Integration der zeitabhängigen Nichtverfügbarkeiten über den Beobachtungszeitraum und anschließende Division durch die Länge des Beobachtungszeitraums gewonnen (im Folgenden werden mittlere Nichtverfügbarkeiten kurz als Nichtverfügbarkeiten bezeichnet).

Die Ermittlung der Übergangswahrscheinlichkeiten vom auslösenden Ereignis zu einem Systemschadenzustand erfolgt auf Basis der Auswertungen für die in den Ereignisablaufdiagrammen unterschiedenen, nicht beherrschten Ereignisabläufe (Pfade). Die Ausfallkombinationen, die zu dem betreffenden Systemschadenzustand führen, werden für jeden dieser Pfade ermittelt, numerisch ausgewertet und der Unsicherheitsanalyse unterzogen. Im Hinblick auf unterschiedliche Systemschadenzustände war es in einzelnen Fällen erforderlich, weitere Verzweigungen anzufügen und numerisch auszuwerten. Andererseits konnten mehrere Pfade demselben Systemschadenzustand zugeordnet werden, wenn die charakteristischen Merkmale übereinstimmen. In diesen Fällen wurden die Erwartungswerte der Übergangswahr-

scheinlichkeiten addiert. Entsprechend addieren sich die Häufigkeiten der einzelnen Systemschadenszustände zur Gesamthäufigkeit des Ereignisses „Systemschadenszustand“ für ein auslösendes Ereignis. Mit den zur Verfügung stehenden PSA-Rechenprogrammen werden die Wahrscheinlichkeiten für „Nicht-Ausfälle“ (d.h. für Intakt-Zustände) nicht berücksichtigt. Dieses Vorgehen führt prinzipiell zu überhöhten Gesamtwerten der Übergangswahrscheinlichkeiten. Zur näheren Erläuterung dient folgendes Beispiel anhand des kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung, 2 - 25 cm² (vgl. Abschnitt 5.2.3):

Bei den Ereignisabläufen wird unterschieden, ob der Frischdampf-Sammler zur Verfügung steht oder ausgefallen ist (z.B. weil die FDU zu schnell öffnet und dadurch die Absperrsignale für den Sammler ausgelöst werden). Weiterhin wird unterschieden, ob die Niederdruck-Einspeisungen funktionieren oder nicht. Bei Ausfall der Niederdruck-Einspeisungen liegt ein Systemschadenszustand vor. In beiden Fällen (mit und ohne Frischdampf-Sammler) können die Niederdruck-Einspeisungen durch einen GVA aller vier Nachkühlpumpen versagen, womit ein Systemschadenszustand vorliegen würde. Damit stellt dieser GVA eine der minimalen Ausfallkombinationen für das kleine Leck dar, die man bei Auswertung des nicht beherrschten Pfades mit „Frischdampf-Sammler verfügbar“ UND „Niederdruck-Einspeisungen ausgefallen“ erhält. Bei Auswertung des ebenfalls nicht beherrschten Pfades mit „Frischdampf-Sammler ausgefallen“ UND „Niederdruck-Einspeisungen ausgefallen“ ergibt sich u.a. die Ausfallkombination „FDU öffnet zu schnell“ UND „GVA aller vier Nachkühlpumpen“. Diese Ausfallkombination ist nicht minimal und ist daher in der Bilanz für die Gesamthäufigkeit pro Jahr eines Systemschadenszustands beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 2 - 25 cm² nicht mitzuzählen.

Die Vereinfachung macht weniger als 3 % der Übergangswahrscheinlichkeit je auslösendem Ereignis aus.

- **Ermittlung der Häufigkeiten der Systemschadenszustände**

Bei der Ermittlung der Häufigkeiten der einzelnen Systemschadenszustände wurden die Unsicherheiten der Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse berücksichtigt. In einer Monte-Carlo-Simulation mit dem Stichprobenumfang 5.000 wurde jeweils ein Häufigkeitswert mit einem Wert der Übergangswahrscheinlichkeit multipliziert. Die Häufigkeiten der einzelnen Systemschadenszustände ergeben sich dann durch Summation

der Produkte und anschließende Division durch 5.000. Sie können von den Ergebnissen abweichen, die man durch Multiplikation der einzelnen geschätzten Erwartungswerte der Häufigkeiten pro Jahr der auslösenden Ereignisse und der Übergangswahrscheinlichkeiten erzielen würde. Die Abweichungen nehmen mit steigendem Stichprobenumfang ab; sie sind bereits bei einem Stichprobenumfang von 5.000 unbedeutend.

- **Ermittlung der Beiträge einzelner Systemfunktionen**

Die Erwartungswerte der Beiträge der Ausfälle einzelner Systemfunktionen zur Systemschadenshäufigkeit wurden aus der Unsicherheitsanalyse ermittelt.

- **Ermittlung der Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Zur Bestimmung der Anteile einzelner Ausfallursachen sowie der Anteile von gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA) und menschlichen Fehlhandlungen an der Systemschadenshäufigkeit aus einem auslösenden Ereignis wurden in separaten Rechnungen die Ausfallkombinationen (alle unbeherrschten Pfade gemeinsam) ermittelt und hinsichtlich der Ausfallursachen ausgewertet.

- **Tabellarische Ergebnisdarstellung**

Die Ergebnisse für Systemschadenzustände sind in den Tabellen 5.5 und 5.6 zusammengefasst.

Tabelle 5.5 zeigt die Wahrscheinlichkeiten für den Übergang von auslösenden Ereignissen zu Systemschadenzuständen. In der Tabelle sind auch die Erwartungswerte der Häufigkeiten der Systemschadenzustände angegeben.

In Tabelle 5.6 werden für die anlageninternen auslösenden Ereignisse die Erwartungswerte der Nichtverfügbarkeiten der erforderlichen Systemfunktionen, die Hauptbeiträge zu den Erwartungswerten der Nichtverfügbarkeiten, sowie die Anteile von gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA) und von menschlichen Fehlhandlungen (MF) zusammengestellt. Außerdem sind die Erwartungswerte der Häufigkeiten der Systemschadenzustände (primärseitiger, sekundärseitiger und Kombination aus primär- und sekundärseitigem Ausfall) und ihre Summen angegeben.

Tab. 5.5 Wahrscheinlichkeiten des Übergangs von auslösenden Ereignissen zu

Systemschadenzustände					Übergangswahrscheinlichkeiten der			
Nr.	Kennzeichnung			H [1/a]	HKL			LDH
	A	D	K [h]		2	3	4	6
					9,0E-5	1,5E-4	3,0E-3	8,5E-4
1	<u>PS</u>	MD	< 1	2,4E-7	5,8E-4	2,0E-4		2,0E-4
2	<u>PS</u>	MD	1 - 1,5	2,2E-8			6,7E-6	
3	<u>PS</u>	MD	2 - 3	6,3E-8		4,8E-4		
4	<u>PS</u>	ND	2 - 4	2,8E-7	3,6E-4	2,9E-4		2,8E-4
5	<u>PS</u>	ND	> 4	8,7E-7			3,0E-4	
6	<u>PS</u>	HD	1 - 2	4,6E-7			9,1E-5	
7	<u>PS</u>	HD	2 - 3	5,9E-6				
8	<u>PS</u>	MD	> 10	1,6E-7				
9	<u>PS</u>	MD	> 12	6,5E-8		1,0E-4	1,4E-5	
10	<u>PS</u>	MD	2	5,8E-9		3,3E-5		2,1E-6
11	<u>PS</u>	MD	2 - 3	2,6E-8				
12	<u>PS</u>	MD	> 4	9,0E-8			3,0E-5	

- | | | | |
|----|----------------------|-----|---|
| 1) | vgl. Tab. 5.1 | HD | Hochdruck |
| A | Ausfallursache | HKL | Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung |
| D | Druck im Primärkreis | K | Karennzeiten für Notfallmaßnahmen und Reparatur |
| FD | Frischdampf | LDE | DE-Heizrohrlecks |
| H | Häufigkeit | LDH | Lecks am Druckhalter |

5.2.1 Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 80 - 200 cm²

- Zur Beherrschung benötigte Systemfunktionen**

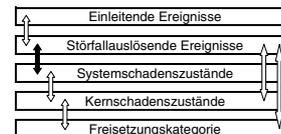
Die Unterkritikalität wird durch die Reaktorschnellabschaltung hergestellt. Bei Abkühlung der Anlage wird die Unterkritikalität durch Nachspeisen von boriiertem Wasser durch das Not- und Nachkühlsystem bzw. Volumenregelsystem aufrecht erhalten. Zur Kernkühlung werden folgende Systemfunktionen benötigt:

Bei einem kleinen Leck zwischen 80 und 200 cm² muss eine Hochdruck-Einspeisung durch mindestens einen Strang erfolgen, wobei unterstellt wird, dass die Einspeisung in den Kreislauf, in dem das Leck vorliegt, nicht wirksam ist.

Systemschadenzuständen

auslösenden Ereignisse ¹⁾ (Ereignisgruppe, Nr., Häufigkeit [1/a])							
LDE	Betriebstransienten				FD-SpW-Lecks		
8	10	11	12	13	15	16	
2,3E-3	2,5E-2	1,2E-1	3,8E-2	7,5E-3	1,6E-4	2,6E-4	
	2,5E-6	9,6E-8	2,5E-6	2,5E-6	2,5E-6	2,5E-6	
	5,2E-5	1,9E-5	4,0E-5	3,7E-5	8,1E-4	1,1E-3	
7,2E-5							
1,4E-5							

- MD Mitteldruck
- ND Niederdruck
- P Ausfall primärseitiger Systemfunktionen
- S Ausfall sekundärseitiger Systemfunktionen
- SpW Speisewasser



Speisen mindestens zwei Hochdruckstränge in intakte Kreisläufe, dann ist eine sekundärseitige Wärmeabfuhr nicht erforderlich. Andernfalls muss die Anlage über die Sekundärseite abgefahren werden.

Zur sekundärseitigen Wärmeabfuhr ist die Bespeisung eines Dampferzeugers durch eine Hauptspeisewasserpumpe oder durch zwei An- und Abfahrpumpen ausreichend. Bei Ausfall dieser betrieblichen Systeme müssen mindestens zwei Dampferzeuger durch das Notspeisesystem bespeist werden. Die Anlage muss mit einem Temperaturgradienten von ca. 100K/h abgefahren werden, wobei der Frischdampf entweder über die Frischdampfumleiteinrichtung oder mindestens eines der vier Frischdampf-Abblaseregulventile abgegeben werden kann.

Tab. 5.6 Nichtverfügbarkeiten von Systemfunktionen und der Häufigkeiten von

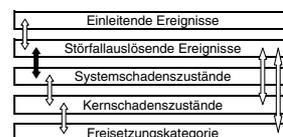
Auslösendes Ereignis ¹⁾			Nichtverfügbarkeiten von	
Nr.	Bezeichnung	H [1/a]	NV	Hauptbeiträge Systemfunktionen
2	Kleines HKML-Leck, 80-200 cm ²	9,0E-5	9,4E-4	– HD-Einspeisung – ND-Einspeisung
3	Kleines HKML-Leck, 25-80 cm ²	1,5E-4	1,1E-3	– HD-Einspeisung – ND-Einspeisung – SpW-Versorgung
4	Kleines HKML-Leck, 2-25 cm ²	3,0E-3	4,4E-4	– ND-Einspeisung – SpW-Versorgung – 100K/h-Abfahren und HD-/ND-Sumpfansaugung
6	Kleines DH-Leck, 40 cm ²	8,5E-4	4,8E-4	– ND-Einspeisung – HD-Einspeisung
8	DE-Heizrohrleck, 1-6 cm ²	2,3E-3	8,6E-5	– Isolieren und Langzeit-NWA – Verhinderung Notkühlkriterien und HD-Einspeisung
10	Notstromfall	2,5E-2	5,5E-5	– SpW-Versorgung – Frischdampf-Druckbegrenzung
11	Ausfall HSpW ohne Ausfall HWs	1,2E-1	1,9E-5	– SpW-Versorgung
12	Ausfall HWs ohne Ausfall HSpW	3,8E-2	4,3E-5	– SpW-Versorgung – Frischdampf-Druckbegrenzung
13	Ausfall HSpW u. Ausfall HWs	7,5E-3	3,9E-5	– SpW-Versorgung – Frischdampf-Druckbegrenzung
15	Bruch einer FD-Leitung außerhalb des SB	1,6E-4	8,1E-4	– Auftrennung FD-System
16	SpW-Leitungsbruch außerhalb des SB	2,6E-4	1,1E-3	– SpW-Versorgung

1)	vgl. Tab. 5.1	H	Häufigkeit	MF	menschliches Fehlverhalten
DE	Dampferzeuger	HD	Hochdruck	ND	Niederdruck
DH	Druckhalter	HKML	Hauptkühlmittelleitung	NV	Nichtverfügbarkeit
FD	Frischdampf	HSpw	Hauptspeisewasser	NWA	Nachwärmeabfuhr
GVA	gemeinsam verursachte Ausfälle	HWs	Hauptwärmesenke		

Systemschadenzuständen für auslösende Ereignisse

Systemfunktionen			Häufigkeit von Systemschadenzuständen [1/a]			Summe
%	Anteile [%]		Ausfallursache			
	GVA	MF	<u>PS</u>	<u>PS</u>	<u>PS</u>	
62 38	37	2	9,0E-8			9,0E-8
62 26 8	46	1	1,4E-7	1,6E-8	4,6E-9	1,6E-7
68 21 7	73	4	8,7E-7	3,3E-7	1,1E-7	1,3E-6
58 42	59	1	4,0E-7		1,8E-9	4,0E-7
83 17	88	40	1,9E-8	1,6E-7	7,0E-9	1,8E-7
95 5	95	0		1,4E-6		1,4E-6
99	97	0		2,2E-6		2,2E-6
94 6	94	0		1,8E-6		1,8E-6
94 6	93	0		3,0E-7		3,0E-7
86	89	0		1,3E-7		1,3E-7
99	68	0		2,9E-7		2,9E-7
Summe			1,5E-6	6,6E-6	1,2E-7	8,2E-6

- P Ausfall primärseitiger Systemfunktionen
- S Ausfall sekundärseitiger Systemfunktionen
- SB Sicherheitsbehälter
- SpW Speisewasser



Durch die Hochdruck-Einspeisungen bzw. das sekundärseitige Abfahren in Verbindung mit dem Energieaustrag aus dem Leck wird der Druck im Reaktorkühlkreislauf soweit abgesenkt, dass eine Einspeisung durch die Nachkühlpumpen erfolgen kann (Niederdruckeinspeisungen). Nachdem die Flutbecken bis auf eine Mindestmenge entleert sind, saugen die Nachkühlpumpen in der Funktion „Sumpf-Umwälzbetrieb“ das Wasser aus dem Gebäudesumpf des Sicherheitsbehälters. Für einen kavitationsfreien Betrieb der Niederdruckpumpen im Sumpfumwälzbetrieb muss der Wasserstand im Sicherheitsbehälter ausreichend hoch sein. Dies erfordert Einspeisungen aus mindestens zwei Flutbecken (durch das Hoch- oder Niederdruckeinspeisessystem) oder aus einem Flutbecken und mindestens drei Druckspeichern (Druckspeichereinspeisung) in beliebige Kreisläufe.

Nach Entleerung der Flutbecken durch das Hoch- oder Niederdruckeinspeisessystem ist die ND-Einspeisung im Sumpfbetrieb erforderlich, wobei die Einspeisungen entweder

- durch einen Niederdruckstrang über die heiß- und kaltseitige Einspeiseleitung ODER
- durch mindestens zwei Niederdruckstränge über jeweils mindestens eine Einspeiseleitung (heiß- oder kaltseitig)

erfolgen müssen. Die Nachwärme muss entsprechend den Mindestanforderungen für die Einspeisung über den jeweiligen Nachwärmekühler und die nachgeschaltete Nachkühlkette abgeführt werden.

Zusammenfassend werden zur Kernkühlung folgende Systemfunktionen unterschieden:

- Hochdruck-Einspeisungen durch die Sicherheitseinspeisepumpen in mindestens einen intakten Kreislauf (1v3 HD-Einspeisungen)
- Hochdruck-Einspeisungen durch die Sicherheitseinspeisepumpen in mindestens zwei intakte Kreisläufe (2v3 HD-Einspeisungen) ODER Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe zum Abfahren der Anlage mit einem Abfahrgradienten von 100K/h
- Hochdruck-, Druckspeicher- und Niederdruckeinspeisungen zur Bildung eines für den kavitationsfreien Betrieb der Niederdruckpumpen ausreichend hohen Sumpfwasserstands

- Niederdruck-Einspeisungen im Sumpfumwälzbetrieb durch die Nachkühlpumpen und Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlkette (2v8 ND-Einspeisung im Sumpfbetrieb).

- **Übergang vom auslösenden Ereignis zu Systemschadenzuständen**

Für den Übergang vom auslösenden Ereignis „Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung (80 - 200 cm²)“ zu einem Systemschadenzustand wurde eine Wahrscheinlichkeit von $9,4 \cdot 10^{-4}$ ermittelt. Mit der Häufigkeit pro Jahr des auslösenden Ereignisses von $9,0 \cdot 10^{-5}/a$ (vgl. Abschnitt 5.1.1) ergibt sich eine Häufigkeit pro Jahr von $9 \cdot 10^{-8}/a$ für den Eintritt eines Systemschadenzustandes auf Grund des kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung, 80 - 200 cm².

- **Merkmale der Systemschadenzustände**

Das Ergebnis wird von Systemschadenzuständen mit Ausfall primärseitiger Systemfunktionen, niedrigem bzw. mittlerem Druck im Primärkreis und Karenzzeiten zur Verhinderung von Kernschadenzuständen unter 4 h bestimmt (vgl. Tabelle 5.5, Systemschadenzustände 1 und 4).

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Zur Übergangswahrscheinlichkeit tragen im Wesentlichen die Nichtverfügbarkeiten der Hochdruckeinspeisung (62 %) sowie der Niederdruckeinspeisung (38 %) bei.

Der Ausfall der drei Hochdruck-Einspeisungen in die intakten Kreisläufe wird zu ca. 50 % durch Ausfallkombinationen mit Betriebsversagen der Hochdruckpumpen verursacht. Eine wesentliche Rolle mit mehr als 40 % spielen auch unabhängige Ausfälle der nur jährlich getesteten Rückschlagarmaturen in den heiß- und kaltseitigen Einspeisleitungen (Erstabsperungen).

Für das Versagen der Niederdruck-Einspeisungen spielen unabhängige Ausfälle und GVA der Füllstandsmessungen in den Zellenkühlern der Nachkühlkette eine wesentliche Rolle. Diese für die Funktion der Nachwärmeabfuhr erforderlichen Messungen entsprechen in ihrem Aufbau (einkanalig) und bezüglich der wiederkehrenden

Prüfungen (jährlich) nicht den Messungen im Reaktorschutz. Darüber hinaus sind auch bei den Niederdruck-Einspeisungen Ausfälle der Erstabsperungen von Bedeutung.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Zusammenfassend tragen zur Übergangswahrscheinlichkeit vom Eintritt des kleinen Lecks in einer Hauptkühlmitteleitung, 80 - 200 cm², zu einem Systemschadenzustand unabhängige Ausfälle der Erstabsperungen, Betriebsversagen der Hochdruckpumpen und unabhängige Ausfälle der Füllstandsmessungen in den Zellenkühlern am meisten bei.

GVA sind mit einem Anteil von insgesamt ca. 37 % im Vergleich zu anderen auslösenden Ereignissen, beispielsweise den Betriebstransienten mit mehr als 90 %, weit unbedeutender (vgl. Tabelle 5.6). Umgekehrt spielen unabhängige Ausfälle eine größere Rolle, wobei Ausfallkombinationen mit gleichartigen Komponentenausfällen einen wesentlichen Anteil haben. So tragen allein 30 % zur Häufigkeit pro Jahr eines Systemschadenzustandes die folgenden vier Versagenskombinationen mit jeweils unabhängigen Ausfällen von

- drei Erstabsperungen in den heißen,
- drei Erstabsperungen in den kalten Einspeiseleitungen des Nachkühlsystems,
- drei Hochdruckpumpen (Betriebsversagen) sowie von
- vier Füllstandsmessungen in den Zellenkühlern der Nachkühlkette

bei. Bei diesen Ergebnissen wirkt sich aus, dass die Importanzen der Komponentenausfälle unter Berücksichtigung der Verteilungen der Zuverlässigkeitskenngrößen und deren Abhängigkeiten („Ausfallratenkopplung“, vgl. Abschnitt 0) ermittelt wurden. Werden dagegen nur „Punktwert-Rechnungen“ herangezogen, dann können unseres Erachtens die Importanzen falsch eingeschätzt werden. So würden die vier genannten Ausfallkombinationen nur etwa 2 % zum Ergebnis beitragen.

Menschliches Fehlverhalten spielt beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmitteleitung mit einer Leckfläche von 80 - 200 cm² mit weniger als 2 % eine untergeordnete Rolle (vgl. Tabelle 5.6). Es handelt sich hierbei um Ausfälle von Handmaßnahmen in Verbindung mit Versagen der Wasserversorgung für die Zellenkühler der Nachkühlkette.

5.2.2 Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 25 - 80 cm²

- **Zur Beherrschung benötigte Systemfunktionen**

Zur Festlegung der Mindestanforderungen wurden thermohydraulische Rechnungen durchgeführt /HOL 99/. Im Vergleich zum kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 80 - 200 cm², (vgl. Abschnitt 5.2.1) ergeben sich für den hier untersuchten Leckquerschnitt von 25 - 80 cm² folgende Unterschiede in den zur Beherrschung benötigten Systemfunktionen:

Unabhängig von der Anzahl der funktionierenden Hochdruck-Einspeisungen ist ein sekundärseitiges Abfahren der Anlage erforderlich, um den Druck im Primärkreis rechtzeitig auf den für die Einspeisung durch die Niederdruckpumpen erforderlichen Wert abzusenken. Versagt hierbei die Frischdampfabgabe über die Frischdampf umleiteinrichtung und alle vier Frischdampf-Abblaseregelventile, so kann das kleine Leck in einer Hauptkühlmittelleitung (bis 80 cm²) beherrscht werden, wenn das nach dem schutzzielorientierten Betriebshandbuch vorgesehene „Ansaugen der Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen aus dem Sumpf“ (mit den Niederdruckpumpen als Vor-pumpen) von Hand in Betrieb genommen wird. Hierzu ist beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung eine der drei Einspeisungen in die intakten Kreisläufe ausreichend. Die Anlage ist bei diesem Betriebszustand innerhalb von ca. 10 Stunden über ein Frischdampf-Sicherheitsventil von Hand abzufahren. Auch diese Maßnahme ist im schutzzielorientierten Betriebshandbuch vorgesehen.

Ein weiterer Unterschied bei den zur Beherrschung erforderlichen Systemfunktionen betrifft die Niederdruck-Einspeisungen. Beim Sumpf-Umwälzbetrieb ist die Einspeisung über mindestens eine der vier heißseitigen Einspeiseleitungen oder eine der drei kalt-seitigen Einspeiseleitungen in den intakten Kreisläufen erforderlich.

Zusammenfassend werden beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung mit einem Leckquerschnitt von 25 - 80 cm² folgende Systemfunktionen zur Kernkühlung benötigt:

- Hochdruck-Einspeisungen durch die Sicherheitseinspeisepumpen in mindestens einen intakten Kreislauf (1v3 HD-Einspeisungen)

- Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe zum Abfahren der Anlage mit einem Abfahrgradienten von 100K/h ODER
 - Ansaugen der Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen aus dem Sumpf UND
 - Abfahren mit den Frischdampf-Sicherheitsventilen
- Hochdruck-, Druckspeicher- und Niederdruckeinspeisungen zur Bildung eines für den kavitationsfreien Betrieb der Niederdruckpumpen ausreichend hohen Sumpfwasserstands
- Niederdruck-Einspeisungen im Sumpfumwälzbetrieb durch die Nachkühlpumpen und Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlkette (1v7 ND-Einspeisungen im Sumpfbetrieb)
- **Übergang vom auslösenden Ereignis zu Systemschadenzuständen**

Die Wahrscheinlichkeit für den Übergang vom auslösenden Ereignis „Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 25 - 80 cm²“ zu einem Systemschadenzustand beträgt etwa $1,1 \cdot 10^{-3}$. Mit der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses von $1,5 \cdot 10^{-4}/a$ (vgl. Abschnitt 5.1.1) führt dies zu einer Häufigkeit von $1,6 \cdot 10^{-7}/a$ für den Eintritt eines Systemschadenzustandes auf Grund des kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung, 25 - 80 cm².

- **Merkmale der Systemschadenzustände**

Zum Ergebnis tragen ca. 90 % Systemschadenzustände mit Ausfall primärseitiger Systemfunktionen bei. In den überwiegenden Fällen liegt der Druck im Primärkreis zwischen 1 und 10 MPa. Die Karenzzeiten zur Verhinderung von Kernschadenzuständen liegen zwischen 1 und 4 h (vgl. Tabelle 5.5, Systemschadenzustände 1, 3, 4 und 10). Bei etwa 10 % der Systemschadenzustände ist das sekundärseitige Abfahren ausgefallen, in diesem Fall sind die Karenzzeiten auf Grund der funktionierenden Hochdruck-Sumpfansaugung wesentlich länger (Systemschadenzustand 9).

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Zur Übergangswahrscheinlichkeit von $1,1 \cdot 10^{-3}$ tragen ähnlich wie beim Leck mit einem Leckquerschnitt von 80 - 200 cm² im Wesentlichen Ausfälle der Hochdruckeinspeisung

(62 %) sowie der Niederdruckeinspeisung (26 %) bei. Die restlichen 12 % sind auf Ausfallkombinationen mit Versagen der Speisewasser-Versorgung (Dampferzeuger-Bespeisung) und Ausfall des automatischen 100K/h-Abfahrens zurückzuführen.

Die Ursachen für den Ausfall der Hochdruck-Einspeisung sind dieselben wie beim kleinen Leck 80 - 200 cm² (vgl. Abschnitt 5.2.1). Dies gilt auch für die Niederdruckeinspeisungen mit der Einschränkung, dass auf Grund der geringeren Mindestanforderungen die Ausfälle von Erstabsperrungen eine geringere Rolle spielen. Dafür sind GVA von Pumpen sowie von Armaturen der Nachkühlkette von höherer Bedeutung.

Zum Versagen der Speisewasserversorgung für die Dampferzeuger führen im Wesentlichen GVA von Armaturen (Einspeiseleitungen des Speisewasser- und Notspeisewassersystems) sowie Betriebsversagen der Notspeisepumpen bzw. -diesel und der Deionatpumpen.

Ein Versagen des automatischen 100K/h-Abfahrens führt nur dann zum Systemschadenzustand, wenn zusätzlich

- die Hochdruck-Sumpfansaugungen entweder nicht rechtzeitig in Betrieb genommen werden oder innerhalb von ca. 10 h ausfallen oder
- das Abfahren über die Frischdampf-Sicherheitsventile nicht gelingt (innerhalb von 10 h).

In beiden Fällen spielen Ausfälle der erforderlichen Handmaßnahmen eine wesentliche Rolle: ca. 30 % für das Versagen der Hochdruck-Sumpfansaugung und 100 % für das Misslingen des Abfahrens über die Frischdampf-Sicherheitsventile. Beim Ausfall der Hochdruck-Sumpfansaugung spielt neben den Handmaßnahmen auch das Betriebsversagen der Hochdruckpumpen, insbesondere bei Ansaugen aus dem Gebäudesumpf, eine wesentliche Rolle (knapp 40 %). Diese Pumpen unterliegen keinen wiederkehrenden Prüfungen, die den Anforderungen beim Ansaugen aus dem Sumpf (mit den Niederdruckpumpen als Vorstufen) entsprechen.

Das Versagen des automatischen 100K/h-Abfahrens ist im Wesentlichen auf Ausfälle der Frischdampfabgabe zurückzuführen. Hierbei sind die Ausfallkombinationen mit GVA der Abblaseregelventile dominant. Diese Ventile werden angefordert, wenn die FDU nicht zur Verfügung steht, wobei neben einem Ausfall der FDU selbst (öffnet

nicht) insbesondere auch Ausfälle der betrieblichen Dampferzeuger-Bespeisung eine Rolle spielen, die zur Verblockung der FDU durch den Kondensatorschutz führen.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Zur Übergangswahrscheinlichkeit vom Eintritt des kleinen Lecks in einer Hauptkühlmitteleitung, 25 - 80 cm², zu einem Systemschadenzustand tragen in erster Linie unabhängige Ausfälle der Erstabsperungen im Nachkühlsystem, Betriebsversagen der Hochdruckpumpen und unabhängige Ausfälle der Füllstandsmessungen in den Zellenkühlern bei.

Ausfallkombination mit GVA haben einen Anteil von insgesamt ca. 46 %, menschliches Fehlverhalten spielt mit weniger als 1 % eine untergeordnete Rolle (vgl. Tabelle 5.6). Für beide Ausfallursachen gilt das in Abschnitt 5.2.1 Gesagte.

5.2.3 Kleines Leck in einer Hauptkühlmitteleitung, 2 - 25 cm²

- **Zur Beherrschung benötigte Systemfunktionen**

Zur Festlegung der Mindestanforderungen wurden thermohydraulische Rechnungen durchgeführt /HOL 99/. Die Mindestanforderungen an die Systemfunktionen unterscheiden sich von denen beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmitteleitung, 25 - 80 cm², nur in einem Punkt: Beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmitteleitung, 2 - 25 cm², ist eine Hochdruck-Einspeisung durch die Sicherheits-Einspeisepumpen nicht erforderlich, wenn die Anlage, wie im Betriebshandbuch vorgesehen, nach Eintritt des Lecks mit 100 K/h abgefahren wird, der Frischdampfsammler zur Verfügung steht und alle vier Dampferzeuger bespeist werden. Fällt eine der Dampferzeuger-Bespeisungen aus oder wird der Frischdampfsammler abgesperrt (durch Reaktorschutzsignale nach einem zu schnellen Abfahren), dann erhöht sich die Leck-Ausströmrage. In diesem Fall ist entweder eine Hochdruck-Einspeisung durch die Sicherheits-Einspeisepumpen in einen der drei intakten Kreisläufe oder eine Einspeisung durch die Druckspeicher in vier Kreisläufe sowie durch das Zusatzboriersystem in die drei intakten Kreisläufe erforderlich.

Die beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 2 - 25 cm² zur Kernkühlung benötigten Systemfunktionen werden folgendermaßen zusammengefasst:

- Frischdampfsammler verfügbar
- Bei verfügbarem Frischdampfsammler:
 - vier Dampferzeuger-Bespeisungen (4v4) ODER
 - eine Hochruck-Einspeisung in einen intakten Kreislauf (1v3) ODER
 - vier Druckspeicher-Einspeisungen (4v4) UND drei Einspeisungen durch das Zusatzboriersystem in intakte Kreisläufe (3v3)
- Bei ausgefallenem Frischdampfsammler:
 - eine Hochruck-Einspeisung in einen intakten Kreislauf (1v3) ODER
 - vier Druckspeicher-Einspeisungen (4v4) UND drei Einspeisungen in intakte Kreisläufe durch das Zusatzboriersystem (3v3)
- Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe zum Abfahren der Anlage mit einem Abfahrgradienten von 100K/h ODER
 - Ansaugen der Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen aus dem Sumpf UND
 - Abfahren mit den Frischdampf-Sicherheitsventilen
- Hochdruck-, Druckspeicher- und Niederdruckeinspeisungen zur Bildung eines für den kavitationsfreien Betrieb der Niederdruckpumpen ausreichend hohen Sumpfwasserstands
- Niederdruck-Einspeisungen im Sumpfumwälzbetrieb durch die Nachkühlpumpen und Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlkette (1v7 ND-Einspeisungen im Sumpfbetrieb)
- **Übergang vom auslösenden Ereignis zu Systemschadenzuständen**

Die Wahrscheinlichkeit für den Übergang des kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung, 2 - 25 cm², zu einem Systemschadenzustand beträgt $4,4 \cdot 10^{-4}$. Mit der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses von $3,0 \cdot 10^{-3}/a$ (vgl. Abschnitt 5.1.1) führt dies zu einer Häufigkeit von $1,3 \cdot 10^{-6}/a$ für einen Systemschadenzustand auf Grund des kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung, 2 - 25 cm².

- **Merkmale der Systemschadenzustände**

Zum Ergebnis tragen ca. 68 % Systemschadenzustände bei, die durch den Ausfall primärseitiger Systemfunktionen, niederen Druck im Primärkreis (kleiner 1 MPa) und Karenzzeiten von mehr als 4 h gekennzeichnet sind (vgl. Tabelle 5.5, Systemschadenzustand 5).

Den restlichen 32 % liegen im Wesentlichen Ausfälle sekundärseitiger Systemfunktionen (24 %) bzw. Ausfälle primärseitiger- und sekundärseitiger Systemfunktionen (7 %) zu Grunde (Systemschadenzustände 6 und 9 bzw. 12).

Die Systemschadenzustände 6 und 9 unterscheiden sich durch den Druck im Primärkreis und die Karenzzeiten. Beim Systemschadenzustand 6 liegt ein hoher Druck (Ansprechdruck des Druckhalter-Abblaseventils, ca. 17 MPa) und eine Karenzzeit zwischen 1 bis 2 h vor. Dieser Zustand wird allerdings nur bei einem Teil der kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung, 2 - 25 cm², erreicht und zwar bei Leckquerschnitten im unteren Bereich (2 - 12 cm²). In den übrigen Fällen ergeben sich wesentlich niedrigere Drücke im Primärkreis (1 bis 10 MPa) und bedeutend längere Karenzzeiten (durch Funktion der Hochdruck-Sumpfansaugung mehr als 12 h). Unter Berücksichtigung der für kleine Lecks zwischen 2 und 12 cm² bzw. größer 12 cm² ermittelten Häufigkeiten (vgl. Abschnitt 5.1.1), ergibt sich für den Systemschadenzustand 6 ein Anteil von ca. 20 % an der Häufigkeit von Systemschadenzuständen beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 2 - 25 cm². Die Systemschadenzustände 9 (mittlerer Druck, Karenzzeit über 12 h) und 12 (mittlerer Druck, Karenzzeit über 4 h) tragen zusammen etwa 10 % zur Häufigkeit von Systemschadenzuständen auf Grund eines kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung, 2 - 25 cm², bei.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Mit 68 % der Häufigkeit der Systemschadenzustände liefern Ausfälle der Niederdruck-Einspeisungen im Sumpfumwälzbetrieb den höchsten Beitrag. Der Ausfall der Hochdruck-Einspeisungen spielt im Unterschied zu den Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung mit Leckquerschnitten größer 25 cm² keine nennenswerte Rolle (unter 2 %), da eine Einspeisung bei einem Primärkreisdruck oberhalb 1 MPa (d.h. Niederdruck-Einspeisungen noch nicht wirksam) beim hier behandelten Leck (2 - 25 cm²) nur bei Ausfall des Frischdampfsammlers bzw. Versagen einzelner Dampferzeuger-Bespei-

sungen benötigt wird. Der Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung trägt mit 21 % bei, die restlichen ca. 10 % sind im Wesentlichen auf den Ausfall des automatischen 100K/h-Abfahrens mit zusätzlichem Ausfall der Hochdruck-Ansaugung aus dem Sumpf zurückzuführen.

Die Ursachen für den Ausfall der Niederdruck-Einspeisung sind wie beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 25 - 80 cm², vor allem unabhängige Ausfälle und GVA der Füllstandsmessungen in den Zellenkühlern der Nachkühlkette, GVA von Pumpen sowie von Armaturen der Nachkühlkette.

Zum Versagen der Speisewasserversorgung für die Dampferzeuger führen im Wesentlichen GVA von Armaturen (Einspeiseleitungen des Speisewasser- und Notspeisewassersystems) und Betriebsversagen der Notspeisepumpen bzw. -diesel und der Deionatpumpen.

Der Ausfall des automatischen 100K/h-Abfahrens ist hauptsächlich (ca. 98 %) auf Ausfallkombinationen mit GVA der Abblaseregelventile zurückzuführen. Die Abblaseregelventile werden angefordert, wenn die Frischdampf-Umleiteinrichtung nicht verfügbar ist. Hierzu tragen neben dem Ausfall der Umleiteinrichtung (öffnet nicht) und der Absperrung des Frischdampfsammlers (Umleiteinrichtung öffnet zu schnell) vor allem die Verblockung der Umleiteinrichtung durch den Kondensatorschutz auf Grund eines zu hohen Füllstandes im Speisewasserbehälter bei. Der Füllstandsanstieg im Speisewasserbehälter wird durch Ausfälle in der betrieblichen Speisewasserversorgung verursacht.

Der Ausfall des automatischen 100K/h-Abfahrens allein führt noch nicht zum System-schadenzustand. Dieser wird erst erreicht, wenn zusätzlich die Hochdruck-Sumpfansaugung ausfällt (nicht rechtzeitige Inbetriebnahme bzw. Betriebsversagen innerhalb von 10 h) oder wenn das Abfahren von Hand über die Frischdampf-Sicherheitsventile versagt. In beiden Fällen spielen Ausfälle der erforderlichen Handmaßnahmen eine wesentliche Rolle: ca. 30 % für das Versagen der Hochdruck-Sumpfansaugung und 100 % für das Misslingen des Abfahrens über die Frischdampf-Sicherheitsventile. Beim Ausfall der Hochdruck-Sumpfansaugung sind neben den Handmaßnahmen auch das Betriebsversagen der Hochdruckpumpen, insbesondere bei Ansaugen aus dem Gebäudesumpf von Bedeutung (knapp 40 %). Diese Pumpen unterliegen keinen wiederkehrenden Prüfungen, die den Anforderungen beim Ansaugen aus dem Sumpf (mit den Niederdruckpumpen als Vorstufen) entsprechen.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Zur Übergangswahrscheinlichkeit vom kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 2 - 25 cm², zu einem Systemschadenzustand tragen in erster Linie unabhängige Ausfälle und GVA der Füllstandsmessungen in den Zellenkühlern der Nachkühlkette sowie GVA von Armaturen im Hauptspeisewasser- und Notspeisewassersystem bei.

Ausfallkombination mit GVA haben einen Anteil von insgesamt ca. 73 %, menschliches Fehlverhalten ist mit ca. 4 % von untergeordneter Bedeutung (vgl. Tabelle 5.6). Für beide Ausfallursachen gilt das in Abschnitt 5.2.1 Gesagte.

5.2.4 Kleines Leck am Druckhalter durch fehloffenes Sicherheitsventil

- **Zur Beherrschung benötigte Systemfunktionen**

Zur Festlegung der Mindestanforderungen wurden thermohydraulische Rechnungen durchgeführt /HOL 99/. Im Unterschied zum kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung sind beim kleinen Leck am Druckhalter durch fehloffenes Sicherheitsventil die Hochdruck- bzw. Niederdruck-Einspeisungen in allen vier Kreisläufen wirksam. Ein weiterer Unterschied besteht darin, dass die sekundärseitige Wärmeabfuhr nicht erforderlich ist, wenn mindestens zwei Hochdruck-Einspeisungen funktionieren. Im Einzelnen werden zur Verhinderung von Systemschadenzuständen folgende Systemfunktionen benötigt:

- Hochdruck-Einspeisungen durch die Sicherheitseinspeisepumpen in mindestens einen Kreislauf (1v4 HD-Einspeisungen)
- Hochdruck-Einspeisungen durch die Sicherheitseinspeisepumpen in mindestens zwei Kreisläufe (2v4 HD-Einspeisungen) ODER
 - Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe zum Abfahren der Anlage mit einem Abfahrgradienten von 100K/h ODER
 - Ansaugen der Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen aus dem Sumpf UND Abfahren mit den Frischdampf-Sicherheitsventilen

- Hochdruck-, Druckspeicher- und Niederdruckeinspeisungen zur Bildung eines für den kavitationsfreien Betrieb der Niederdruck pumpen ausreichend hohen Sumpfwasserstandes
- Niederdruck-Einspeisungen im Sumpfumwälzbetrieb durch die Nachkühlpumpen und Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlkette (1v8 ND-Einspeisungen im Sumpfumwälzbetrieb)

- **Übergang vom auslösenden Ereignis zu Systemschadenzuständen**

Die Übergangswahrscheinlichkeit vom Eintritt des kleinen Lecks am Druckhalter durch fehloffenes Sicherheitsventil zu einem Systemschadenzustand beträgt $4,8 \cdot 10^{-4}$. Mit der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses von $8,5 \cdot 10^4/a$ (vgl. Abschnitt 5.1.1) ergibt sich eine Häufigkeit von $4,0 \cdot 10^{-7}/a$ für den Eintritt eines Systemschadenzustands auf Grund des kleinen Lecks durch fehloffenes Sicherheitsventil.

- **Merkmale der Systemschadenzustände**

Das Ergebnis wird von Systemschadenzuständen mit Ausfällen primärseitiger Systemfunktionen bestimmt, wobei 58 % durch niedrigen Druck im Primärkreislauf und Karenzzeiten von 2 bis 4 h sowie 42 % durch mittleren Druck im Primärkreislauf und kurzen Karenzzeiten von ca. 1 h gekennzeichnet sind (vgl. Tabelle 5.5, Systemschadenzustand 1 und 4).

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Zur Häufigkeit der Systemschadenzustände tragen im Wesentlichen Ausfälle der Niederdruck-Einspeisungen im Sumpfumwälzbetrieb (58 %) und der Hochdruck-Einspeisungen (42 %) bei. Der Ausfall des automatischen 100K/h-Abfahrens spielt beim kleinen Leck am Druckhalter durch fehloffenes Sicherheitsventil keine nennenswerte Rolle für die Häufigkeit der Systemschadenzustände.

Die Ursachen für den Ausfall der Niederdruck-Einspeisung sind wie beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung vor allem unabhängige Ausfälle und GVA der Füllstandsmessungen in den Zellenkühlern der Nachkühlkette, GVA von Pumpen sowie von Armaturen der Nachkühlkette.

Zum Versagen aller vier Hochdruck-Einspeisungen tragen mit 35 % Ausfallkombinationen Betriebsversagen der Sicherheitseinspeisepumpen bei. Von Bedeutung sind außerdem unabhängige Ausfälle und GVA der Erstabsperungen im nuklearen Nachwärmeabfuhrsystem sowie GVA der Sicherheitseinspeisepumpen (Startversagen).

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Die höchsten Beiträge zur Häufigkeit von Systemschadenzuständen beim kleinen Leck am Druckhalter durch fehloffenes Sicherheitsventil liefern unabhängige Ausfälle der Füllstandsmessungen in den Zellenkühlern der Nachkühlkette, unabhängige Ausfälle der Erstabsperungen im nuklearen Nachwärmeabfuhrsystem und Betriebsversagen der Sicherheitseinspeisepumpen.

Ausfallkombination mit GVA haben einen Anteil von insgesamt ca. 59 %, menschliches Fehlverhalten ist mit 1 % von untergeordneter Bedeutung (vgl. Tabelle 5.6). Für beide Ausfallursachen gilt das in Abschnitt 5.2.1 Gesagte.

5.2.5 Dampferzeuger-Heizrohrleck, 1 - 6 cm²

- **Zur Beherrschung benötigte Systemfunktionen**

Beim Dampferzeuger-Heizrohrleck, 1 - 6 cm² werden Systemfunktionen zur primärseitigen Leckageergänzung, zum Isolieren des defekten Dampferzeugers und zur Wärmeabfuhr über die Sekundärseite unterschieden.

Bezüglich der primärseitigen Leckageergänzung wird unterschieden, ob ein Absinken des Druckhalter-Füllstandes unter 2,28 m verhindert werden kann oder nicht. Da der Druck im Reaktorkühlkreislauf auf Grund des Lecks der automatischen Kühlmittel-Druckabsenkung unter 1,1 MPa fällt, würden bei Unterschreiten des Füllstandes von 2,28 m die Notkühlkriterien vorliegen und u.a. die Primärkreis- und Gebäude abschlussignale ausgelöst werden. Die Mindestanforderungen an die Systemfunktion zur Vermeidung der Notkühlkriterien lassen sich zusammenfassen in

- Druckabsenkung im Primärkreis durch Druckhalter-Sprühen mit zwei der drei Hochdruck-Förderpumpen des Volumenregelsystems oder mit einer Hochdruck-Förderpumpe und zwei Zusatzborierpumpen jeweils in eine der zwei Sprühleitungen,

- Leckageergänzung durch Einspeisung in den Primärkreislauf mit zwei von drei Hochdruck-Förderpumpen oder mit einer Hochdruck-Förderpumpe und zwei der vier Zusatzborierpumpen, wobei in beiden Fällen die Hochdruck-Reduzierstation auf Mindestmenge schließen muss, und
- geregelte Frischdampf-Abgabe, d.h. keine primärseitige Unterkühlung durch Fehler der Regelung der Frischdampf-Umleiteinrichtung (zu schnelles Öffnen) bzw. bei Ausfall der Frischdampf-Umleiteinrichtung durch Fehler der Abblase-Regelung.

- **Abläufe mit Ausfall der Systemfunktion zur Vermeidung der Notkühlkriterien**

Können die Notkühlkriterien nicht vermieden werden (Ausfall der Systemfunktion zur Vermeidung der Notkühlkriterien), dann ist zur primärseitigen Leckageergänzung mindestens eine von vier Hochdruck-Sicherheitseinspeisungen erforderlich. Auf Grund der begrenzten primärseitigen Borwasservorräte (Flutbecken) muss die Leckage rechtzeitig beendet werden. Hierzu ist der defekte Dampferzeuger zu detektieren und zu isolieren sowie die Dampferzeuger-Druckabsicherung hochzusetzen (durch Hochsetzen der Ansprechdrücke des Abblaseregel- und Sicherheitsventils im Strang mit defektem Dampferzeuger).

Die Isolation ist erfolgreich, wenn die entsprechenden Frischdampf-, Speisewasser- und Abschlammleitungen abgesperrt werden können und der defekte Dampferzeuger nicht überspeist wird. Bei Überspeisung des defekten Dampferzeugers wird vom Ausfall des Isolierens ausgegangen, da auf Grund der Förderhöhe der An- und Abfahrpumpen das Frischdampf-Abblaseregelventil anspricht.

Eine Voraussetzung für die Durchführung der Isolation des defekten Dampferzeugers ist die Funktion des automatischen sekundärseitigen Abfahrens auf den abgesenkten Maximal-Sollwert des Frischdampfdrucks. Hierzu muss die Wärmeabfuhr über mindestens einen der drei intakten Dampferzeuger erfolgen, wobei der Frischdampf über die Frischdampf-Umleiteinrichtung oder über mindestens eines von drei Frischdampf-Abblaseregelventilen der intakten Dampferzeuger abgegeben werden kann. Das Heizrohrleck ist beherrscht, wenn diese Voraussetzung erfüllt ist und

- die Isolation erfolgt oder
- eine sekundärseitige Langzeit-Nachwärmeabfuhr über mindestens einen Dampferzeuger und mindestens ein Abblaseregelventil verfügbar ist.

Im ersten Fall ist die primärseitige Leckage beendet. Im zweiten Fall kann die primärseitige Leckage durch die Hochdruck-Sicherheitseinspeisung ergänzt werden. Mit den vorhandenen Deionat- bzw. Borwasservorräten kann die Anlage in den Zustand „unterkritisch kalt“ abgefahren werden.

Bei den beschriebenen Abläufen wurde davon ausgegangen, dass als Voraussetzung für das Isolieren das automatische sekundärseitige Abfahren auf den abgesenkten Maximal-Sollwert des Frischdampfdrucks funktioniert hat. Die Isolation ist aber auch durchzuführen, wenn das automatische sekundärseitige Abfahren ausfällt, beispielsweise weil weder die Frischdampf-Umleiteinrichtung zur Verfügung steht noch die drei Abblaseregelventile in den Strängen der intakten Dampferzeuger öffnen. Nach Betriebshandbuch ist der defekte Dampferzeuger abzusperren, wenn sein Füllstand 15 m erreicht. Da in dem behandelten Ablauf die Notkühlkriterien vorliegen (wegen Ausfall der Systemfunktion zur Vermeidung der Notkühlkriterien) und damit eine Hochdruck-Sicherheitseinspeisung erfolgt, ist davon auszugehen, dass der Wasserstand über diesen Grenzwert ansteigt. Gelingt die Isolation („spätes Isolieren“) und kann die Wärmeabfuhr über einen der drei intakten Dampferzeuger und eines der drei Frischdampf-Sicherheitsventile erfolgen, wird der Ablauf auf Grund der Deionatvorräte (für mehr als 10 h) als beherrscht angesehen.

- **Abläufe mit erfolgreicher Systemfunktion zur Vermeidung der Notkühlkriterien**

Bei erfolgreicher Systemfunktion zur Vermeidung der Notkühlkriterien sind die Anforderungen an das Isolieren des defekten Dampferzeugers geringer als oben beschrieben: Ein Hochsetzen der Dampferzeuger-Druckabsicherung ist in diesem Fall nicht erforderlich. Für die Systemfunktionen

- automatisches sekundärseitiges Abfahren auf den abgesenkten Maximal-Sollwert des Frischdampfdrucks und
- sekundärseitige Langzeit-Nachwärmeabfuhr

ergeben sich dieselben Mindestanforderungen wie bei den Abläufen mit Vorliegen der Notkühlkriterien. Eine Hochdruck-Sicherheitseinspeisung zur primärseitigen Leckageergänzung ist nur erforderlich, wenn diese beiden Systemfunktionen versagen. In diesem Fall kann das Heizrohrleck durch „spätes Isolieren“ und Wärmeabfuhr über einen der drei intakten Dampferzeuger und eines der drei Frischdampf-Sicherheits-

ventile beherrscht werden. Die Voraussetzung für die Durchführung der Isolation (Füllstand im defekten Dampferzeuger ≥ 15 m) liegt vor, nachdem Borwasservorräte im Volumenregelsystem verbraucht sind und die Leckageergänzung durch die Hochdruck-Sicherheitseinspeisungen erfolgt. Für die Leckageergänzung ist mindestens eine der vier Einspeisungen erforderlich.

- **Übergang vom auslösenden Ereignis zu Systemschadenzuständen**

Die Wahrscheinlichkeit des Übergangs vom auslösenden Ereignis zu einem Systemschadenzustand beträgt $8,5 \cdot 10^{-5}$. Mit der Häufigkeit von $2,3 \cdot 10^{-3}/a$ für den Eintritt eines Dampferzeuger-Heizrohrlecks, $1 - 6 \text{ cm}^2$ (vgl. Abschnitt 5.1.1), ergibt sich eine Häufigkeit der Systemschadenzustände von $2,0 \cdot 10^{-7}/a$.

- **Merkmale der Systemschadenzustände**

Die Systemschadenzustände sind durch mittleren Druck im Primärkreis gekennzeichnet. In etwa 83 % der Abläufe stehen Karenzzeiten von mehr als 10 h zur Verfügung, bei etwa 17 % der Systemschadenzustände verkürzen sich diese Zeiten auf 2 bis 3 h. Im ersten Fall gehen die Systemschadenzustände auf Ausfälle sekundärseitiger Sicherheitsfunktionen zurück (Ausfall des Isolierens des defekten Dampferzeugers und Ausfall der Langzeit-Nachwärmeabfuhr), im zweiten Fall sind Ausfälle primärseitiger Systeme (Ausfall der Hochdruckeinspeisungen bei Anregung der Notkühlkriterien) betroffen.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Zur Häufigkeit von Systemschadenzuständen tragen mit 83 % Ausfälle des Isolierens des defekten Dampferzeugers in Kombination mit einem Versagen der Langzeit-Nachwärmeabfuhr bei. Der Rest von etwa 17 % geht auf Abläufe zurück, bei denen die Anregung der Notkühlkriterien nicht verhindert werden konnten und die Hochdruck-Einspeisungen versagen.

Das Isolieren des defekten Dampferzeugers fällt im Wesentlichen durch Versagen der FD-Abschlussarmatur (schließt nicht) im defekten Strang (ca. 60 %) oder durch Versagen der zum Isolieren erforderlichen Handmaßnahmen (ca. 40 %) aus. Zum Ausfall der

Langzeit-Nachwärmeabfuhr über die Sekundärseite führt vor allem der GVA aller vier Abblaseregelventile.

Die Notkühlkriterien werden vor allem angeregt, weil das Druckhalter-Sprühen ausfällt (Rückschlagklappe in der Hilfssprühleitung öffnet nicht) oder die FDU durch Fehler in der FDU-Regelung zu schnell öffnet. Die in diesen Fällen erforderliche Hochdruck-Einspeisung versagt im Wesentlichen durch Betriebsversagen der Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen und Ausfälle der Erstabsperungen im Nachkühlsystem (vgl. Abschnitt 5.2.1).

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Die Häufigkeit von Systemschadenzuständen wird zu 70 % von Ausfallkombinationen mit Versagen aller vier Frischdampf-Abblaseregelventile durch GVA bestimmt (Ausfall der Langzeit-Nachwärmeabfuhr). Das Nicht-Schließen des Frischdampf-Absperrventils in der Frischdampfleitung des defekten Dampferzeugers trägt 37 % bei, der Ausfall der Handmaßnahmen zum Isolieren des defekten Dampferzeugers hat einen Anteil von 40 %.

GVA tragen insgesamt 88 %, menschliche Fehlhandlungen 40 % bei, wobei letzteres im Wesentlichen die Maßnahmen zum Isolieren des defekten Dampferzeugers betrifft.

5.2.6 Notstromfall

- **Zur Beherrschung erforderliche Systemfunktionen**

Beim Notstromfall kann die Nachwärme über einen der vier Dampferzeuger abgeführt werden. Die Dampferzeuger können betrieblich durch die An- und Abfahrpumpen oder durch das Notspeisesystem bespeist werden. Fallen sowohl die betriebliche Bespeisung als auch die automatische Anregung der Bespeisung durch das Notspeisesystem aus, kann der Störfall beherrscht werden, wenn ein Notspeisestrang von Hand in Betrieb genommen wird, bevor der Wasserstand im Reaktordruckbehälter unter die Oberkante des Kerns abfällt. Beim Notstromfall stehen für diese Handmaßnahme ein bis zwei Stunden zur Verfügung. Für die Frischdampfabgabe ist die Funktion von mindestens einem der vier Abblaseregelventile oder einem der vier

Sicherheitsventile erforderlich. In der Ereignisablaufanalyse für den Notstromfall wird unterschieden, ob der Frischdampfsammler zur Verfügung steht oder auf Grund systemtechnischer Ausfälle nicht eingesetzt werden kann („Auftrennung des Frischdampfsystems“). Bei aufgetrenntem Frischdampfsystem ergeben sich höhere Anforderungen an die Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe: der Frischdampf eines Dampferzeugers kann nur über das Abblaseregelventil bzw. Sicherheitsventil des zugeordneten Frischdampfstranges abgegeben werden. Im Einzelnen werden beim Notstromfall folgende Systemfunktionen unterschieden:

- Frischdampfsammler verfügbar
- Dampferzeuger-Bespeisung bei verfügbarem Frischdampfsammler durch
 - 1v2 Strängen des An- und Abfahrssystem ODER
 - 1v4 Strängen des Notspeisesystems
- Frischdampfabgabe bei verfügbarem Frischdampfsammler über 1v4 Abblaseregelventilen
- Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe bei ausgefallenem Frischdampfsammler über 1v4 Dampferzeugern mit
 - Bespeisung des Dampferzeugers durch 1v2 Strängen des An- und Abfahrssystem oder des entsprechenden Notspeisestrangs UND
 - Frischdampfabgabe über das zugeordnete Abblaseregelventil

Die Anforderungen an die Speisewasserversorgung beinhalten die Nachspeisung von Deionat in den Speisewasserbehälter durch eine der zwei Deionatnachfüllpumpen.

Die Systemfunktionen entsprechen weitgehend denen des „Ausfalls Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke“ (Abschnitt 5.2.9), mit der Einschränkung, dass beim Notstromfall auf Grund des Ausfalls der Stromversorgung für die Eigenbedarfschienen zusätzliche Anforderungen an die elektrische Energieversorgung zu stellen sind. Diese Anforderungen werden aus Gründen der Praktikabilität nicht als eigene Systemfunktion dargestellt, sondern im Fehlerbaum modelliert.

- **Übergang vom auslösenden Ereignis zu Systemschadenzuständen**

Die Wahrscheinlichkeit des Übergangs vom Eintritt des Notstromfalls zu Systemschadenzuständen beträgt $5,5 \cdot 10^{-5}$. Bei der Häufigkeit des Notstromfalls von $2,5 \cdot 10^{-2}/a$ (vgl. Abschnitt 5.1.1) ergibt dies eine Häufigkeit für Systemschadenzustände auf Grund eines Notstromfalls von $1,4 \cdot 10^{-6}/a$.

- **Merkmale der Systemschadenzustände**

Die Systemschadenzustände beim Notstromfall sind durch hohen Druck im Primärkreislauf gekennzeichnet. Für 95 % der Häufigkeit eines Systemschadenzustandes liegen die Karenzzeiten zur Verhinderung eines Kernschadenzustandes bei 2 bis 3 h. Bei den restlichen 5 % stehen nur 1 bis 2 h zur Verfügung (vgl. Tabelle 5.5, Systemschadenzustände 6 und 7).

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Der wesentliche Anteil der Häufigkeit eines Systemschadenzustandes (95 %) geht auf Ausfälle der Dampferzeuger-Bespeisung zurück. Ausfälle der Frischdampf-Abgabe spielen dagegen mit 5 % eine untergeordnete Rolle.

Zum Versagen der Dampferzeuger-Bespeisung führt der Ausfall sowohl der betrieblichen Bespeisung durch die An- und Abfahrpumpen als auch der Bespeisung durch das Notspeisesystem. Bei der betrieblichen Bespeisung spielen Betriebsversagen der Deionatnachfüllpumpen und GVA der Schwachlast-Regelventile, der Regelventile im Deionatsystem (Ausfall der Deionatnachspeisung in den Speisewasserbehälter) sowie im An- und Abfahrssystem die größte Rolle. Zum Ausfall des Notspeisesystems tragen vor allem die Notspeisediesel und Notspeisepumpen (Startversagen durch GVA und Betriebsversagen) sowie die Regelventile zur Druckhaltung und die Absperrschieber in den Einspeiseleitungen bei (jeweils GVA). Ein GVA aller 48-V-Batterien des Notnetzes 2 führt zum Versagen der automatischen Zuschaltung sowohl der Notspeisediesel des Notnetzes 2 als auch der Reaktorschutzsignale und deren Freigabesignale. Dadurch werden auch die Notspeisediesel des Notnetzes 1 nicht gestartet und es fallen damit die betriebliche Bespeisung durch die An- und Abfahrpumpen und die Bespeisung durch das Notspeisesystem aus. Der Anteil am Versagen der Dampfer-

zeuger-Bespeisungen beträgt ca. 16 %. Im Übrigen spielen Ausfälle der elektrischen Energieversorgung keine nennenswerte Rolle.

Die Frischdampf-Abgabe versagt nahezu ausschließlich auf Grund von GVA, wobei der GVA der vier Abblaseregelventile und der vier Sicherheitsventile mit 75 % den höchsten Anteil liefert. Die restlichen 25 % gehen im Wesentlichen auf Ausfallkombinationen mit GVA der vier Abblaseregelventile und GVA der Magnetsteuerventile für die Sicherheitsventile bzw. GVA der Sicherheitsventile (Hauptventile) zurück.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Zur Häufigkeit von Systemschadenzuständen beim Notstromfall tragen vor allem GVA aller vier Regelventile (insbesondere Druckhalterregelventile im Notspeisesystem und Schwachlast-Regelventile), GVA der Notspeisediesel und -pumpen, Betriebsversagen der Deionatnachfüllpumpen sowie der GVA aller 48-V-Batterien des Notnetzes 2 bei.

GVA sind insgesamt mit 95 % am Ergebnis für die Häufigkeit von Systemschadenzuständen beteiligt. Knapp die Hälfte (44 %) sind auf Ausfallkombinationen zurückzuführen, die ausschließlich GVA enthalten, der größere Anteil (51 %) betrifft Kombinationen aus GVA und unabhängigen Ausfällen.

Ausfälle von Handmaßnahmen spielen für das Ergebnis keine Rolle.

5.2.7 Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke

- **Zur Beherrschung erforderliche Systemfunktionen**

Im Gegensatz zu den auslösenden Ereignissen „Notstromfall“ (vgl. Abschnitt 5.2.6) und „Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke“ (vgl. Abschnitt 5.2.9) kann die Hauptwärmesenke (Frischdampf-Umleiteinrichtung) zur Frischdampfabgabe genutzt werden. Im Übrigen entsprechen die erforderlichen Systemfunktionen denen des Notstromfalls. Im Einzelnen werden beim „Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke“ folgende Systemfunktionen unterschieden:

- Frischdampfsammler verfügbar
- Dampferzeuger-Bespeisung bei verfügbarem Frischdampfsammler durch
 - 1v2 Strängen des An- und Abfahrssystems ODER
 - 1v4 Strängen des Notspeisesystems
- Frischdampfabgabe bei verfügbarem Frischdampfsammler über
 - Frischdampf-Umleiteinrichtung ODER
 - 1v4 Abblaseregelventilen
- Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe bei ausgefallenem Frischdampfsammler über 1v4 Dampferzeugern mit
 - Bespeisung des Dampferzeugers durch 1v2 Strängen des An- und Abfahrssystems oder des entsprechenden Notspeisestrangs UND
 - Frischdampfabgabe über das zugeordnete Abblaseregelventil

Die Anforderungen an die Speisewasserversorgung beinhalten die Nachspeisung von Deionat in den Speisewasserbehälter durch eine der zwei Deionatnachfüllpumpen, wenn die Hauptwärmesenke im Verlauf der Transiente ausfällt (Frischdampf-Umleiteinrichtung öffnet nicht oder Frischdampfsammler ausgefallen).

- **Übergang vom auslösenden Ereignis zu Systemschadenzuständen**

Die Wahrscheinlichkeit des Übergangs vom Eintritt des auslösenden Ereignisses zu Systemschadenzuständen beträgt $1,9 \cdot 10^{-5}$. Mit der Häufigkeit des „Ausfalls Hauptspeisewasser und Ausfalls Hauptwärmesenke“ von $1,2 \cdot 10^{-1}/a$ (vgl. Abschnitt 5.1.1) ergibt sich eine Häufigkeit für Systemschadenzustände von $2,2 \cdot 10^{-6}/a$.

- **Merkmale der Systemschadenzustände**

Die Systemschadenzustände beim „Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke“ sind wie beim „Notstromfall“ durch hohen Druck im Primärkreislauf gekennzeichnet, wobei nun fast ausschließlich Karenzzeiten von 2 bis 3 h zur Verhinderung eines Kernschadenzustands zur Verfügung stehen (vgl. Tabelle 5.5, Systemschadenzustand 7). Die Übergangswahrscheinlichkeit vom auslösenden Ereignis zum Systemschadenzustand 7 ist nur halb so groß wie beim „Notstromfall“.

Dies erklärt sich aus den geringeren Anforderungen an die Dampferzeuger-Bespeisung bzw. an die elektrische Energieversorgung (darauf wird im Folgenden näher eingegangen).

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Die Häufigkeit eines Systemschadenzustands geht fast ausschließlich auf Ausfälle der Dampferzeuger-Bespeisung zurück. Ausfälle der Frischdampf-Abgabe spielen dagegen keine Rolle für das Ergebnis. Dies erklärt sich dadurch, dass im Gegensatz zu den Betriebstransienten mit Ausfall der Hauptwärmesenke (z.B. der „Notstromfall“) die Hauptwärmesenke genutzt werden kann.

Zum Versagen der Dampferzeuger-Bespeisung führt wie beim „Notstromfall“ der Ausfall sowohl der betrieblichen Bespeisung durch die An- und Abfahrpumpen als auch der Bespeisung durch das Notspeisesystem. Der Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung auf Grund des Batterie-GVAs spielt beim „Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke“ keine Rolle. Außerdem ist im Gegensatz zum „Notstromfall“ (und generell den Betriebstransienten mit Ausfall der Hauptwärmesenke) das Versagen der Nachspeisung von Deionat in den Speisewasserbehälter von untergeordneter Bedeutung (betriebliche Bespeisung). Die Nachspeisung von Deionat ist beim „Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke“ nur erforderlich, wenn die Hauptwärmesenke im Verlauf der Transiente ausfällt und der Frischdampf über Dach abgegeben wird. Diese Unterschiede zum „Notstromfall“ erklären die höhere Verfügbarkeit der Dampferzeuger-Bespeisung.

Zum Ausfall der betrieblichen Dampferzeuger-Bespeisung tragen vor allem GVA der Schwachlast-Regelventile, GVA und unabhängige Ausfälle der Druckhalte-Regelventile im An- und Abfahrssystem sowie Startversagen der An- und Abfahrpumpen bei. Die Dampferzeuger-Bespeisung durch das Notspeisesystem fällt hauptsächlich auf Grund von GVA der Regelventile zur Druckhaltung, Startversagen (GVA) und Betriebsversagen der Notspeisediesel und Notspeisepumpen sowie durch GVA der Absperrschieber in den Einspeiseleitungen aus.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Insgesamt sind die höchsten Beiträge einzelner Ausfallursachen zur Häufigkeit eines Systemschadenzustands auf GVA der Schwachlast-Regelventile (35 %), GVA der Druckhalte-Regelventile im Notspeisesystem (29 %), GVA mit Startversagen der Notspeisediesel (26 %) und GVA mit Startversagen der An- und Abfahrpumpen (16 %) zurückzuführen.

GVA sind insgesamt mit 97 % am Ergebnis für die Häufigkeit von Systemschadenzuständen beteiligt und bestimmen somit wie beim „Notstromfall“ das Ergebnis. Ausfälle von Handmaßnahmen spielen wie beim „Notstromfall“ und den anderen Betriebstransienten für das Ergebnis keine Rolle.

5.2.8 Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser

- **Zur Beherrschung erforderliche Systemfunktionen**

Analog zu den bisher behandelten Betriebstransienten werden beim Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser folgende Systemfunktionen unterschieden:

- Frischdampfsammler verfügbar
- Dampferzeuger-Bespeisung bei verfügbarem Frischdampfsammler durch
 - 1v3 Strängen des Hauptspeisesystems (Schwachlast) UND
 - 1v2 Strängen des An- und Abfahrsystems ODER
 - 1v4 Strängen des Notspeisesystems
 - Frischdampfabgabe bei verfügbarem Frischdampfsammler über 1v4 Abblaseregelventilen
- Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe bei ausgefallenem Frischdampfsammler über 1v4 Dampferzeugern mit
 - Bespeisung des Dampferzeugers durch 1v2 Strängen des An- und Abfahrsystems oder des entsprechenden Notspeisestrangs UND
 - Frischdampfabgabe über das zugeordnete Abblaseregelventil

Die Anforderungen an die Speisewasserversorgung beinhalten die Nachspeisung von Deionat in den Speisewasserbehälter durch eine der zwei Deionatnachfüllpumpen.

- **Übergang vom auslösenden Ereignis zu Systemschadenzuständen**

Die Wahrscheinlichkeit des Übergangs vom „Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser“ zu Systemschadenzuständen beträgt $4,3 \cdot 10^{-5}$. Mit der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses von $3,8 \cdot 10^{-2}/a$ (vgl. Abschnitt 5.1.1) ergibt sich eine Häufigkeit für Systemschadenzustände auf Grund eines „Ausfalls Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser“ von $1,6 \cdot 10^{-6}/a$.

- **Merkmale der Systemschadenzustände**

Die Systemschadenzustände sind wie bei den bisher behandelten Betriebstransienten durch hohen Druck im Primärkreislauf gekennzeichnet. Ähnlich dem „Notstromfall“ liegen die Karenzzeiten zur Verhinderung eines Kernschadenzustandes in 94 % der Fälle (Eintritt eines Systemschadenzustandes) bei 2 bis 3 h und in 6 % bei 1 bis 2 h (vgl. Tabelle. 5.5, Systemschadenzustand 6 und 7).

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Die Häufigkeit eines Systemschadenzustands geht zu 94 % auf Ausfälle der Dampferzeuger-Bespeisung zurück. Ausfälle der Frischdampf-Abgabe spielen mit 6 % nur eine untergeordnete Rolle für das Ergebnis.

Die zum Versagen der Dampferzeuger-Bespeisung führenden Ausfallkombinationen entsprechen weitgehend denen des „Notstromfalls“ (vgl. Abschnitt 5.2.6) mit folgenden Einschränkungen: Beim „Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser“ spielen Ausfälle von Komponenten der elektrischen Energieversorgung (insbesondere ein Batterie-GVA) keine Rolle. Da die Hauptspeisepumpen nach dem auslösenden Ereignis weiter laufen, sind Ausfälle des An- und Abfahrsystems von geringerer Bedeutung. Andererseits liefern Ausfallkombinationen mit GVA der Volllast-Regelventile (schließen nicht) einen zusätzlichen Beitrag. Die Volllast-Regelventile müssen wegen der laufenden Hauptspeisepumpen schließen, um eine Dampferzeuger-Überspeisung zu verhindern. Der Ausfall eines Volllast-Regelventils (schließt nicht)

führt beim betreffenden Dampferzeuger zur Überspeisung mit Absperrung der betrieblichen Bespeisung durch Hauptspeisesystem sowie An- und Abfahrssystem.

Zum Ausfall der Frischdampfabgabe führen dieselben Ausfallkombinationen wie beim „Notstromfall“ (vgl. Abschnitt 5.2.6).

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Insgesamt tragen vor allem folgende Ausfallursachen zur Häufigkeit eines System-schadenzustands bei: GVA der Druckhalte-Regelventile im Notspeisesystem (28 %), GVA mit Startversagen der Notspeisediesel (24 %), Betriebsversagen der Deionat-Nachfüllpumpen (21 %) und GVA der Schwachlast- sowie der Vollast-Regelventile (schließen nicht) mit jeweils 16 %.

Wie bei den anderen Betriebstransienten haben GVA einen hohen Anteil (94 %) und Ausfälle von Handmaßnahmen keinen nennenswerten Anteil an der Häufigkeit von Systemschadenzuständen.

5.2.9 Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke

- **Zur Beherrschung erforderliche Systemfunktionen**

Wie beim „Notstromfall“ stehen zur Nachwärmeabfuhr über die Sekundärseite das Hauptspeisewasser und die Hauptwärmesenke nicht zur Verfügung. Die beim „Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke“ geringeren Anforderungen an die elektrische Energieversorgung werden im Fehlerbaum berücksichtigt. Im Übrigen entsprechen die benötigten Systemfunktionen denen des Notstromfalls. Im Einzelnen werden folgende Systemfunktionen unterschieden:

- Frischdampfsammler verfügbar
- Dampferzeuger-Bespeisung bei verfügbarem Frischdampfsammler durch
 - 1v2 Strängen des An- und Abfahrsystems ODER
 - 1v4 Strängen des Notspeisesystems
- Frischdampfabgabe bei verfügbarem Frischdampfsammler über 1v4 Abblaseregelventilen

- Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe bei ausgefallenem Frischdampfsammler über 1v4 Dampferzeugern mit
 - Bespeisung des Dampferzeugers durch 1v2 Strängen des An- und Abfahrsystems oder des entsprechenden Notspeisestrangs UND
 - Frischdampfabgabe über das zugeordnete Abblaseregelventil

Die Anforderungen an die Speisewasserversorgung beinhalten die Nachspeisung von Deionat in den Speisewasserbehälter durch eine der zwei Deionatnachfüllpumpen.

- **Übergang vom auslösenden Ereignis zu Systemschadenzuständen**

Die Wahrscheinlichkeit des Übergangs vom Eintritt des „Ausfalls Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser“ zu Systemschadenzuständen beträgt $3,7 \cdot 10^{-5}$. Mit der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses von $7,5 \cdot 10^{-3}/a$ (vgl. Abschnitt 5.1.1) ergibt sich eine Häufigkeit für Systemschadenzustände auf Grund eines „Ausfalls Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser“ von $2,9 \cdot 10^{-7}/a$.

- **Merkmale der Systemschadenzustände**

Die Systemschadenzustände sind wie bei den bisher behandelten Betriebstransienten durch hohen Druck im Primärkreislauf gekennzeichnet. Ähnlich wie beim „Notstromfall“ und dem „Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser“ liegen die Karenzzeiten zur Verhinderung eines Kernschadenzustandes in 94 % der Fälle (Eintritt eines Systemschadenzustandes) bei 2 bis 3 h und in 6 % bei 1 bis 2 h (vgl. Tabelle 5.5, Systemschadenzustand 6 und 7).

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Die Häufigkeit eines Systemschadenzustands geht zu 94 % auf Ausfälle der Dampferzeuger-Bespeisung zurück. Ausfälle der Frischdampf-Abgabe spielen mit 6 % nur eine untergeordnete Rolle.

Die zum Versagen der Dampferzeuger-Bespeisung führenden Ausfallkombinationen entsprechen weitgehend denen des „Notstromfalls“ (vgl. Abschnitt 5.2.6) mit der Einschränkung, dass beim „Ausfall Hauptwärmesenke und Ausfall Hauptspeisewasser“

Ausfälle von Komponenten der elektrischen Energieversorgung (insbesondere ein Batterie-GVA) keine Rolle spielen. Die Nichtverfügbarkeit der Dampferzeuger-Bespeisung ist bei dieser Transiente geringfügig niedriger.

Zum Ausfall der Frischdampfabgabe führen dieselben Ausfallkombinationen wie beim „Notstromfall“ (vgl. Abschnitt 5.2.6).

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Insgesamt tragen vor allem folgende Ausfallursachen zur Häufigkeit eines System-schadenzustands bei: GVA der Druckhalte-Regelventile im Notspeisesystem (28 %), GVA mit Startversagen der Notspeisediesel (24 %), Betriebsversagen der Deionat-Nachfüllpumpen (21 %) und GVA der Schwachlast- sowie der Volllast-Regelventile (schließen nicht) mit jeweils 16 %.

Wie bei den anderen Betriebstransienten haben GVA einen hohen Anteil (93 %) und Ausfälle von Handmaßnahmen keinen nennenswerten Anteil an der Häufigkeit von Systemschadenzuständen. Der GVA-Anteil setzt sich aus Kombinationen mit ausschließlich GVA (36 %) und aus Kombinationen GVA/unabhängige Ausfälle (57 %) zusammen.

5.2.10 Bruch einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters

- **Zur Beherrschung erforderliche Systemfunktionen**

Der Bruch einer Frischdampfleitung wird im Bereich der Leitungen nach den Frischdampf-Abschlussarmaturen unterstellt. Der Störfall wird beherrscht, wenn mindestens zwei Dampferzeuger vom Leck isoliert werden können und die Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe in mindestens einem isolierten Strang funktionieren. Das Hauptspeisewasser steht auf Grund der Abschaltssignale für die Speisepumpen durch den Druckabfall im Frischdampfsystem nicht zur Verfügung. Die Isolation eines Dampferzeugers erfolgt durch Schließen der entsprechenden Frischdampf-Abschlussarmatur. Die Ereignisabläufe werden nach der Anzahl der isolierten Dampferzeuger unterschieden.

Bei Versagen genau einer Frischdampf-Abschlussarmatur wird die betriebliche Bespeisung (An- und Abfahrssystem) durch Reaktorschutzsignale (auf Grund des Druckabfalls im betroffenen Dampferzeuger) abgesperrt. Zur Beherrschung des Störfalls sind in diesem Fall die Bespeisung mindestens eines der isolierten Dampferzeuger durch das Notspeisesystem und die Frischdampfabgabe eines bespeisten Dampferzeugers erforderlich.

Fallen genau zwei Frischdampf-Abschlussarmaturen aus, dann können die Bespeisung und Frischdampfabgabe geregelt über isolierten Dampferzeuger oder ungeregelt über die „offenen“ Dampferzeuger erfolgen.

Der Ausfall der Isolierung von drei oder vier Dampferzeugern wird nicht weiter untersucht und als Systemschadenzustand angesehen.

Es werden im Einzelnen folgende Systemfunktionen unterschieden:

- Frischdampfseitiges Isolieren aller Dampferzeuger
(Schließen von 4v4 Frischdampf-Abschlussarmaturen)
 - Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe über 1v4 Strängen. Bespeisung durch 1v2 Strängen des An- und Abfahrssystems oder 1v4 Strängen des Notspeisesystems, Frischdampf-Abgabe durch 1v4 Abblaseregelventilen/Sicherheitsventile.
- Frischdampfseitiges Isolieren von drei Dampferzeugern
(Schließen von drei Frischdampf-Abschlussarmaturen)
 - Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe über 1v3 Strängen. Bespeisung durch 1v3 Strängen des Notspeisesystems. Frischdampf-Abgabe: 1v3 Abblaseregelventilen/Sicherheitsventile.
- Frischdampfseitiges Isolieren von zwei Dampferzeugern
(Schließen von zwei Frischdampf-Abschlussarmaturen)
 - Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe über 1v2 Strängen mit isolierten Dampferzeugern. Bespeisung durch 1v2 Strängen des Notspeisesystems. Frischdampf-Abgabe durch 1v2 Abblaseregelventilen/Sicherheitsventile ODER
 - Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe über 1v2 Strängen mit offenen Dampferzeugern. Bespeisung durch 1v2 Strängen des Notspeisesystems.

- **Übergang vom auslösenden Ereignis zu Systemschadenzuständen**

Die Wahrscheinlichkeit des Übergangs „Bruch einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters“ zu Systemschadenzuständen beträgt $8,1 \cdot 10^{-4}$. Mit der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses von $1,6 \cdot 10^{-4}/a$ (vgl. Abschnitt 5.1.1) ergibt sich eine Häufigkeit für Systemschadenzustände auf Grund eines „Bruchs einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters“ von $1,3 \cdot 10^{-7}/a$.

- **Merkmale der Systemschadenzustände**

Die Systemschadenzustände sind wie bei den bisher behandelten Betriebstransienten durch hohen Druck im Primärkreislauf gekennzeichnet. Dominant sind die Ereignisabläufe, bei denen drei oder vier Dampferzeuger nicht isoliert werden können. Die daraus resultierenden Systemschadenzustände werden nicht weiter untersucht. Es werden allerdings Karenzzeiten von mehr als 2 h erwartet.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Die Häufigkeit eines Systemschadenzustands geht überwiegend auf Ausfälle der Isolierung von drei oder vier Dampferzeugern zurück. Ausfälle der Dampferzeuger-Bespeisung und Ausfälle der Frischdampf-Abgabe spielen eine untergeordnete Rolle.

Zum Versagen der Isolierung mehrerer Dampferzeuger führen im Wesentlichen GVA der Magnetsteuerventile und der Hauptarmaturen der Frischdampf-Abschlussventile.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Insgesamt tragen vor allem folgende Ausfallursachen zur Häufigkeit eines Systemschadenzustands bei: GVA der Magnetsteuerventile (45 %) und der Hauptarmaturen (37 %) für die Frischdampf-Abschlussventile sowie unabhängige Ausfälle der Hauptarmaturen (14 %).

Der Anteil von GVA beträgt insgesamt 88 %, Ausfälle von Handmaßnahmen haben keinen nennenswerten Anteil an der Häufigkeit von Systemschadenzuständen. Der GVA-Anteil setzt sich hauptsächlich aus Kombinationen mit ausschließlich GVA (81 %) und aus Kombinationen GVA mit unabhängigen Ausfällen (7 %) zusammen.

5.2.11 Bruch einer Speisewasserleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters

- **Zur Beherrschung erforderlicher Systemfunktionen**

Der Bruch einer Speisewasserleitung wird auf der Druckseite einer Hauptspeisepumpe zwischen Rückschlagventil nach der Pumpe und Pumpendruckschieber in einem der drei Stränge des Speisewasserleitungssystems unterstellt. Diese Leitungsabschnitte stellen die bezüglich der Beherrschung ungünstigsten Bereiche dar. Wie bei den Betriebstransienten muss mindestens ein Dampferzeuger bespeist werden, und die Frischdampfabgabe muss über mindestens ein Abblaseregelventil oder Sicherheitsventil erfolgen. Die betrieblichen Bespeisungen durch das Hauptspeisesystem bzw. das An- und Abfahrssystem stehen auf Grund des Bruchs der Speisewasserleitung nicht zur Verfügung. Die Bespeisungen durch das Notspeisesystem und die Frischdampfabgabe sind nur in denjenigen Dampferzeugern wirksam, die speisewasserseitig vom Leck isoliert werden.

Zur Isolation eines Dampferzeugers ist die Rückschlagfunktion des Rückschlagventils in der Einspeiseleitung vor dem Dampferzeuger oder die automatische Schließfunktion weiterer Armaturen erforderlich. Bei den Ereignisabläufen wird zunächst unterschieden, ob alle vier Dampferzeuger durch ihre Rückschlagventile von den Speisewasserleitungen isoliert werden oder ob ein Rückschlagventil versagt. Im ersten Fall wird die Transiente beherrscht, wenn einer von vier Dampferzeugern durch das Notspeisesystem bespeist wird und wenn die Frischdampfabgabe über eine von vier Abblaseregelventilen bzw. Sicherheitsventilen erfolgt (bei nicht verfügbarem Frischdampfsammler muss die Frischdampfabgabe aus dem bespeisten Dampferzeuger erfolgen, vgl. Betriebstransienten). Fällt im zweiten Fall in mindestens einem Dampferzeuger das dampferzeugerseitige Rückschlagventil (schließt nicht) aus, dann kann der betroffene Dampferzeuger durch automatisches (Reaktorschutzsignale) Schließen der Speisewasserleitungen (Volllast- und Schwachlaststränge) isoliert werden. Da in diesem Fall auch die Frischdampf-Absperrarmaturen durch Reaktorschutzsignale geschlossen werden, steht der Frischdampfsammler nicht zur Verfügung. Für Ereignisablaufanalyse wird im Weiteren unterschieden, in wie vielen Redundanzen neben dem Versagen des dampferzeugerseitigen Rückschlagventils auch die Absperrung der Speisewasserleitungen ausfällt und damit die Isolierung des Dampferzeugers misslingt. Fallen maximal zwei Dampferzeuger durch Versagen der Isolierung aus, dann sind zur Beherrschung eine Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe über mindestens einen der

verbleibenden Stränge erforderlich. Misslingt die Isolierung bei drei oder vier Dampferzeugern, dann wird pessimistisch das Vorliegen eines Systemschadenzustands unterstellt. Es werden im Einzelnen folgende Systemfunktionen unterschieden:

- Speisewasserseitiges Isolieren aller vier Dampferzeuger durch die dampferzeugerseitigen Rückschlagventile in den Speisewasserleitungen
 - Frischdampfsammler verfügbar
 - Dampferzeuger-Bespeisung durch 1v4 Strängen des Notspeisesystems
 - Frischdampfabgabe über 1v4 Abblaseregelventilen bzw. 1v4 Sicherheitsventilen

- Speisewasserseitiges Isolieren von drei Dampferzeugern durch die dampferzeugerseitigen Rückschlagventile in den Speisewasserleitungen
 - Speisewasserseitiges Isolieren des vierten Dampferzeugers durch Schließen von Armaturen in der Speisewasserleitung
 - bei vier isolierten Dampferzeugern: Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe durch 1v4 Strängen (Notspeisesystem, 1v4 Abblaseregelventilen/Sicherheitsventile)
 - bei drei isolierten Dampferzeugern: Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe durch 1v3 Strängen (Notspeisesystem, 1v3 Abblaseregelventilen/Sicherheitsventile)

- Speisewasserseitiges Isolieren von zwei Dampferzeugern durch die dampferzeugerseitigen Rückschlagventile in den Speisewasserleitung
 - Speisewasserseitiges Isolieren des dritten und vierten Dampferzeugers durch Schließen von Armaturen in der Speisewasserleitung
 - bei vier isolierten Dampferzeugern: Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe durch 1v4 Strängen (Notspeisesystem, 1v4 Abblaseregelventilen/Sicherheitsventile)
 - bei drei isolierten Dampferzeugern: Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe durch 1v3 Strängen (Notspeisesystem, 1v3 Abblaseregelventilen/Sicherheitsventile)
 - bei zwei isolierten Dampferzeugern: Dampferzeuger-Bespeisung und Frischdampfabgabe durch 1v2 Strängen (Notspeisesystem, 1v2 Abblaseregelventilen/Sicherheitsventile)

- **Übergang vom auslösenden Ereignis zu Systemschadenzuständen**

Die Wahrscheinlichkeit des Übergangs vom Eintritt des auslösenden Ereignisses zu Systemschadenzuständen beträgt $1,1 \cdot 10^{-3}$. Mit der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses von $2,6 \cdot 10^{-4}/a$ (vgl. Abschnitt 5.1.1) ergibt sich eine Häufigkeit für Systemschadenzustände auf Grund eines „Bruchs einer Speisewasserleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters“ von $2,9 \cdot 10^{-7}/a$.

- **Merkmale der Systemschadenzustände**

Die Systemschadenzustände sind wie bei den bisher behandelten Betriebstransienten durch hohen Druck im Primärkreislauf gekennzeichnet. Die Karenzzeiten zur Verhinderung eines Kernschadenzustands liegen fast ausschließlich bei 2 - 3 h (vgl. Tabelle 5.5, Systemschadenzustand 7).

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Die Häufigkeit eines Systemschadenzustands geht zu praktisch 100 % auf Ausfälle der Dampferzeuger-Bespeisung zurück. Ausfälle der Frischdampf-Abgabe sowie der Ausfall des Isolierens von drei oder vier Dampferzeugern spielen keine Rolle für das Ergebnis.

Da beim Bruch einer Speisewasserleitung in dem betroffenen Leitungsbereich die betrieblichen Speisewasserversorgungen (Hauptspeisewasser, An- und Abfahrssystem) nicht zur Verfügung stehen, führen Ausfälle der Einspeisungen durch das Notspeisesystem zum Versagen der Dampferzeuger-Bespeisung.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Die Hauptbeiträge sind auf GVA der Notspeisediesel bzw. -pumpen (32 %), Betriebsversagen der Notspeisediesel bzw. -pumpen (22 %) und GVA von Armaturen im Notspeisesystem (16 %) zurückzuführen.

GVA haben einen Anteil von 68 % an der Häufigkeit von Systemschadenzuständen, Ausfälle von Handmaßnahmen spielen keine Rolle für das Ergebnis. Der GVA-Anteil

setzt sich aus Kombinationen mit ausschließlich GVA (57 %) und aus Kombinationen GVA/unabhängige Ausfälle (11 %) zusammen.

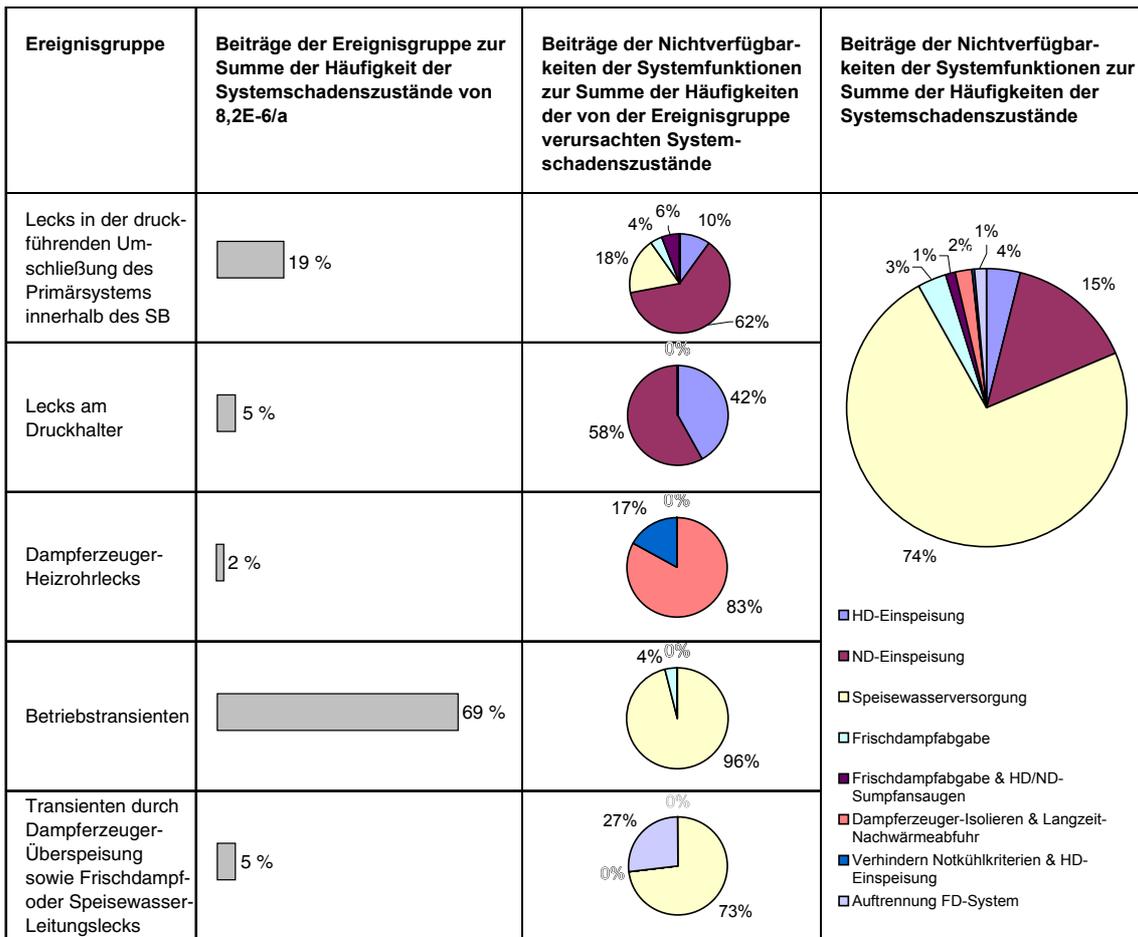
5.2.12 Zusammenfassung der Ergebnisse für Systemschadenzustände

Die Gesamthäufigkeit für Systemschadenzustände aus anlageninternen Störfällen beträgt $8,2 \cdot 10^{-6}/a$. Auf die in der Unsicherheitsanalyse ermittelte Häufigkeitsverteilung wird in Abschnitt 0 eingegangen.

Im Folgenden werden charakteristische Merkmale der häufigsten Systemschadenzustände sowie die Beiträge der auslösenden Ereignisse, der Ausfälle von Systemfunktionen und einzelner Ausfallursachen dargestellt (vgl. Tabellen 5.5 und 5.6 und Abbildung 5.1). Der Übergang von den Systemschadenzuständen zu Kernschadenzuständen wird in Abschnitt 5.3 behandelt. Zu auslösenden Ereignissen, die auf Grund ihrer geringen Bedeutung für die Häufigkeit von Kernschadenzuständen und für die Stufe 2 nicht weiter untersucht werden, enthält der Abschnitt 5.2.13 Abschätzungen.

- **Systemschadenzustände**

Knapp 80 % der Systemschadenzustände sind durch hohen Druck im Primärkreislauf gekennzeichnet. Diese Systemschadenzustände werden durch Ausfälle sekundärseitiger Systeme hervorgerufen, wobei als auslösende Ereignisse Betriebstransienten die wesentliche Rolle spielen. Die Karenzzeiten zur Verhinderung eines Kernschadenzustands liegen in den überwiegenden Fällen bei 2 - 3 h, im Übrigen bei 1 - 2 h.



FD Frischdampf ND Niederdruck
 HD Hochdruck SB Sicherheitsbehälter

Abb. 5.1 Beiträge der Ereignisgruppen auslösender Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Systemschadenzustände und Beiträge der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen

Der Rest von etwa 22 % der Gesamthäufigkeit von Systemschadenzuständen verteilt sich auf Zustände mit niederem bzw. mittlerem Druck im Primärkreislauf (14 % bzw. 8 %), wird vorwiegend durch primärseitige Ausfälle verursacht und hat Karenzzeiten von > 2 h.

- **Beiträge der auslösenden Ereignisse**

Die größten Beiträge an der Gesamthäufigkeit von Systemschadenzuständen resultieren aus Betriebstransienten (ca. 70 %) und aus den kleinen Lecks in einer Hauptkühlmitteleitung bzw. aus dem kleinen Leck am Druckhalter (ca. 24 %). Die höchsten Einzelbeiträge liefern die Betriebstransienten „Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke“ (27 %), „Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser“ (22 %), und „Notstromfall“ (17 %) sowie das „Kleine Leck in einer Hauptkühlmitteleitung, 2 - 25 cm²“ (16 %).

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen beim Übergang von auslösenden Ereignissen zum Systemschadenzustand**

Die Systemschadenzustände bei nicht beherrschten Abläufen aus Betriebstransienten werden mit jeweils über 90 % durch den Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung bestimmt. Dabei haben GVA einen hohen Anteil an der Nichtverfügbarkeit der Systeme. Zum Versagen der betrieblichen Bespeisung führen im Wesentlichen GVA von Armaturen im Speisewasser- bzw. An- und Abfahrssystem. Der Ausfall der zur betrieblichen Dampferzeuger-Bespeisung redundanten Einspeisungen des Notspeisewassersystems ist vor allem auf GVA der Notspeisediesel sowie auf Armaturenausfälle durch GVA zurückzuführen. Beim „Notstromfall“ trägt mit ca. 16 % der GVA aller 48-V-Batterien des Notnetzes 2 zur Nichtverfügbarkeit der Systeme bei. Der Ausfall dieser Batterien führt zum Versagen der automatischen Zuschaltung sowohl der Notspeisediesel des Notnetzes 2 als auch der Notstromdiesel des Notnetzes 1. Menschliche Fehlhandlungen spielen bei den Systemschadenzuständen aus Betriebstransienten keine Rolle.

Die Häufigkeit der Systemschadenzustände bei Kühlmittelverluststörfällen wird zu ca. 67 % durch Ausfälle der primärseitigen, zu etwa 23 % durch sekundärseitige Ausfälle und zu etwa 7 % durch Ausfälle sowohl auf der Primär- als auch auf der Sekundärseite bestimmt. Die primärseitigen Ausfälle sind im Wesentlichen durch ein Versagen der Notkühlung im Sumpfumwälzbetrieb gekennzeichnet. Neben den GVA spielen hier auch unabhängige Ausfälle der Füllstandsmessungen in den Zellenkühlern eine wesentliche Rolle. Diese für die Funktion einer Sicherheitseinrichtung erforderlichen Messungen entsprechen in ihrem Aufbau (einkanalig) und bei den wiederkehrenden Prüfungen (jährlich) nicht den Messungen im Reaktorschutz.

Der Ausfall der sekundärseitigen Systemfunktionen wird durch das Versagen der Dampferzeuger-Bespeisungen bestimmt. Bei Systemschadenzuständen auf Grund von Ausfällen sowohl auf der Sekundär- als auch auf der Primärseite spielen Ausfälle der Frischdampfabgabe für das 100K/h-Abfahren und das Misslingen der Inbetriebnahme der Umschaltung der Hochdruck-Sicherheitseinspeisungen vom Ansaugen aus den Flutbecken auf Ansaugen aus dem Sicherheitsbehälter-Sumpf die wesentliche Rolle. Für das Versagen der Frischdampfabgabe sind die Ausfallkombinationen mit GVA der Abblaseregelventile von wesentlicher Bedeutung. Diese Ventile werden angefordert, wenn die Frischdampf-Umleiteinrichtung (FDU) nicht zur Verfügung steht, wobei neben einem Ausfall der FDU selbst (öffnet nicht) insbesondere auch Ausfälle der betrieblichen Dampferzeuger-Bespeisung eine Rolle spielen, die zur Abschaltung der FDU durch den Kondensatorschutz führen. Zum Versagen der Hochdruck-Sicherheitseinspeisungen aus dem Sumpf tragen im Wesentlichen der Ausfall der zur Umschaltung auf Sumpfansaugen erforderlichen Handmaßnahmen sowie Betriebsversagen der Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen bei. Diese Pumpen unterliegen keinen wiederkehrenden Prüfungen, die den Anforderungen beim Ansaugen aus dem Sumpf (mit den Niederdruckpumpen als Vorstufen) entsprechen.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Der Anteil der GVA liegt bei den Systemschadenzuständen aus dem auslösenden Ereignis „Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung“ ($2 - 25 \text{ cm}^2$) bei etwa 73 %, wobei keine GVA-Kombination mehr als 10 % beiträgt. Insgesamt stehen GVA von Armaturen an oberster Stelle, gefolgt von GVA in der Messwerterfassung und GVA von Pumpen. Menschliche Fehlhandlungen tragen mit einem Anteil von ca. 8 % bei. Hierbei spielen die beim Versagen des automatischen 100 K/h Abfahrens erforderlichen Maßnahmen die wesentliche Rolle.

79 % der Systemschadenzustände sind mit hohem Druck ($> 10 \text{ MPa}$) im Primärkreis verbunden. Etwa 14 % der Abläufe führen zu einem Systemschadenzustand bei einem Druck unter 1 MPa, für die übrigen etwa 7 % liegt der Druck im Primärkreis zwischen 1 und 10 MPa.

Ausfälle der Speisewasserversorgung tragen mit 74 % zur Häufigkeit der Systemschadenzustände bei. Hierbei spielen GVA der Schwachlast-Regelventile (öffnen nicht)

sowie Versagen der Bespeisungen durch die An- und Abfahrstränge in Verbindung mit GVA der Notspeisediesel oder Armaturen im Notspeisesystem die wesentliche Rolle.

17 % der Häufigkeit der Systemschadenzustände sind auf Ausfälle der Niederdruck- oder Hochdruck-Einspeisungen bei Kühlmittelverluststörfällen zurückzuführen, wobei ein Versagen der Notkühlung im Sumpfumwälzbetrieb durch Versagenskombinationen mit unabhängigen Ausfällen sowie GVA in der Messwerterfassung für die Füllstände der Zellenkühler mehr als die Hälfte beitragen.

GVA haben insgesamt einen Anteil von 87 % an der Häufigkeit der Systemschadenzustände, menschliche Fehlhandlungen spielen dagegen mit 3 % eine untergeordnete Rolle.

Tabelle 5.6 zeigt, dass die Nichtverfügbarkeit der Systeme in den meisten Fällen überwiegend, in einigen Fällen sogar fast vollständig, auf gemeinsam verursachte Ausfälle zurückzuführen ist. Bei Systemen mit sehr zuverlässigen Einzelkomponenten und mit hoher Redundanz wird die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall des Systems zwangsläufig durch GVA dominiert.

Die Ermittlung der Wahrscheinlichkeiten von GVA kann sich nur auf wenige Beobachtungen stützen. Diese stammen überwiegend aus der Betriebserfahrung in anderen deutschen und ausländischen Kernkraftwerken und nur in zwei Fällen aus der Referenzanlage GKN 2. Den GVA-Wahrscheinlichkeiten liegen jeweils mehrere Expertenbewertungen der beobachteten Ereignisse und der Übertragbarkeit der Ereignisse aus anderen Anlagen auf die Referenzanlage zu Grunde.

Tabelle 5.6 zeigt weiterhin, dass menschliche Fehlhandlungen nur beim „Kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 2 - 25 cm²“ und beim „Dampferzeuger-Heizrohrleck 1 - 6 cm²“ eine nennenswerte Rolle spielen. Beim kleinen Leck 2 - 25 cm² sind die Handmaßnahmen für die Häufigkeit eines Systemschadenzustands von Bedeutung, die zum Abfahren der Anlage erforderlich sind, wenn das automatische 100K/h-Abfahren versagt. Beim Dampferzeuger-Heizrohrleck spielen die Handmaßnahmen zum Isolieren des defekten Dampferzeugers eine wesentliche Rolle.

5.2.13 Abschätzungen zu nicht weiter untersuchten auslösenden Ereignissen

Für Systemschadenzustände durch den „Bruch einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters“ wurde eine Häufigkeit von $1,3 \cdot 10^{-7}/a$ ermittelt (vgl. Abschnitt 5.2.10). Die Systemschadenzustände sind zu nahezu 100 % durch den Ausfall der frischdampfseitigen Isolierung von drei oder vier Dampferzeugern gekennzeichnet. Detaillierte Untersuchungen zum Übergang in einen Kernschadenzustand konnten im Rahmen dieser PSA nicht durchgeführt werden. Auch wenn für eine obere Abschätzung unterstellt wird, dass der Systemschadenzustand mit der Wahrscheinlichkeit 1 in einen Kernschadenzustand übergeht, liefert dieses auslösende Ereignis nur einen Anteil von ca. 5 % zur Gesamthäufigkeit der Kernschadenzustände.

Die Häufigkeit eines Systemschadenzustands beim „Bruch einer Speisewasserleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters“ beträgt $2,9 \cdot 10^{-7}/a$, wobei für das Ergebnis nur der Systemschadenzustand Nr. 8 bzw. der Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung eine Rolle spielt. Das auslösende Ereignis trägt insgesamt ca. 5 % zur Häufigkeit des Systemschadenzustands bei. Zur Verhinderung eines Kernschadenzustands können die Notfallmaßnahmen „Sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung“ (SDE) und „Primärseitige Druckentlastung und Bespeisung“ (PDE) durchgeführt werden. Für SDE steht allerdings das Inventar des Speisewasserbehälters nicht und das der Speisewasserleitungen nur noch teilweise zur Verfügung, wodurch die Karenzzeiten für SDE (Einspeisen durch mobile Pumpe) gegenüber den Zeiten bei Betriebstransienten kürzer sind. Die Häufigkeit eines Kernschadenzustands wird zu etwa $1 \cdot 10^{-8}/a$ abgeschätzt.

Die Auswirkungen von Kernschadenzuständen durch die nicht weiter untersuchten auslösenden Ereignisse auf die Freisetzungen werden ähnlich eingeschätzt wie die Auswirkungen von Kernschadenzuständen durch Betriebstransienten. Die vernachlässigten Beiträge zur Häufigkeit der Freisetzungskategorie FKA sind $< 1,3 \cdot 10^{-8}/a$ („Bruch einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters“) bzw. betragen etwa $1 \cdot 10^{-9}/a$ („Bruch einer Speisewasserleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters“); zu FKC bis FKJ sind die Beiträge $< 1,2 \cdot 10^{-7}/a$ bzw. $9 \cdot 10^{-10}/a$.

Die vernachlässigten Häufigkeits-Beiträge (vgl. Tabelle 5.4) erhöhen sich damit auf folgende Werte:

- Kernschadenshäufigkeit $< 2 \cdot 10^{-7}/a$
(gegenüber der in Stufe 2 zu Grunde gelegten Häufigkeit von $2,5 \cdot 10^{-6}/a$)
- Freisetzungskategorie FKA $< 4 \cdot 10^{-8}/a$ (gegenüber $2,1 \cdot 10^{-7}/a$)
- Freisetzungskategorie FKC bis FKJ $< 2 \cdot 10^{-7}/a$ (gegenüber $2,3 \cdot 10^{-6}/a$)

5.3 Übergang von Systemschadenzuständen zu Kernschadenzuständen

5.3.1 Verhinderung von Kernschadenzuständen

Durch Wiederherstellung einer ausreichenden Wärmeabfuhr kann die Anlage aus einem Systemschadenzustand in einen sicheren Zustand überführt werden. Dazu dienende Maßnahmen sind anlageninterne Notfallmaßnahmen sowie Reparaturen an ausgefallenen Komponenten. Kann die Anlage nicht in einen sicheren Zustand überführt werden, so kommt es zu einem Kernschadenzustand. Die Wahrscheinlichkeiten dafür, dass ein Systemschadenzustand in einen Kernschadenzustand übergeht, werden mit Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen ermittelt. Bei Eintritt eines Kernschadens können anlageninterne Notfallmaßnahmen durchgeführt werden, um die Schadensfolgen zu vermindern. Diese Maßnahmen werden im Rahmen der Stufe 2 der PSA behandelt (vgl. Kapitel 6).

5.3.1.1 Anlageninterne Notfallmaßnahmen

Im Notfallhandbuch der Referenzanlage werden die anlageninternen Notfallmaßnahmen „Sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung“ (SDE), „Primärseitige Druckentlastung und Bespeisung“ (PDE) sowie Maßnahmen zur Wiederherstellung der elektrischen Energieversorgung beschrieben. Von der Wiederherstellung der elektrischen Energieversorgung wird ein vergleichsweise geringer Einfluss auf die Häufigkeiten der Kern- und Anlagenschadenzustände erwartet. Wegen des hohen Aufwands für die quantitative Bewertung der Notfallmaßnahmen wurde diese Maßnahme nicht in die systemtechnischen Untersuchungen einbezogen.

Mit der Notfallmaßnahme SDE soll die Nachwärmeabfuhr über die Sekundärseite sichergestellt werden. Die Maßnahme ist einzuleiten, wenn der Füllstand in allen vier Dampferzeugern unter vier Meter absinkt. Sie sieht zunächst vor, die Druckentlastung der Dampferzeuger vorzubereiten und durchzuführen. Danach sollen ab einem Frischdampfdruck < 20 bar die Dampferzeuger passiv mit dem Inventar des Hauptspeisewasser-Systems bespeist werden. Bei noch niedrigerem Druck soll schließlich eine langfristige Ersatzbespeisung mit einer mobilen Pumpe unter Nutzung des Deionatvorrats aus den Notspeisebecken und/oder mit dem unter Druck stehenden Speisewasserbehälter-Inventar erfolgen.

Mit der Notfallmaßnahme PDE sollen die Kernbedeckung und die Nachwärmeabfuhr über die primärseitigen Einspeise- und Nachwärmeabfuhrsysteme sichergestellt werden. Hierbei wird durch das Öffnen und Offenhalten der beiden Druckhalter-Sicherheitsventile und des Druckhalter-Abblaseregelventils der Primärkreisdruck unter die Nullförderhöhe der Sicherheitseinspeisepumpen abgesenkt, so dass diese einspeisen können. Ab einem Primärkreisdruck von 25 bar erfolgt eine Einspeisung aus den Druckspeichern. Sinkt der Druck unter 10 bar ab, so kann nach dem Entleeren der Flutbehälter eine Niederdruckeinspeisung aus dem Sumpf durchgeführt werden. Das Sumpfwasser wird über die Nachkühler geführt. Die Nachwärmeabfuhr erfolgt dann über die Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme.

Die Maßnahme PDE ist durch das elektrische Scharfschalten der benötigten Komponenten in der Schaltanlage vorzubereiten, wenn die Kühlmittelaustrittstemperatur über 350 °C ansteigt und der Druck im Sicherheitsbehälter mehr als 30 mbar über dem Atmosphärendruck liegt. Die Maßnahme ist auch vorzubereiten, wenn feststeht, dass eine ggf. zuvor eingeleitete Notfallmaßnahme SDE erfolglos ist. Sinkt der Füllstand im Reaktordruckbehälter unter den Wert „MIN 3“ ab oder steigt die Brennelementaustrittstemperatur über 400 °C an, so ist die Notfallmaßnahme PDE einzuleiten. Alle vorgelagerten, ggf. noch laufenden Maßnahmen sind dann gegenüber PDE nachrangig.

Für die hier durchgeführten Untersuchungen wird davon ausgegangen, dass die Maßnahme PDE erst mit dem Erreichen der PDE-Vorbereitungskriterien begonnen wird. Beim Kühlmittelverluststörfall ist dann die Zeitspanne zwischen dem Anstehen der Kriterien und dem Zeitpunkt, bis zu dem PDE zur Verhinderung des Kernschadenzustands wirksam sein muss, so kurz, dass dieses Ziel kaum erreichbar ist /GRS 98/. Die GRS schätzt in diesem Fall die Erfolgswahrscheinlichkeit von PDE bei den Kühlmit-

telverluststörfällen als sehr gering ein. In den systemtechnischen Untersuchungen wird daher PDE beim Kühlmittelverluststörfall für dieses Ziel nicht berücksichtigt.

5.3.1.2 Reparaturmaßnahmen

Der Begriff Reparatur umfasst ein weites Spektrum von Maßnahmen, die kurzfristig (z.B. Tausch von Sicherungen) oder langfristig (z.B. kompletter Austausch einer großen Komponente) durchgeführt werden können.

Die große Anzahl möglicher Reparaturen erfordert eine Beschränkung der Untersuchungen auf ausgewählte Reparaturhandlungen, um den Aufwand im vertretbaren Rahmen zu halten. Die in dieser Studie durchgeführten Bewertungen beschränken sich daher auf Reparaturhandlungen,

- die innerhalb weniger Stunden durch die Fachbereiche durchgeführt werden können,
- deren Durchführung bekannten und auch in anderen Zusammenhängen angewendeten Praktiken und betrieblichen Festlegungen folgt (z.B. Austausch einer defekten Elektronikarte),
- für die eine günstige Entscheidungssituation vorliegt,
- für die auf Grund der Betriebserfahrung die Zuverlässigkeitskenngröße der Komponente in Anteile mit und ohne Reparatur aufgeteilt werden kann und
- die für die Ergebnisse der PSA von Bedeutung sind.

Entsprechend diesen Auswahlkriterien wurden für eine beschränkte Anzahl von Ereignisabläufen für die folgenden fünf Komponentenarten Reparaturhandlungen berücksichtigt: Notspeise-Absperrschieber, Druckhalte-Regelventile des An- und Abfahrsystems, An-/Abfahrpumpen, Ölpumpen der An-/Abfahrpumpe und die einer An-/Abfahrpumpe zugeordneten Ventilatoren.

5.3.2 Charakterisierung der Kernschadenzustände

Gelingt es bei Vorliegen eines Systemschadenzustands nicht, durch anlageninterne Notfallmaßnahmen und/oder Reparatur die Wärmeabfuhr wieder herzustellen, so geht der Systemschadenzustand in einen Kernschadenzustand über. Aus den 13 ermittelten Systemschadenzuständen ergeben sich dann zunächst 13 Kernschadens-

zustände. Wie die Systemschadenzustände sind auch diese Kernschadenzustände durch folgende Merkmale gekennzeichnet:

- primärseitige, sekundärseitige oder primär- und sekundärseitige Systemfunktionen ausgefallen
- Druck im Primärkreislauf hoch, mittel oder niedrig)
- Zeitdauer vom Eintritt des auslösenden Ereignisses bis zum Beginn der Kernschädigung

Für die im Rahmen der Stufe 2 der PSA durchzuführende Untersuchung des Unfallablaufs vom Kernschadenzustand zu einem Anlagenschadenzustand sind jedoch Informationen zu weiteren charakteristischen Merkmalen eines Kernschadenzustands erforderlich. Beispielsweise ist für die Stufe 2 von Bedeutung, wie viel Wasser sich beim Kernschadenzustand im Sicherheitsbehälter-Sumpf befindet. Die Ereignisablaufanalysen für die Kernschadenzustände sind also bezüglich dieser Merkmale weiterzuentwickeln. Welche Merkmale im Einzelnen zu berücksichtigen sind und welche Kernschadenzustände sich daraus ergeben, wird im Folgenden erläutert.

- **Merkmale zur Kennzeichnung der Kernschadenzustände**

Die für die Untersuchungen der Stufe 2 der PSA zu berücksichtigenden Merkmale der Kernschadenzustände sind in Tabelle 5.7 zusammengestellt. In der Tabelle wird zu jedem Merkmal angegeben, wie es beschrieben wird, d.h. welche „Zustände“ dabei unterschieden werden. So wird beispielsweise das Merkmal „Druck im Primärkreis“ durch die Druckbereiche hoch (über 10 MPa), mittel (zwischen 1,0 und 10 MPa) und niedrig (unter 1,0 MPa) beschrieben.

Ein Kernschadenzustand ist dadurch gekennzeichnet, dass für jedes Merkmal - außer dem „SB-Lüftungsabschluss“ - festliegt, welche der Merkmalszustände zutreffen und welche nicht. Bezüglich des „SB-Lüftungsabschlusses“ wird zu jedem Kernschadenzustand die Wahrscheinlichkeit für den Merkmalszustand „Lüftungsabschluss versagt“ angegeben. Zur leichteren Nachvollziehbarkeit und für eine einfachere Ergebnisauswertung wurden die Kernschadenzustände nummeriert.

Tab. 5.7 In Stufe 2 der PSA berücksichtigte Merkmale der Kernschadenzustände

Nr. Merkmal, Beschreibung	
1 Auslösendes Ereignis	
Nr. ¹⁾ 2	Kl. HKML-Leck, 80 - 200 cm ²
3	Kl. HKML-Leck, 25 - 80 cm ²
4	Kl. HKML-Leck, 2 - 25 cm ²
6	Kl. DH-Leck, 40 cm ²
8	DE-Heizrohrleck, 1 - 6 cm ²
Nr. ¹⁾ 10	Notstromfall
11	Ausfall HSpw o. Ausfall HWs
12	Ausfall HWs o. Ausfall HSpW
13	Ausfall HSpw u. Ausfall HWs
2 Art des Ereignisablaufs	
– Kleines Leck mit Druckentlastung	– Transiente, ohne Druckentlastung
– Kleines Leck ohne Druckentlastung	• mit Ausfall DE-Bespeisung
– Transiente mit Druckentlastung	• mit Ausfall FD-Druckbegrenzung
3 Verfügbarkeit der Notstromversorgung (Notstromnetz 1)	
– Notstromnetz 1 in Betrieb	
– Notstromnetz 1 ausgefallen	
4 Verfügbarkeit primärseitiger Bespeisung	
– keine Bespeisung	
– nur ND verfügbar	
– HD-Bespeisung verfügbar	
5 Sekundärseitige Wärmeabfuhr (gemäß Mindestanforderung)	
– in Betrieb	
– ausgefallen	
6 SB-Lüftungsabschluss	
– auslegungsgemäß	
– ausgefallen	
7²⁾ SB-Leckrückförderung	
– Lüftungsabschluss auslegungsgemäß	
– Lüftungsabschluss ausgefallen	
8²⁾ Störfall-Ringraum-Absaugung	
– in Betrieb	
– nicht in Betrieb	
9 Druck im Primärkreis	
– Hochdruck (über 10 MPa)	
– Mitteldruck (1,0 - 10 MPa)	
– Niederdruck (unter 1,0 MPa)	
10 Eingespeiste Wassermassen in SB-Sumpf	
Angabe der Masse	
11 Zeitdauer vom auslösenden Ereignis bis Kernschadenseintritt	
Zeitangabe	

1)	vgl. Tab. 5.1	FD	Frischdampf	HWs	Hauptwärmesenke
2)	kein Merkmal in Stufe 1	HD	Hochdruck	ND	Niederdruck
DE	Dampferzeuger	HKML	Hauptkühlmittleitung	SB	Sicherheitsbehälter
DH	Druckhalter	HSpW	Hauptspeisewasser		

Neben der Angabe des auslösenden Ereignisses betreffen die meisten Merkmale die Funktion bzw. den Ausfall der Systemfunktionen. Die Merkmale „Druck im Primärkreis“, „Masse des in den SB-Sumpf eingespeisten Wassers“ und „Zeitdauer vom auslösenden Ereignis bis zum Eintritt des Kernschadens“ sind teilweise durch die Zustände der Merkmale 1 bis 5 festgelegt, z.T. können sich auf Grund unterschiedlicher Ausfallkombinationen unterschiedliche Zustände ergeben. Zur Erläuterung dienen folgende Beispiele:

Bei einer Betriebstransiente mit Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung und Versagen sowohl der Notfallmaßnahmen SDE und PDE (durch Merkmal 2 beschrieben) liegt die Masse des im SB-Sumpf befindlichen Wassers (Merkmal 10) fest.

Dies trifft für Merkmal 10 beim Ereignisablauf „Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 2 - 25 cm², mit Ausfall der Niederdruck-Einspeisungen“ nicht zu. Bei Eintritt des Kernschadenzustands sind zwar bei diesem Ereignisablauf die primärseitigen Bespeisungen nicht verfügbar (durch Merkmal 4 beschrieben). Zur Ermittlung der Masse des im SB-Sumpf befindlichen Wassers (Merkmal 10) muss aber zusätzlich gefragt werden, wie viele Stränge der Hochdruck-Einspeisungen im Verlauf des Störfalls funktioniert haben. Auf Grund der systemtechnischen Abhängigkeit der Hochdruck- und Niederdruck-Einspeisungen führt bei diesem Ablauf ein Teil der Ausfallkombinationen zum Versagen beider Systemfunktionen.

Die zum Merkmal „Zeitdauer vom auslösenden Ereignis bis zum Eintritt des Kernschadens“ angegebenen Werte beruhen auf Abschätzungen /PÜT 01/.

Die Merkmale „SB-Leckrückförderung“ und „Störfall-Ringraum-Absaugung“ werden auf Grund der vergleichsweise geringen Bedeutung für die Stufe 2 nicht zur Kennzeichnung der Kernschadenzustände herangezogen. Hierzu werden bei den Untersuchungen in Stufe 2 Annahmen getroffen (vgl. Abschnitt 6.3.1).

- **Unterteilung der Kernschadenzustände**

Die Festlegung der unterschiedlichen Kernschadenzustände beruht auf den Ereignisablaufanalysen für die untersuchten auslösenden Ereignisse. Die dort ermittelten 50 Ereignisabläufe mit Eintritt eines Kernschadenzustandes wurden anhand der in Tabelle 5.7 zusammengestellten Kernschadens-Merkmale 2 - 5 und 9 - 11 weiterent-

wickelt, d.h. es wurden die Zustände der Merkmale 2 - 5 und 9 - 11 „abgefragt“ (analog zur Abfrage der zur Beherrschung erforderlichen Systemfunktionen). Abweichend von diesem generellen Vorgehen wurden folgende Vereinfachungen vorgenommen:

Die in den Ereignisablaufanalysen für kleine Lecks unterschiedenen Abläufe mit bzw. ohne Frischdampfsammler werden zusammengefasst, da sie bezüglich der zu beschreibenden Merkmale identisch sind.

Bei den kleinen Lecks mit Eintritt eines Kernschadenzustands auf Grund von Ausfällen primärseitiger Systeme wird der Zustand „Sekundärseitige Wärmeabfuhr ausgefallen“ (Merkmal 5) vernachlässigt, da die Wahrscheinlichkeit eines zusätzlichen Ausfalls der sekundärseitigen Systeme vernachlässigbar ist und die Auswirkungen durch den zusätzlichen Ausfall als nicht wesentlich gravierender abgeschätzt werden.

Der Zustand „Notstromversorgung ausgefallen“ (Merkmal 3, „Notstromversorgung“) wurde nur beim auslösenden Ereignis „Notstromfall“ berücksichtigt, da ein Ausfall der Notstromversorgung bei den übrigen auslösenden Ereignissen unseres Erachtens vernachlässigbar ist und die Auswirkungen durch den zusätzlichen Ausfall als nicht wesentlich gravierender abgeschätzt werden.

Bei dieser Vorgehensweise ergeben sich zunächst 70 unterschiedliche Kernschadenzustände (vgl. Tabelle A.1 im Anhang). Für diese Kernschadenzustände wurden die Punktwerte der Häufigkeiten ermittelt. Hierzu wurden die Ereignisablaufdiagramme und Fehlerbäume numerisch ausgewertet und ggf. zusätzliche Abschätzungen durchgeführt. Anhand der Ergebnisse wurde entschieden, welche Kernschadenzustände als relevant für die Stufe 2 der PSA einzuschätzen sind bzw. welche Kernschadenzustände vernachlässigt werden können. Um den Rechenaufwand in vernünftigen Grenzen zu halten, wurden nur für die relevanten, in Stufe 2 der PSA weiter untersuchten Kernschadenzustände Häufigkeitsverteilungen ermittelt.

In dieser PSA wurden 35 Kernschadenzustände als relevant eingeschätzt (vgl. Tabelle A.2 im Anhang). Mit ihren Merkmalen und Häufigkeitsverteilungen sind sie die Grundlage für die weiteren Untersuchungen zu den Unfallabläufen in Stufe 2 und bilden somit die Schnittstelle zwischen Stufe 1 und 2 der PSA. Auf die Ermittlung der Häufigkeitsverteilungen wird im Folgenden eingegangen.

Der Beitrag einzelner Kernschadenzustände (gekennzeichnet durch die Nummer des Kernschadenzustands) oder Gruppen von Kernschadenzuständen (z.B. alle Hochdruck-Fälle) zu den Häufigkeiten der Freisetzungskategorien wird in der Stufe 2 der PSA ermittelt. Damit lassen sich dann auch die Ergebnisse bis zu den Beiträgen der Ausfälle von Systemfunktionen, Ausfallursachen (GVA, menschliches Fehlverhalten), von Komponentenausfällen sowie der auslösenden Ereignisse zu den Häufigkeiten der Freisetzungskategorien zurückverfolgen. Für das Merkmal „SB-Lüftungsabschluss“ mit den Zuständen „Lüftungsabschluss auslegungsgemäß“ und „Lüftungsabschluss versagt“ wird für jeden Kernschadenzustand eine Wahrscheinlichkeit bzw. Wahrscheinlichkeitsverteilung für „Lüftungsabschluss versagt“ angegeben. Es wird also nicht zwischen Kernschadenzuständen mit und ohne Lüftungsabschluss unterschieden. Der Einfluss der Verfügbarkeit der Lüftung auf die Häufigkeit einzelner Freisetzungskategorien kann zwar damit nicht direkt über die Kernschadenzustände (Nummer) ermittelt werden, er lässt sich aber über eine Auswertung der Merkmalszustände feststellen.

- **Ermittlung der Häufigkeitsverteilungen der 35 relevanten Kernschadenzustände**

Um bei den Analysen der Stufe 2 die Unsicherheiten der Ergebnisse der Stufe 1 (auf Grund der Unsicherheit der Eingangsdaten, d.h. der Zuverlässigkeitskenngrößen) berücksichtigen zu können, wurden für die 35 Kernschadenzustände analog zu den Systemschadenzuständen Häufigkeitsverteilungen durch Monte-Carlo-Simulationen mit dem in der GRS entwickelten Rechenprogramm STREUSL ermittelt. Die Häufigkeitsverteilungen der Kernschadenzustände wurden durch Korrelation der Häufigkeitsverteilungen für den Eintritt der auslösenden Ereignisse und für die Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen einschließlich der anlageninternen Notfallmaßnahmen und Reparatur gewonnen. Ebenfalls durch Monte-Carlo-Simulationen wurden die Wahrscheinlichkeits-Verteilungen für den Ausfall des SB-Lüftungsabschlusses (Merkmal 6) ermittelt. Den Monte-Carlo-Simulationen liegen jeweils 5.000 Rechenläufe zu Grunde. In jedem Rechenlauf wurden Fraktile aus den Verteilungen aller Zuverlässigkeitskenngrößen „gezogen“ und die Zuverlässigkeitskennwerte entsprechend den Verteilungen berechnet. Die Zuverlässigkeitskennwerte eines Rechenlaufs wurden zur Ermittlung der Häufigkeiten (in diesem Spiel) aller 35 Kernschadenzustände und der Wahrscheinlichkeit für den Ausfall des SB-Lüftungsabschlusses verwendet. Allen 35 Auswertungen in einem bestimmten Rechenlauf liegen damit dieselben Zuverlässigkeitskennwerte zu Grunde.

Die Erwartungswerte der Häufigkeiten der 35 Kernschadenzustände sowie charakteristische Fraktilen (5%-, 50%- und 95%-Fraktilen) der Häufigkeitsverteilungen werden in Tabelle A2 des Anhangs angegeben.

- **Für die Ergebnisdarstellung zusammengefasste Kernschadenzustände**

Zur vereinfachten Darstellung der Ergebnisse im vorliegenden Bericht werden die 35 Kernschadenzustände zu Kernschadenzuständen zusammengefasst, die durch die Verfügbarkeit der primärseitigen Bespeisung (Merkmal 4), den Druck im Primärkreis (Merkmal 5) und die Zeitdauer vom Eintritt des auslösenden Ereignisses bis Eintritt des Kernschadens (Merkmal 11) wie folgt gekennzeichnet sind:

- Verfügbarkeit der primärseitigen Bespeisung nach Eintritt des Kernschadens
 - keine Hochdruck- und keine Niederdruck-Einspeisungen verfügbar
 - nur Niederdruck-Einspeisung (aus Flutbecken bzw. im Sumpf-Umwälzbetrieb) verfügbar
 - Hochdruck-Einspeisungen (aus Flutbecken) verfügbar
- Druck im Primärkreis :
 - Hochdruck (HD) über 10 MPa oder
 - Mitteldruck (MD) von 1 bis 10 MPa oder
 - Niederdruck (ND) unter 10 MPa
- Zeitdauer vom Eintritt des auslösenden Ereignisses bis zum Eintritt des Kernschadens :
 - weniger als 2 h oder
 - 2 bis 4 h oder
 - 4 bis 12 h oder
 - mehr als 12 h

Anhand dieser drei Merkmale mit jeweils drei bzw. vier Zuständen lassen sich 36 (= 3 * 3 * 4) unterschiedliche Kernschadenzustände kombinieren. Tatsächlich ergeben sich nur die in Tabelle 5.8 zusammengefassten zehn Kernschadenzustände, da bestimmte Kombinationen von Merkmals-Zuständen nicht auftreten. Beispielsweise tritt kein Kernschadenzustand mit Niederdruck im Primärkreis und verfügbarer Hochdruck-Einspeisung auf. Tabelle 5.8 zeigt auch die Zuordnung der zusammengefassten Kernschadenzustände zu den 35 Kernschadenzuständen, die der Stufe 2 der PSA

zu Grunde gelegt wurden (Nummer 2 bis 11, Nr. 1 bezeichnet den wiederhergestellten sicheren Zustand).

5.3.3 Beiträge der auslösenden Ereignisse zu den Kernschadenzuständen

In den folgenden Abschnitten werden die Ergebnisse der Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalyse für die zusammengefassten Kernschadenzustände der untersuchten auslösenden Ereignisse dargestellt. Es wird im Einzelnen eingegangen auf

- die zur Beherrschung der Systemschadenzustände erforderlichen Notfall- bzw. Reparaturmaßnahmen,
 - die Übergangswahrscheinlichkeiten vom Systemschadenzustand zu Kernschadenzuständen,
 - die Übergangswahrscheinlichkeiten vom auslösenden Ereignis zu Kernschadenzuständen,
 - charakteristische Merkmale der ergebnisrelevanten Systemschadenzustände,
 - Beiträge der Ausfälle einzelner Systemfunktionen und
 - Beiträge einzelner Ausfallursachen sowie der Anteile von GVA und menschlichem Fehlverhalten.
- **Ermittlung der Übergangswahrscheinlichkeiten von Systemschadenzuständen zu Kernschadenzuständen**

Den Übergangswahrscheinlichkeiten liegen die Auswertungen für die 35 relevanten Kernschadenzustände zu Grunde (vgl. Abschnitt 5.3.2). Analog zur Vorgehensweise bei den Systemschadenzuständen entsprechen die Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen (unter Berücksichtigung der Notfall- und Reparaturmaßnahmen) den Übergangswahrscheinlichkeiten vom auslösenden Ereignis zu einem Kernschadenzustand. Die Übergangswahrscheinlichkeiten von den Systemschadenzuständen zu den Kernschadenzuständen werden durch Division der Übergangswahrscheinlichkeiten der Kern- und Systemschadenzustände gewonnen.

Tab. 5.8 Zusammengefasste Kernschadenzustände und Zuordnung zu den 35 für Stufe 2 der PSA zu Grunde gelegten Kernschadenzuständen

Zusammengefasste Kernschadenzustände				Nr. der in Stufe 2 der PSA zu Grunde gelegten Kernschadenzustände ²⁾
Nr. d. Kernschadenzustands ¹⁾	Verfügbarkeit primärseitiger Bespeisung	Druck im Primärkreis	Zeitdauer bis Kernschaden [h]	
2	kein HD, kein ND	ND	2 - 4	14, 21, 68
3	kein HD, kein ND	ND	4 - 12	1, 2
4	nur ND	MD	< 2	12, 16, 22, 67
5	nur ND	MD	2 - 4	15, 19, 23, 64
6	nur ND	MD	4 - 12	10, 11
7	kein HD, kein ND	MD	4 - 12	61 - 63, 66
8	nur ND	MD	> 12	3, 7, 9, 17, 18
9	nur HD od. HD u. ND	HD	< 2	5, 8, 29, 38, 47, 56
10	nur HD od. HD u. ND	HD	2 - 4	24, 34, 43, 52
11	kein HD, kein ND	HD	2 - 4	28

1) vgl. Tab. 5.9

HD Hochdruck

ND Niederdruck

2) vgl. Tab. A2

MD Mitteldruck

- **Ermittlung der Häufigkeiten der Kernschadenzustände**

Analog zu den Häufigkeiten der Systemschadenzustände wurden die Häufigkeiten der Kernschadenzustände durch Korrelation der Häufigkeitsverteilungen für den Eintritt der auslösenden Ereignisse und den Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen ermittelt (vgl. Abschnitt 5.2).

- **Ermittlung der Beiträge einzelner Systemfunktionen**

Um die Beiträge der einzelnen Systemfunktionen zur Häufigkeit eines Kernschadenzustandes bei einem bestimmten auslösenden Ereignis zu ermitteln, wurden die Auswertungen zu den Häufigkeiten der Kernschadenzustände herangezogen (vgl. Abschnitt 5.2).

- **Ermittlung der Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Hierzu wurden die Ausfallkombinationen ausgewertet, die in separaten Rechnungen für die auslösenden Ereignisse (Gesamtauswertungen mit jeweils allen Kernschadens-Pfaden) ermittelt wurden (vgl. Abschnitt 5.2).

- **Tabellarische Ergebnisdarstellung**

Die Ergebnisse für die Kernschadenzustände sind in den Tabellen 5.9 bis 5.12 zusammengefasst.

Tabelle 5.9 zeigt die in den anlagentechnischen Untersuchungen ermittelten Wahrscheinlichkeiten des Übergangs von Systemschadenzuständen zum wiederhergestellten sicheren Zustand bzw. zu den (zusammengefassten) Kernschadenzuständen. Die Tabelle enthält auch die Häufigkeiten der Kernschadenzustände.

In Tabelle 5.10 sind für die Systemschadenzustände die Hauptbeiträge zu den Nichtverfügbarkeiten von anlageninternen Notfallmaßnahmen und/oder Reparatur dargestellt. Zusätzlich zu den anlageninternen Notfallmaßnahmen (PDE bzw. SDE) wird in der Tabelle angegeben, welche Gruppen auslösender Ereignisse (Kühlmittelverluststörfälle, Transienten, Dampferzeuger-Heizrohrlecks) und welche Ausfälle von Systemfunktionen zum Systemschadenzustand geführt haben. Die Tabelle enthält außerdem die Anteile der Ursachen an der Nichtverfügbarkeit dieser Maßnahmen. Es wird unterschieden zwischen den Ursachen

- systemtechnische Ausfälle (Spalte „ST“)
- unzureichende Zeitspanne zwischen dem Erreichen der Vorbereitungskriterien für Notfallmaßnahmen und dem Zeitpunkt, bis zu dem die Maßnahmen wirksam sein müssen (Spalte „K“)
- Ausfall der Handmaßnahmen in den Fällen, in denen die Notfallmaßnahmen auf Grund der systemtechnischen und zeitlichen Voraussetzungen nicht durchführbar sind (Spalte „MF“)

Tab. 5.9 Wahrscheinlichkeiten des Übergangs von Systemschadenzuständen zu

Wiederhergestellter sicherer Zustand	H [1/a]	Übergangs-		
		1 2,4E-7	2 2,2E-8	3 6,3E-8
	5,7E-06	0,00	0,00	0,00

Nr. ²⁾	Kernschadenzustände			H [1/a]	Übergangs-		
	Kennzeichnung ²⁾				1 2,4E-7	2 2,2E-8	3 6,3E-8
	B	D	Z [h]				
2	kein HD, kein ND	ND	2 - 4	2,8E-7			
3	kein HD, kein ND	ND	4 - 12	8,7E-7			
4	nur ND	MD	< 2	2,7E-7	1,0E+0	1,0E+0	
5	nur ND	MD	2 - 4	9,5E-8			1,0E+0
6	nur ND	MD	4 - 12	9,0E-8			
7	kein HD, kein ND	MD	4 - 12	1,6E-7			
8	nur ND	MD	> 12	6,5E-8			
9	nur HD od. HD u. ND	HD	< 2	3,1E-7			
10	nur HD od. HD u. ND	HD	2 - 4	1,3E-7			
11	kein HD, kein ND	HD	2 - 4	2,2E-7			

1) vgl. Tab. 5.5

2) vgl. Tab. 5.8

B Verfügbarkeit primärseitiger
Bespeisung

D Druck im Primärkreis

H Häufigkeit

HD Hochdruck

MD Mitteldruck

ND Niederdruck

Z Zeitdauer bis Kernschaden

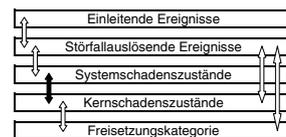
In der letzten Spalte der Tabelle 5.10 sind die Häufigkeiten der zu den Systemschadenzuständen gehörigen Kernschadenzustände und ihre Summe angegeben.

Tabelle 5.11 enthält die Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten für den Übergang von anlageninternen auslösenden Ereignissen zu Kernschadenzuständen.

einem wiederhergestellten sicheren Zustand und zu Kernschadenzuständen

wahrscheinlichkeiten der Systemschadenzustände (Nr. ¹), Häufigkeit [1/a]									
4	5	6	7	8	9	10	11	12	
2,8E-7	8,7E-7	4,6E-7	5,9E-6	1,6E-7	6,5E-8	5,8E-9	2,6E-8	9,0E-8	
0,00	0,00	0,33	0,94	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00

wahrscheinlichkeiten der Systemschadenzustände (Nr. ¹), Häufigkeit [1/a]									
4	5	6	7	8	9	10	11	12	
2,8E-7	8,7E-7	4,6E-7	5,9E-6	1,6E-7	6,5E-8	5,8E-9	2,6E-8	9,0E-8	
1,0E+0									
	1,0E+0								
						1,0E+0	1,0E+0		
								1,0E+0	
				1,0E+0					
					1,0E+0				
		6,7E-1							
			2,2E-2						
			3,6E-2						



Die Hauptbeiträge zu den Nichtverfügbarkeiten anlageninterner Notfallmaßnahmen und Reparatur für die auslösenden Ereignisse sind in Tabelle 5.12 zusammengestellt.

Tab. 5.10 Nichtverfügbarkeiten von anlageninternen Notfallmaßnahmen und Repara-

Nr.	Systemschadenzustände ¹⁾				H [1/a]	NV	Nichtverfügbarkeiten von anlagen-Reparatur zur Verhinderung von Hauptbeiträge Charakterisierung ²⁾
	Kennzeichnung	A	D	Z [h]			
1	<u>PS</u>	MD	< 1	2,4E-7		1,00	KMV, HD-Einspeisung und PDE
2	<u>PS</u>	MD	1 - 1,5	2,2E-8		1,00	KMV, HD-Einspeisung und PDE
3	<u>PS</u>	MD	2 - 3	6,3E-8		1,00	KMV, HD-Einspeisung und PDE
4	<u>PS</u>	ND	2 - 4	2,8E-7		1,00	KMV, ND-Einspeisung
5	<u>PS</u>	ND	> 4	8,7E-7		1,00	KMV, ND-Einspeisung
6	<u>PS</u>	HD	1 - 2	4,6E-7		0,67	KMV, Speisewasserversorgung und SDE und PDE T, FD-Druckbegrenzung und PDE
7	<u>PS</u>	HD	2 - 3	5,9E-6		0,06	T, Speisewasserversorgung und SDE und PDE
8	<u>PS</u>	MD	> 10	1,6E-7		1,00	Dampferzeuger-Heizrohrleck
9	<u>PS</u>	MD	> 12	6,5E-8		1,00	KMV, Abfahren und PDE
10	<u>PS</u>	MD	2	5,8E-9		1,00	KMV, 100K/h-Abfahren und HD/ ND-Sumpfansaugung und PDE
11	<u>PS</u>	MD	2 - 3	2,6E-8		1,00	(Dampferzeuger-Heizrohrleck)
12	<u>PS</u>	MD	> 4	9,0E-8		1,00	KMV, 100K/h-Abfahren und HD/ ND-Sumpfansaugung und PDE
Summe				8,2E-6			

1) vgl. Tab 5.5

2) Art des auslösenden Ereignisses, Systemfunktion, deren Ausfall zum Systemschaden führt/anlageninterne Notfallmaßnahmen

A Ausfallursache

D Druck im Primärkreis

FD Frischdampf

H Häufigkeit

HD Hochdruck

K bei Einleitung der anlageninternen Notfallmaßnahmen bei den im Notfallhandbuch genannten Kriterien können Kernschadenzustände nicht verhindert werden

KMV Kühlmittelverluststörfall

MD Mitteldruck

MF menschliches Fehlverhalten

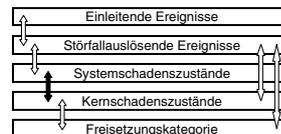
ND Niederdruck

NV Nichtverfügbarkeit

tur und der Häufigkeiten von Kernschadenzuständen für Systemschadenzustände

internen Notfallmaßnahmen und Kernschadenzuständen			Häufigkeit von Kernschadenzuständen [1/a]	
%	Anteile [%]			
	ST	K		MF
100		100	2,4E-7	
100		100	2,2E-8	
100		100	6,3E-8	
100	100	100	2,8E-7	
100	100	100	8,7E-7	
90		90	10	3,1E-7
100		62	38	3,5E-7
100	100	100	1,6E-7	
100		100	6,5E-8	
72		100	5,8E-9	
100	100	100	2,6E-8	
96		100	9,0E-8	
Summe			2,5E-6	

- P Ausfall primärseitiger Systemfunktionen
- PDE primärseitige Druckentlastung u. Bespeisung
- S Ausfall sekundärseitiger Systemfunktionen
- SDE sekundärseitige Druckentlastung u. Bespeisung
- ST anlageninterne Notfallmaßnahmen auf Grund systemtechnischer Ausfälle nicht durchführbar
- T Transienten
- Z Karenzzeiten für Notfallmaßnahmen



Tab. 5.11 Wahrscheinlichkeiten des Übergangs von auslösenden Ereignissen zu

Wiederhergestellter sicherer Zustand	H [1/a]	Übergangswahrscheinlich- HKL		
		2	3	4
		9,0E-5	1,5E-4	3,0E-3
	0,1968	0,9991	0,9989	0,9996

Nr. ²⁾	Kernschadenzustände				H [1/a]	Übergangswahrscheinlich- HKL		
	B	D	Z [h]	2		3	4	
2	kein HD, kein ND	ND	2 - 4	2,8E-7	3,6E-4	2,9E-4		
3	kein HD, kein ND	ND	4 - 12	8,7E-7				3,0E-4
4	nur ND	MD	< 2	2,7E-7	5,8E-4	2,0E-4	6,7E-6	
5	nur ND	MD	2 - 4	9,5E-8		5,1E-4		
6	nur ND	MD	4 - 12	9,0E-8				3,0E-5
7	kein HD, kein ND	MD	4 - 12	1,6E-7				
8	nur ND	MD	> 12	6,5E-8		1,0E-4	1,4E-5	
9	nur HD od. HD u. ND	HD	< 2	3,1E-7				9,1E-5
10	nur HD od. HD u. ND	HD	2 - 4	1,3E-7				
11	kein HD, kein ND	HD	2 - 4	2,2E-7				

1) vgl. Tab. 5.1

2) vgl. Tab. 5.8

B Verfügbarkeit primärseitiger
Bespeisung

D Druck im Primärkreis

H Häufigkeit

HD Hochdruck

HKL Lecks in der Hauptkühl
mittelleitung

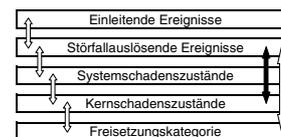
LDE DE-Heizrohrlecks

Kernschadenzuständen

keiten der auslösenden Ereignisse (Ereignisgruppe, Nr. ¹⁾ , Häufigkeit [1/a])						
LDH	LDE	Betriebstransienten				
6	8	10	11	12	13	
8,5E-4	2,3E-3	< 2,5E-2	1,2E-1	3,8E-2	7,5E-3	
0,9995	0,9999	1,0000	1,0000	1,0000	1,0000	

keiten der auslösenden Ereignisse (Ereignisgruppe, Nr. ¹⁾ , Häufigkeit [1/a])						
LDH	LDE	Betriebstransienten				
6	8	10	11	12	13	
8,5E-4	2,3E-3	2,5E-2	1,2E-1	3,8E-2	7,5E-3	
2,8E-4						
2,0E-4						
2,1E-6	1,4E-5					
	7,2E-5					
		4,5E-7	1,7E-8	4,5E-7	4,5E-7	
		1,0E-6	4,6E-7	1,1E-6	1,0E-6	
		8,5E-6				

- LDH Lecks am Druckhalter
- ND Niederdruck
- MD Mitteldruck
- Z Zeitdauer bis Kernschaden



Tab. 5.12 Nichtverfügbarkeiten von Systemfunktionen und anlageninternen Notfallauslösende Ereignisse

Auslösendes Ereignis ¹⁾		Nichtverfügbarkeiten von Systemfunktionen sowie Reparatur zur Verhinderung		
Nr.	Bezeichnung	H [1/a]	NV	Hauptbeiträge Charakterisierung ²⁾
2	Kleines Leck, 80 - 200 cm ²	9,0E-5	9,4E-4	– HD-Einspeisung/PDE – ND-Einspeisung
3	Kleines Leck, 25 - 80 cm ²	1,5E-4	1,1E-3	– HD-Einspeisung/PDE – ND-Einspeisung – SpW-Versorgung/SDE und PDE
4	Kleines Leck, 2 - 25 cm ²	3,0E-3	4,4E-4	– ND-Einspeisung – SpW-Versorgung/SDE und PDE – 100K/h-Abfahren/HD-/ND-Sumpfansaugung/PDE
6	Kleines DH-Leck, 40 cm ²	8,5E-4	4,8E-4	– ND-Einspeisung – HD-Einspeisung/PDE
8	DE-Heizrohrleck, 1 - 6 cm ²	2,3E-3	8,6E-5	– Isolieren und Langzeit-NWA – Verhinderung Notkühlkriterien und HD-Einspeisung
10	Notstromfall	2,5E-2	1,0E-5	– SpW-Versorgung/SDE und PDE – FD-Druckbegrenzung/PDE
11	Ausfall HSpW oh. Ausfall HWs	1,2E-1	4,8E-7	– SpW-Versorgung/SDE und PDE – FD-Druckbegrenzung/PDE – SpW-Versorgung/Reparatur und PDE
12	Ausfall HWs oh. Ausfall HSpW	3,8E-2	1,6E-6	– SpW-Versorgung/SDE und PDE – Frischdampf-Druckbegrenzung – SpW-Versorgung/Reparatur und PDE
13	Ausfall HSpW u. Ausfall HWs	7,5E-3	1,5E-6	– SpW-Versorgung/SDE und PDE – FD-Druckbegrenzung/PDE – SpW-Versorgung/Reparatur und PDE

1) vgl. Tab. 5.1

2) Systemfunktion, deren Ausfall zum Systemschadenszustand führt/anlageninterne Notfallmaßnahmen

DE Dampferzeuger

DH Druckhalter

FD Frischdampf

GVA gemeinsam verursachte Ausfälle

H Häufigkeit

HD Hochdruck

HSpW Hauptspeisewasser

HWs Hauptwärmesenke

K bei Einleitung der anlageninternen Notfallmaßnahmen bei den im Notfallhandbuch genannten Kriterien können Kernschadenszustände nicht verhindert werden

MF menschliches Fehlverhalten

ND Niederdruck

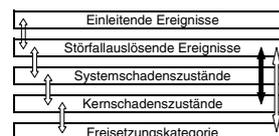
NV Nichtverfügbarkeit

NWA Nachwärmeabfuhr

maßnahmen und Reparatur und der Häufigkeiten von Kernschadenzuständen für

nen und anlageninternen Notfallmaß- nung von Kernschadenzuständen					Häufigkeit von Kernscha- denzuständen [1/a]			
%	Anteile [%]				Ausfallursache			Summe
	GVA	MF	ST	K	<u>PS</u>	<u>PS</u>	<u>PS</u>	
62 38	37	2	39	100	9,0E-8			9,0E-8
62 26 8	46	1	27	100	1,4E-7	1,6E-8	4,6E-9	1,6E-7
68 21 7	73	4	67	100	8,7E-7	3,3E-7	1,1E-7	1,3E-6
58 42	59	1	54	100	4,0E-7			1,8E-9 4,0E-7
83 17	88	40	62	100	1,9E-8	1,6E-7	7,0E-9	1,8E-7
95 5	99	16	4 (SDE)	84	2,5E-7			2,5E-7
85 3 12	98	100	19 (SDE)		5,7E-8			5,7E-8
65 27 8	97	100	22 (SDE)		6,0E-8			6,0E-8
67 24 9	96	100	21 (SDE)		1,1E-8			1,1E-8
Summe					1,5E-6	8,8E-7	1,2E-7	2,5E-6

- P Ausfall primärseitiger Systemfunktionen
- PDE primärseitige Druckentlastung und Bespeisung
- S Ausfall sekundärseitiger Systemfunktionen
- SDE sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung
- SpW Speisewasser
- ST anlageninterne Notfallmaßnahme auf Grund systemtechnischer Ausfälle nicht durchführbar



5.3.3.1 Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 80 - 200 cm²

- **Zur Beherrschung der Systemschadenzustände erforderliche Notfallmaßnahmen**

Die Systemschadenzustände beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 80 - 200 cm² sind zu 62 % auf Ausfälle der Hochdruck-Einspeisungen zurückzuführen (vgl. Abschnitt 5.2.1). In diesem Fall könnte prinzipiell mit der Notfallmaßnahme PDE ein Kernschaden vermieden werden. Für die hier durchgeführten Untersuchungen wird davon ausgegangen, dass die Maßnahme PDE erst mit dem Erreichen der PDE-Vorbereitungskriterien begonnen wird. Beim Kühlmittelverluststörfall ist dann die Zeitspanne zwischen Anstehen der Kriterien und dem Zeitpunkt, bis zu dem PDE zur Verhinderung des Kernschadenzustands wirksam sein muss, so kurz, dass dieses Ziel kaum erreichbar ist /GRS 98/. Die GRS schätzt in diesem Fall die Erfolgswahrscheinlichkeit von PDE bei den Kühlmittelverluststörfällen als sehr gering ein. In den systemtechnischen Untersuchungen wird daher PDE beim Kühlmittelverluststörfall für dieses Ziel nicht berücksichtigt.

In 38 % der Fälle wird der Systemschadenzustand von Ausfällen der Niederdruck-Einspeisungen verursacht, wobei GVA der Füllstandsmessungen in den Zellenkühlern der Nachkühlkette eine wesentliche Rolle spielen (vgl. Abschnitt 5.2.1). Für diese Abläufe mit Ausfall der Nachwärmeabfuhr wird unterstellt, dass auf Grund von Folgeausfällen der Nachkühlpumpen PDE nicht wirksam werden kann.

- **Übergangswahrscheinlichkeiten von Systemschadenzuständen zu Kernschadenzuständen**

Die Übergangswahrscheinlichkeit vom Eintritt eines Systemschadenzustands zu einem Kernschadenzustand beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 80 - 200 cm² beträgt 1, d.h. die Kernschadenshäufigkeit ist gleich der Häufigkeit eines Systemschadenzustands und beträgt $9 \cdot 10^{-8}/a$.

- **Übergangswahrscheinlichkeiten vom auslösenden Ereignis zu Kernschadenzuständen**

Mit der Häufigkeit eines kleinen Lecks in einer Hauptkühlmitteleitung, $80 - 200 \text{ cm}^2$, von $9,0 \cdot 10^{-5}/\text{a}$ und der oben ermittelten Kernschadenshäufigkeit beträgt die Übergangswahrscheinlichkeit vom auslösenden Ereignis zu einem Kernschadenzustand $9,4 \cdot 10^{-4}$.

- **Kernschadenzustände**

Die Kernschadenzustände beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmitteleitung, $80 - 200 \text{ cm}^2$, sind durch niedrigen bzw. mittleren Druck im Primärkreis und eine Zeitdauer bis Eintritt des Kernschadens unter 4 h bestimmt. Nach Eintritt des Kernschadens sind in etwa 60 % der Fälle Niederdruck-Einspeisungen verfügbar (Kernschadenzustände 2 und 4 in Tabelle 5.11).

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Bei Kühlmittelverluststörfällen gehen Systemschadenzustände in Kernschadenzustände über, da PDE auf Grund der kurzen zur Verfügung stehenden Zeit nicht rechtzeitig durchgeführt werden kann. Beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmitteleitung, $80 - 200 \text{ cm}^2$, liegen außerdem in knapp 40 % der Fälle systemtechnische Gründe vor, da in diesen Fällen der Systemschadenzustand durch ein Versagen der Niederdruck-Einspeisungen verursacht wird und damit PDE nicht wirksam werden kann.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Neben dem Ausfall der Notfallmaßnahme PDE (auf Grund des kurzen Zeitbudgets durch spätes Anstehen der Vorbereitungskriterien für PDE), der 61 % zur Häufigkeit des Kernschadenzustandes beiträgt, spielen unabhängige Ausfälle der Erstabsperrungen, Betriebsversagen der Hochdruckpumpen und unabhängige Ausfälle der Füllstandsmessungen in den Zellenkühlern eine wesentliche Rolle (vgl. Abschnitt 5.2.1).

GVA haben einem Anteil von insgesamt ca. 37 %, menschliche Fehlhandlungen spielen eine untergeordnete Rolle (vgl. Abschnitt 5.2.1).

5.3.3.2 Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 25 - 80 cm²

- **Zur Beherrschung der Systemschadenzustände erforderliche Notfallmaßnahmen**

Für die Systemschadenzustände mit Ausfall der primärseitigen Systemfunktionen (ca. 90 %) gilt das für ein kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 80 - 200 cm² Gesagte. Notfallmaßnahmen (PDE) sind systemtechnisch nicht durchführbar oder ihre Erfolgswahrscheinlichkeit wird als gering eingeschätzt. Etwa 8 % der Häufigkeit der Systemschadenzustände sind zwar auf Ausfälle der Dampferzeuger-Bespeisung zurückzuführen, aber nur bei einem Teil der Ausfallkombinationen liegen die Vorbereitungskriterien für die Notfallmaßnahme SDE vor (4v4 Dampferzeuger-Füllstände < 4 m). Außerdem ist auch in diesen Fällen die Zeit kurz zwischen Anstehen der Einleitungs-Kriterien und Zeitpunkt, bis zu dem SDE wirksam sein muss. Es wird daher davon ausgegangen, dass die Erfolgswahrscheinlichkeit von SDE gering ist. In den systemtechnischen Untersuchungen wird deshalb SDE beim Kühlmittelverlust nicht berücksichtigt.

- **Übergangswahrscheinlichkeiten von Systemschadenzuständen zu Kernschadenzuständen**

Die Übergangswahrscheinlichkeit vom Eintritt eines Systemschadenzustands zu einem Kernschadenzustand beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 25 - 80 cm², beträgt 1, d.h. die Kernschadenshäufigkeit ist gleich der Häufigkeit eines Systemschadenzustands und beträgt $1,6 \cdot 10^{-7}/a$. In 74 % der Fälle liegen die Kriterien für die Notfallmaßnahmen zu spät vor, bei 26 % können die Notfallmaßnahmen auf Grund systemtechnischer Ausfälle nicht durchgeführt werden.

- **Übergangswahrscheinlichkeiten vom auslösenden Ereignis zu Kernschadenzuständen**

Mit der Häufigkeit eines kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung, 25 - 80 cm², von $1,5 \cdot 10^{-4}/a$ und der oben ermittelten Kernschadenshäufigkeit beträgt die Übergangswahrscheinlichkeit vom auslösenden Ereignis zu einem Kernschadenzustand $1,1 \cdot 10^{-3}$.

Nahezu 90 % der Häufigkeit gehen auf Ausfälle der Hochdruck- und Niederdruck-Einspeisungen zurück.

- **Kernschadenzustände**

Die meisten Kernschadenzustände beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 25 - 80 cm², sind durch mittleren Druck im Primärkreis gekennzeichnet (74 %). Ursache hierfür sind im Wesentlichen Ausfälle der Hochdruck-Einspeisungen und des sekundärseitigen Abfahrens. Die Zeitdauer bis Eintritt des Kernschadens beträgt überwiegend weniger als 4 h, z.T. aber über 12 h (bei Inbetriebnahme der HD-Sumpfansaugung), nach Eintritt des Kernschadens sind in diesen Fällen nur ND-Einspeisungen verfügbar. Bei 26 % der Kernschadenzustände führt der Ablauf zwischen 2 und 4 h nach Eintritt des Lecks zum Kernschaden, wobei der Druck im Primärkreis kleiner 1,0 MPa ist und nach Eintritt des Kernschadens weder HD- noch ND-Einspeisungen verfügbar sind. Ursache für diesen Kernschadenzustand ist im Wesentlichen der Ausfall der Niederdruck-Einspeisungen.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Bei Kühlmittelverluststörfällen gehen alle Systemschadenzustände in Kernschadenzustände über, da PDE entweder auf Grund der kurzen zur Verfügung stehenden Zeit nicht rechtzeitig durchgeführt werden kann und/oder aus systemtechnischen Gründen. Beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 25 - 80 cm², kann in 26 % der Fälle PDE auf Grund eines Versagens der Niederdruck-Einspeisungen nicht durchgeführt werden.

Führt man die Ergebnisse für die Kernschadenzustände auf Ausfälle von Systemfunktionen zurück, dann ist neben dem Ausfall der Niederdruck-Einspeisungen (26 %) vor allem ein Versagen der Hochdruck-Einspeisungen (62 %) zu nennen. Der Ausfall sekundärseitiger Systemfunktionen spielt mit 12 % eine untergeordnete Rolle.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Neben dem Ausfall der Notfallmaßnahme PDE (auf Grund des kurzen Zeitbudgets durch spätes Anstehen der Vorbereitungskriterien für PDE), der 74 % zur Häufigkeit des Kernschadenzustandes beiträgt, spielen unabhängige Ausfälle der Erstabsper-

rungen, Betriebsversagen der Hochdruckpumpen und unabhängige Ausfälle der Füllstandsmessungen in den Zellenkühlern eine wesentliche Rolle (vgl. Abschnitt 5.2.2).

GVA haben einen Anteil von insgesamt ca. 37 %, menschliches Fehlverhalten spielt eine untergeordnete Rolle (vgl. Abschnitt 5.2.2).

5.3.3.3 Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 2 - 25 cm²

- **Zur Beherrschung der Systemschadenzustände erforderliche Notfallmaßnahmen**

Wie bei den bereits behandelten kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung (vgl. Abschnitte 5.3.3.1 und 5.3.3.2) werden keine Notfallmaßnahmen berücksichtigt. Beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 2 - 25 cm², ist allerdings der Anteil der Systemschadenzustände, bei denen die Niederdruck-Einspeisungen ausgefallen sind und damit die Notfallmaßnahme PDE systemtechnisch nicht durchführbar ist, mit 68 % höher als bei den größeren Lecks.

- **Übergangswahrscheinlichkeiten von Systemschadenzuständen zu Kernschadenzuständen**

Beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 2 - 25 cm², beträgt die Übergangswahrscheinlichkeit vom Eintritt eines Systemschadenzustands zu einem Kernschadenzustand 1, d.h. die Kernschadenshäufigkeit ist gleich der Häufigkeit eines Systemschadenzustands und beträgt $1,3 \cdot 10^{-6}/a$ (vgl. Abschnitt 5.2.3). In 68 % der Fälle können die Notfallmaßnahmen auf Grund systemtechnischer Ausfälle nicht durchgeführt werden, bei 32 % liegen die Kriterien für die Notfallmaßnahmen zu spät vor.

- **Übergangswahrscheinlichkeiten vom auslösenden Ereignis zu Kernschadenzuständen**

Die Übergangswahrscheinlichkeit vom auslösenden Ereignis zu einem Kernschadenzustand beträgt $4,4 \cdot 10^{-4}$. Nahezu 70 % der Häufigkeit gehen auf Ausfälle der Niederdruck-Einspeisungen zurück. Der Ausfall der Speisewasser-Versorgung hat einen Anteil von 21 %.

- **Kernschadenszustände**

Beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 2 - 25 cm² treten am häufigsten Kernschadenszustände mit niedrigem Druck im Primärkreis auf (68 %). Es handelt sich hier im Wesentlichen um Kernschadenszustände, die auf ein Versagen der Niederdruck-Einspeisungen zurückzuführen sind. Ein hoher Druck im Primärkreis liegt bei 21 % der Kernschadenszustände vor. In diesen Fällen ist die Speisewasser-Versorgung (Dampferzeuger-Bespeisung) ausgefallen. Der hohe Druck tritt aber nur bei Leckquerschnitten im unteren Bereich (2 - 12 cm²) auf. Alle anderen Kernschadenszustände (12 %) sind durch mittleren Druck im Primärkreis gekennzeichnet. Die Zeitspannen vom auslösenden Ereignis bis zum Eintritt des Kernschadenszustands variieren bei den ergebnisrelevanten (bezüglich der Häufigkeit) Kernschadenszuständen von weniger als 2 h (22 %, im Wesentlichen Hochdruck-Fall) bis zu 4 - 12 h (80 %) und mehr (3 %). Nach Eintritt des Kernschadens mit hohem Druck im Primärkreis sind die Hochdruck- und Niederdruck-Einspeisungen verfügbar, im Übrigen überwiegen Kernschadenszustände, bei denen weder Hochdruck- noch Niederdruck-Einspeisungen funktionieren.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Bei Kühlmittelverluststörfällen gehen alle Systemschadenszustände in Kernschadenszustände über, da PDE entweder auf Grund der kurzen zur Verfügung stehenden Zeit nicht rechtzeitig durchgeführt werden kann und/oder aus systemtechnischen Gründen. Beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 2 - 25 cm², kann in 68 % der Fälle PDE auf Grund eines Versagens der Niederdruck-Einspeisungen nicht durchgeführt werden.

Werden die Kernschadenszustände auf Ausfälle von Systemfunktionen zurückgeführt, dann sind neben dem dominanten Ausfall der Niederdruck-Einspeisungen (68 %) das Versagen der Dampferzeuger-Bespeisung von Bedeutung (21 %). Ausfälle des 100K/h-Abfahrens und Versagen der Hochdruck-Sumpfansaugung spielen mit 7 % eine untergeordnete Rolle. Die Ursachen für Systemfunktionsausfälle sind in Abschnitt 5.2.3 dargestellt.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Neben dem Ausfall der Notfallmaßnahme PDE (auf Grund des kurzen Zeitbudgets durch spätes Anstehen der Vorbereitungskriterien für PDE), der 32 % zur Häufigkeit des Kernschadenzustands beiträgt, spielen unabhängige Ausfälle und GVA der Füllstandsmessungen in den Zellenkühlern der Nachkühlkette, sowie GVA von Armaturen im Hauptspeisewasser- und Notspeisewassersystem eine wesentliche Rolle (vgl. Abschnitt 5.2.3).

Ausfallkombinationen mit GVA haben einem Anteil von insgesamt ca. 73 %, menschliche Fehlhandlungen spielen mit 4 % eine untergeordnete Rolle (vgl. Abschnitt 5.2.3).

5.3.3.4 Kleines Leck am Druckhalter durch fehloffenes Sicherheitsventil

- **Zur Beherrschung der Systemschadenzustände erforderliche Notfallmaßnahmen**

Wie bei den kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittleitung werden keine Notfallmaßnahmen berücksichtigt. Beim kleinen Leck am Druckhalter beträgt der Anteil der Systemschadenzustände, bei denen die Niederdruck-Einspeisungen ausgefallen sind und damit die Notfallmaßnahme PDE systemtechnisch nicht durchführbar ist, 58 %. Für die restlichen 42 % werden Notfallmaßnahmen aus den bereits dargestellten Gründen nicht berücksichtigt (vgl. Abschnitte 5.3.3.1 und 5.3.3.3).

- **Übergangswahrscheinlichkeiten von Systemschadenzuständen zu Kernschadenzuständen**

Die Übergangswahrscheinlichkeit vom Eintritt eines Systemschadenzustands zu einem Kernschadenzustand beträgt beim kleinen Leck am Druckhalter durch fehloffenes Sicherheitsventil 1, d.h. die Kernschadenzhäufigkeit ist gleich der Häufigkeit eines Systemschadenzustands und beträgt $4,0 \cdot 10^{-7}/a$ (vgl. Abschnitt 5.2.4). In 58 % der Fälle können die Notfallmaßnahmen auf Grund systemtechnischer Ausfälle nicht durchgeführt werden, bei 42 % liegen die Kriterien für die Notfallmaßnahmen zu spät vor.

- **Übergangswahrscheinlichkeiten vom auslösenden Ereignis zu Kernschadenzuständen**

Die Übergangswahrscheinlichkeit vom auslösenden Ereignis zu einem Kernschadenzustand beträgt $4,8 \cdot 10^{-4}$ und geht im Wesentlichen auf Ausfälle der Niederdruck-Einspeisungen (58 %) und der Hochdruck-Einspeisungen mit Versagen von PDE (42 %) zurück.

- **Kernschadenzustände**

Beim kleinen Leck am Druckhalter durch fehloffenes Sicherheitsventil treten am häufigsten Kernschadenzustände mit niedrigem Druck im Primärkreis und Eintrittszeiten von 2 - 4 h auf (58 %). Es handelt sich hier im Wesentlichen um Kernschadenzustände, die auf ein Versagen der Niederdruck-Einspeisungen zurückzuführen sind. In den übrigen Fällen (42 %) liegen ein mittlerer Druck im Primärkreis und Zeitspannen unter 2 h vor. Zum Kernschadenzustand führt hier ganz überwiegend das Versagen der Hochdruck-Einspeisungen. In diesem Fall ist die Niederdruck-Einspeisung nach Eintritt des Kernschadens verfügbar, ansonsten kann weder mit den Hochdruck- noch Niederdrucksystemen in den Primärkreis eingespeist werden.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Bei Kühlmittelverluststörfällen gehen alle Systemschadenzustände in Kernschadenzustände über, da PDE entweder auf Grund der kurzen zur Verfügung stehenden Zeit und/oder aus systemtechnischen Gründen nicht durchgeführt werden kann. Bei einem kleinen Leck am Druckhalter durch fehloffenes Sicherheitsventil kann in 58 % der Fälle PDE auf Grund eines Versagens der Niederdruck-Einspeisungen nicht durchgeführt werden.

Werden die Kernschadenzustände auf Ausfälle von Systemfunktionen zurückgeführt, so ist neben dem Ausfall der Niederdruck-Einspeisungen (58 %) das Versagen der Hochdruck-Einspeisungen von Bedeutung (42 %). Die Ursachen für Systemfunktionsausfälle sind in Abschnitt 5.2.4 dargestellt.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Neben dem Ausfall der Notfallmaßnahme PDE (auf Grund des kurzen Zeitbudgets durch spätes Anstehen der Vorbereitungskriterien für PDE), der 58 % zur Häufigkeit des Kernschadenzustands beiträgt, spielen unabhängige Ausfälle und GVA der Füllstandsmessungen in den Zellenkühlern der Nachkühlkette, unabhängige Ausfälle der Erstabsperungen im Nachkühlsystem sowie Betriebsversagen der Sicherheitseinspeisepumpen eine wesentliche Rolle (vgl. Abschnitt 5.2.4).

Ausfallkombinationen mit GVA haben einen Anteil von insgesamt ca. 59 %, menschliche Fehlhandlungen sind mit 1 % von untergeordneter Bedeutung (vgl. Abschnitt 5.2.4).

5.3.3.5 Dampferzeuger-Heizrohrleck, 1 - 6 cm²

- **Zur Beherrschung der Systemschadenzustände erforderliche Notfallmaßnahmen**

Beim Dampferzeuger-Heizrohrleck liegen die Kriterien für die Durchführung der Notfallmaßnahmen SDE bzw. PDE nicht vor (vgl. Abschnitt 5.3.1.1). Diese Maßnahmen werden deshalb in der PSA nicht berücksichtigt.

- **Übergangswahrscheinlichkeiten von Systemschadenzuständen zu Kernschadenzuständen**

Beim Dampferzeuger-Heizrohrleck, 1 - 6 cm², beträgt die Übergangswahrscheinlichkeit vom Systemschadenzustand zu einem Kernschadenzustand 1, d.h. die Kernschadenzustandshäufigkeit ist gleich der Häufigkeit eines Systemschadenzustands und beträgt $2,0 \cdot 10^{-7}/a$ (vgl. Abschnitt 5.2.5). Notfallmaßnahmen werden auf Grund fehlender Kriterien nicht berücksichtigt.

- **Übergangswahrscheinlichkeiten vom auslösenden Ereignis zu Kernschadenzuständen**

Die Übergangswahrscheinlichkeit vom auslösenden Ereignis zu einem Kernschadenzustand beträgt $8,5 \cdot 10^{-5}$ und geht im Wesentlichen auf Ausfälle der Systemfunktionen „Isolieren des defekten Dampferzeugers“ und „Langzeit-Nachwärmeabfuhr“ zurück (vgl. Abschnitt 5.2.5).

- **Kernschadenzustände**

Die Kernschadenzustände beim Dampferzeuger-Heizrohrleck, $1 - 6 \text{ cm}^2$, sind durch mittleren Druck im Primärkreis gekennzeichnet. In den überwiegenden Fällen (83 %) tritt der Kernschadenzustand nach 4 - 12 h ein. Die Hochdruck- und Niederdruck-Einspeisungen sind dann nicht verfügbar. Die Ursache dieser Kernschadenzustände sind im Wesentlichen Ausfälle der Systemfunktionen „Isolieren des defekten Dampferzeugers“ und „Langzeit-Nachwärmeabfuhr“. Seltener treten Kernschadenzustände auf (17 % der Kernschadenzustände), deren Ursache die Anregung der Notkühlkriterien und das Versagen der Hochdruck-Einspeisungen war. In diesem Fall liegt der Kernschadenzustand bereits nach 2 - 4 h vor. Die Niederdruck-Einspeisungen sind bei diesem Kernschadenzustand verfügbar.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Beim Dampferzeuger-Heizrohrleck, $1 - 6 \text{ cm}^2$, gehen alle Systemschadenzustände in Kernschadenzustände über, da für die Durchführung von SDE und PDE keine Kriterien vorliegen.

Die Zurückführung der Ergebnisse für Kernschadenzustände auf Ausfälle von Systemfunktionen liefert folgendes Bild: Zur Häufigkeit von Systemschadenzuständen tragen mit 83 % Ausfälle des Isolierens des defekten Dampferzeugers in Kombination mit einem Versagen der Langzeit-Nachwärmeabfuhr bei. Der Rest von etwa 17 % geht auf Abläufe zurück, bei denen die Anregung der Notkühlkriterien nicht verhindert werden konnte und die Hochdruck-Einspeisungen versagen. Weitere Einzelheiten sind in Abschnitt 5.2.5 dargestellt.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Neben dem „Ausfall“ der Notfallmaßnahmen (keine Kriterien für ihre Durchführung), spielen Ausfallkombinationen mit Versagen aller vier Frischdampf-Abblaseregelventile durch GVA sowie der Ausfall des Frischdampf-Absperrventils in der Frischdampfleitung des defekten Dampferzeugers und der Ausfall der Handmaßnahmen zum Isolieren des defekten Dampferzeugers die wesentliche Rolle (vgl. Abschnitt 5.2.5).

GVA tragen insgesamt 88 %, menschliche Fehlhandlungen - im Wesentlichen die Maßnahmen zum Isolieren des defekten Dampferzeugers - tragen 40 % bei (vgl. Abschnitt 5.2.5).

5.3.3.6 Notstromfall

- **Zur Beherrschung der Systemschadenzustände erforderliche Notfallmaßnahmen**

Beim Notstromfall vorliegende Systemschadenzustände können durch Notfallmaßnahmen und ggf. Reparaturmaßnahmen in den sicheren Zustand überführt werden. In dieser PSA werden die Notfallmaßnahmen SDE und PDE sowie die Reparatur ausgewählter Komponenten berücksichtigt (vgl. Abschnitte 5.3.1.1 und 5.3.1.2). Zur Ermittlung der Mindestanforderungen wurden Abschätzungen auf der Grundlage der für den „Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke“ vorliegenden thermo hydraulischen Rechnungen (vgl. Abschnitt 5.3.3.7) durchgeführt. Ausgehend von den Ereignisabläufen, die auf Grund der Ausfälle auslegungsgemäßer Systemfunktionen zu einem Systemschadenzustand führen, sind folgende Notfall- bzw. Reparaturmaßnahmen erforderlich:

- bei Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung:
 - SDE (Einspeisen mit der mobilen Pumpe) oder
 - SDE (Nutzung des Wasserinventars der Speisewasserleitungen und des Speisewasserbehälters) und Reparatur oder
 - PDE
- bei Ausfall der Frischdampf-Abgabe (Druckbegrenzung): PDE

Bezüglich SDE werden also zwei unterschiedliche Anforderungen berücksichtigt:

Zur Verhinderung eines Kernschadenzustands muss eine langfristige Dampferzeuger-Bespeisung mit einer mobilen Pumpe hergestellt werden. Hierzu sind die Maßnahmen zur Dampferzeuger-Druckentlastung und zum Anschluss der mobilen Pumpe erforderlich, wobei mindestens eines der vier Frischdampf-Abblaseregelventile oder eines der vier Frischdampf-Sicherheitsventile geöffnet werden müssen. Die Einspeisung muss über mindestens einen der vier Dampferzeuger erfolgen.

Kann die Dampferzeuger-Bespeisung mit der mobilen Pumpe nicht in Betrieb genommen werden, weil z.B. Armaturen in den Einspeiseleitungen nicht öffnen, dann kann der Kernschadenzustand nur durch Reparatur (oder durch PDE) verhindert werden. Als Voraussetzung für den Reparaturserfolg ist SDE soweit durchzuführen, dass das Wasserinventar des Speisewasserbehälters und der Speisewasserleitungen genutzt werden kann und damit die für die Reparatur erforderliche Zeit zur Verfügung steht. Hierzu müssen mindestens zwei der vier Frischdampf-Abblaseregelventile geöffnet, mindestens zwei der drei Hauptspeisepumpenstränge sowie mindestens vier Speisewasserleitungen durchgeschaltet werden.

Für PDE müssen mindestens zwei der drei Druckhalterventile öffnen.

- **Übergangswahrscheinlichkeiten von Systemschadenzuständen zu Kernschadenzuständen**

Die Übergangswahrscheinlichkeit vom Systemschadenzustand zum Kernschadenzustand beträgt beim Notstromfall 0,18. Bei Vorliegen eines Systemschadenzustands kommt es damit in 18 % der Fälle zu einem Kernschaden. In den überwiegenden Fällen (82 %) kann dagegen die Anlage durch die Notfallmaßnahmen SDE oder PDE in einen sicheren Zustand überführt werden. Der wesentliche Anteil des Ausfalls von SDE und PDE geht auf den GVA aller 48-V-Batterien des Notnetzes 2 zurück, der einerseits zum Versagen der betrieblichen Bespeisung durch die An- und Abfahrpumpen und das Notspeisesystem führt (vgl. Abschnitt 5.2.6) und andererseits die Durchführung der Notfallmaßnahmen erschwert. Nach Auffassung der GRS wird diese Situation durch das Notfallhandbuch nicht ausreichend abgedeckt.

Mit der Häufigkeit für einen Systemschadenzustand beim Notstromfall von $1,4 \cdot 10^{-6}/a$ (vgl. Abschnitt 5.2.6) und der genannten Übergangswahrscheinlichkeit von 0,18 beträgt die Kernschadenshäufigkeit bei einem Notstromfall $2,5 \cdot 10^{-7}/a$.

Im Folgenden werden die Übergangswahrscheinlichkeiten von den einzelnen Systemschadenzuständen beim Notstromfall behandelt (vgl. Abschnitt 5.2.6 sowie Tabellen 5.5 und 5.6).

Mit 95 % hat der Systemschadenzustand Nr. 7 den wesentlichen Anteil an der Häufigkeit der Systemschadenzustände beim Notstromfall (vgl. Tabelle 5.5). Der Systemschadenzustand geht auf den Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung zurück und kann je nach den Ausfallursachen in zwei unterschiedliche Kernschadenzustände übergehen (Nr. 10 und 11, vgl. Tabelle 5.9). Die häufigsten Ursachen (89 %) sind Ausfälle von Komponenten des An- und Abfahrsystems sowie des Notspeisesystems. Für diese Fälle wird eine Übergangswahrscheinlichkeit vom System- zum Kernschadenzustand von 0,02 ermittelt (Kernschadenzustand Nr. 10). Die Übergangswahrscheinlichkeit wird vom Ausfall der Handmaßnahmen zur Durchführung von SDE bzw. Reparatur und PDE bestimmt. Etwa 16 % der Systemschadenshäufigkeit gehen auf den GVA aller 48-V-Batterien des Notnetzes 2 zurück. In diesem Fall sind sowohl SDE als auch PDE systemtechnisch ausgefallen, d.h. die Übergangswahrscheinlichkeit beträgt 1. Damit ergibt sich insgesamt eine Wahrscheinlichkeit von 0,18 für den Übergang vom Systemschadenzustand Nr. 7 zum Kernschadenzustand Nr. 11.

Ein Anteil von 5 % der Häufigkeit eines Systemschadenzustands beim Notstromfall ist auf den Ausfall der Frischdampf-Druckbegrenzung zurückzuführen (Nr. 6 in Tabelle 5.5). Die Übergangswahrscheinlichkeit vom System- zum Kernschadenzustand ist in diesem Fall 0,17 und wird vom Ausfall der Handmaßnahmen für PDE bestimmt.

- **Übergangswahrscheinlichkeiten vom auslösenden Ereignis zu Kernschadenzuständen**

Die Übergangswahrscheinlichkeit vom auslösenden Ereignis zu einem Kernschadenzustand beträgt $1,0 \cdot 10^{-5}$ und geht im Wesentlichen auf Ausfälle der Dampferzeuger-Bespeisung und der Notfallmaßnahmen SDE und PDE zurück. In 85 % der Fälle liegt die Ursache im genannten GVA aller 48-V-Batterien des Notnetzes 2. Bei den restlichen 15 % führen im Wesentlichen die in Abschnitt 5.2.6 genannten Pumpen- und

Armaturenausfälle zum Versagen der Dampferzeuger-Bespeisung und menschliche Fehlhandlungen zum Versagen der Notfall- und Reparaturmaßnahmen.

- **Kernschadenzustände**

Die Kernschadenzustände beim Notstromfall sind durch hohen Druck im Primärkreis gekennzeichnet. In den überwiegenden Fällen (96 %) tritt der Kernschadenzustand nach 2 - 4 h ein. Bei den restlichen 4 %, die auf Versagen der Frischdampfabgabe und Ausfall der Notfallmaßnahme PDE zurückgehen, liegen diese Zeiten unter 2 h. Nach Eintritt eines Kernschadens sind die Hochdruck- und Niederdruck-Einspeisungen nur in 15 % der Fälle verfügbar. Bei Vorliegen des Batterie-GVA, der mit 85 % den größten Anteil zur Kernschadenshäufigkeit liefert, sind diese Einspeisungen ausgefallen.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Beim Notstromfall spielen Ausfälle der Dampferzeuger-Bespeisung (führt zum Systemschadenzustand) und der Notfallmaßnahmen SDE und PDE die wesentliche Rolle, wobei 85 % der Kernschadenshäufigkeit auf den GVA aller 48-V-Batterien des Notnetzes 2 zurückzuführen sind, der einerseits zum Versagen der betrieblichen Bespeisung durch die An- und Abfahrpumpen und das Notspeisesystem führt (vgl. Abschnitt 5.2.6) und andererseits die Durchführung der Notfallmaßnahmen verhindert. Bei weiteren 10 % ist die Dampferzeuger-Bespeisung durch Versagen von Pumpen- und Armaturen ausgefallen. Zum Ausfall der Notfallmaßnahmen SDE und PDE bzw. der Reparaturmaßnahmen führen in diesen Fällen menschliche Fehlhandlungen. Bei den restlichen 5 % der Kernschadenshäufigkeit liegt der Ausfall der Frischdampfabgabe (Frischdampf-Druckbegrenzung) auf Grund eines GVA der Frischdampf-Abblaseregelventile und Frischdampf-Sicherheitsventile vor. SDE ist in diesem Fall nicht durchführbar. Zum Versagen von PDE führt im Wesentlichen der Ausfall der Handeingriffe zur Durchführung der Notfallmaßnahme.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Zur Kernschadenshäufigkeit tragen im Wesentlichen (85 %) GVA aller 48-V-Batterien des Notnetzes 2 bei. Nach Auffassung der GRS wird diese Situation durch das Notfallhandbuch nicht ausreichend abgedeckt. Wir gehen davon aus, dass in diesem Fall

Notfallmaßnahmen nicht bzw. nicht erfolgreich durchgeführt werden. Die restlichen 15 % setzen sich vor allem aus Ausfallkombinationen zusammen, die ein Versagen sowohl von SDE als auch PDE enthalten. Der Ausfall von Reparaturmaßnahmen ist mit etwa 1 % von untergeordneter Bedeutung. Die Importanzen einzelner Komponentenausfälle, die zum Systemschaden geführt haben, liegen alle unter 3 %.

GVA tragen insgesamt 99 %, menschliche Fehlhandlungen 16 % bei.

5.3.3.7 Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke

- **Zur Beherrschung der Systemschadenzustände erforderliche Notfallmaßnahmen**

Beim Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke werden analog zum Notstromfall die Notfallmaßnahmen SDE und PDE sowie die Reparatur ausgewählter Komponenten berücksichtigt. Die Ereignisabläufe und die Mindestanforderungen an die Systemfunktionen (SDE, PDE) entsprechen denen des Notstromfalls (vgl. Abschnitt 5.3.3.6). Zur Ermittlung der relevanten Zeitspannen für die Durchführung der Handmaßnahmen wurden thermohydraulische Rechnungen durchgeführt.

- **Übergangswahrscheinlichkeiten von Systemschadenzuständen zu Kernschadenzuständen**

Die Übergangswahrscheinlichkeit vom Systemschadenzustand zum Kernschadenzustand beträgt beim Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke $2,5 \cdot 10^{-2}$. Bei Vorliegen eines Systemschadenzustands kommt es damit in knapp 3 % der Fälle zu einem Kernschaden. In den überwiegenden Fällen (97 %) kann dagegen die Anlage durch die Notfallmaßnahmen SDE bzw. Reparatur oder PDE in einen sicheren Zustand überführt werden. Der wesentliche Anteil des Versagens von SDE und PDE geht auf den Ausfall der Handeingriffe zur Durchführung der Maßnahmen zurück.

Mit der Häufigkeit für einen Systemschadenzustand beim Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke von $2,6 \cdot 10^{-6}/a$ (vgl. Abschnitt 5.2.7) und der genannten Übergangswahrscheinlichkeit $2,5 \cdot 10^{-2}$ beträgt die Kernschadenshäufigkeit beim Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke $5,5 \cdot 10^{-8}/a$.

Im Folgenden werden die Übergangswahrscheinlichkeiten von den einzelnen Systemschadenzuständen beim Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke behandelt (vgl. Abschnitt 5.2.7 sowie Tabellen 5.5 und 5.6).

Mit nahezu 100 % bestimmt der Systemschadenzustand Nr. 7 das Ergebnis für die Häufigkeit der Systemschadenzustände beim Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke (vgl. Tabelle 5.5). Dieser Systemschadenzustand ist auf den Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung zurückzuführen und geht bei Ausfall von SDE und PDE in den Kernschadenzustand Nr. 10 über (vgl. Tabelle 5.9). Die Übergangswahrscheinlichkeit beträgt $2,4 \cdot 10^{-2}$. Bei einem Anteil von 70 % sind nach dem Versagen der Dampferzeuger-Bespeisung (An- und Abfahrssystem sowie Notspeisesystem) sowohl SDE als auch PDE durch Ausfall der Handmaßnahmen nicht verfügbar. Bei den restlichen 30 % fällt SDE auf Grund von Armaturen-Ausfällen aus. Mit der mobilen Pumpe kann nicht eingespeist werden, wenn nicht wenigstens eine Notspeiseleitung zum entsprechenden Dampferzeuger durchgeschaltet werden kann. Das ist der Fall, wenn z.B. keiner der vier Notspeise-Absperrschieber öffnet. Der Kernschaden kann in diesen Fällen durch Reparaturmaßnahmen oder PDE verhindert werden. Zum Versagen von PDE führen im Wesentlichen wieder Ausfälle der Handmaßnahmen. Bezüglich Reparatur ergibt sich folgendes Bild: Etwa die Hälfte des Anteils von 30 % entfallen auf Ausfallkombinationen, bei denen die Reparatur nicht erfolgreich ist, entweder weil die erforderliche Zeitspanne nicht zur Verfügung steht oder weil die Reparaturmaßnahmen selbst ausfallen (Versagen der Handmaßnahmen). Das für die Reparatur notwendige Zeitbudget steht nicht zur Verfügung, wenn „SDE zur Nutzung des Wasserinventars aus Speisewasserleitungen und -behälter“ ausfällt (Versagen der Handmaßnahmen). Die übrigen etwa 15 % betreffen Ausfallkombinationen, die bei denen keine Reparaturmaßnahmen berücksichtigt werden (vgl. Abschnitt 5.3.1.2).

Der Ausfall der Frischdampf-Druckbegrenzung (Systemschadenzustand Nr. 6) liefert bezüglich der Häufigkeit der Systemschadenzustände einen vernachlässigbaren Beitrag von weniger als 1 % (vgl. Abschnitt 5.2.87). Der Systemschadenzustand geht bei Ausfall der Notfall- bzw. Reparaturmaßnahmen in den Kernschadenzustand Nr. 9 über. Da bei diesem Ablauf weder SDE noch Reparaturmaßnahmen als erfolgreich eingeschätzt werden, ergibt sich allerdings eine höhere Übergangswahrscheinlichkeit vom Systemschadenzustand zum Kernschadenzustand (0,35) als bei den oben dargestellten Abläufen mit Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung ($2,4 \cdot 10^{-2}$). Der Kernschadenzustand Nr. 9 liefert damit einen Beitrag von 4 % zur Häufigkeit der

Kernschadenzustände beim Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke. Die Übergangswahrscheinlichkeit wird vom Ausfall der zur Durchführung von PDE erforderlichen Handmaßnahmen bestimmt.

- **Übergangswahrscheinlichkeiten vom auslösenden Ereignis zu Kernschadenzuständen**

Die Übergangswahrscheinlichkeit vom auslösenden Ereignis zu einem Kernschadenzustand beträgt $4,8 \cdot 10^{-7}$ und geht im Wesentlichen auf Ausfälle der Dampferzeuger-Bespeisung und der Notfallmaßnahmen SDE und PDE zurück.

- **Kernschadenzustände**

Die Kernschadenzustände beim Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke sind durch hohen Druck im Primärkreis gekennzeichnet. In den überwiegenden Fällen (96 %) tritt der Kernschadenzustand nach 2 - 4 h ein (Kernschadenzustand Nr. 10). Bei den restlichen 4 %, die auf Versagen der Frischdampfabgabe und Ausfall der Notfallmaßnahme PDE zurückgehen, liegen diese Zeiten unter 2 h (Kernschadenzustand Nr. 9). Nach Eintritt eines Kernschadens sind die Hochdruck- und Niederdruck-Einspeisungen verfügbar.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Beim Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke spielen Ausfälle der Dampferzeuger-Bespeisung (führt zum Systemschadenzustand) und der Notfallmaßnahmen SDE und PDE die wesentliche Rolle. Die Dampferzeuger-Bespeisung ist ausgefallen, wenn beide Einspeisungen durch das An- und Abfahrssystem sowie vier Einspeisungen durch das Notspeisesystem versagen. Beim An- und Abfahrssystem sind GVA der Schwachlast- und Druckhalte-Regelventile sowie Startversagen der An- und Abfahrpumpen die häufigsten Ausfallursachen. Zum Ausfall des Notspeisesystems tragen vor allem GVA der Druckhalte-Regelventile, Startversagen (GVA) und Betriebsversagen der Notspeisediesel und Notspeisepumpen sowie GVA der Notspeise-Absperrschieber bei. SDE und PDE fallen im Wesentlichen durch Versagen der Handmaßnahmen aus.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Die höchste Importanz für die Kernschadenshäufigkeit weisen die Ausfälle der Handmaßnahmen für PDE (100 %) und SDE (64 %) auf. Es folgen GVA von jeweils vier Schwachlast-Regelventilen (37 %), Druckhalte-Regelventilen im Notspeisesystem (23 %), Notspeisediesel (21 %), Druckhalte-Regelventilen im An- und Abfahrssystem (14 %) sowie GVA der vier Notspeise-Absperrschieber (11 %). Alle anderen Komponentenausfälle bzw. Ausfälle von Handmaßnahmen haben Anteile an der Kernschadenshäufigkeit unter 10 %.

GVA tragen insgesamt 98 %, menschliches Fehlverhalten 100 % zur Kernschadenshäufigkeit bei.

5.3.3.8 Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser

- **Zur Beherrschung der Systemschadenzustände erforderliche Notfallmaßnahmen**

Bei einem Systemschadenzustand durch Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser kann der Kernschaden wie bei den bereits behandelten Betriebstransienten durch die Notfallmaßnahmen SDE bzw. Reparatur oder PDE verhindert werden. Die Ereignisabläufe und die Mindestanforderungen an die Systemfunktionen (SDE, PDE) entsprechen denen des Notstromfalls (vgl. Abschnitt 5.3.3.6). Die relevanten Zeitspannen für die Durchführung dieser Handmaßnahmen wurden anhand der thermohydraulischen Rechnungen für den Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke abgeschätzt.

- **Übergangswahrscheinlichkeiten von Systemschadenzuständen zu Kernschadenzuständen**

Die Übergangswahrscheinlichkeit vom Systemschadenzustand zum Kernschadenzustand beträgt beim Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser $3,3 \cdot 10^{-2}$. Bei Vorliegen eines Systemschadenzustands kommt es damit in etwa 3 % der Fälle zu einem Kernschaden. In den überwiegenden Fällen (97 %) kann dagegen die Anlage durch die Notfallmaßnahmen SDE bzw. Reparatur oder PDE in einen

sicheren Zustand überführt werden. Der wesentliche Anteil des Versagens von SDE und PDE geht auf den Ausfall der Handeingriffe zur Durchführung der Maßnahmen zurück.

Mit der Häufigkeit für einen Systemschadenzustand beim Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser von $1,8 \cdot 10^6/a$ (vgl. Abschnitt 5.2.8) und der Übergangswahrscheinlichkeit von $3,3 \cdot 10^{-2}$ beträgt die Kernschadenshäufigkeit beim Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser $6,0 \cdot 10^{-8}/a$.

Die Häufigkeit der Systemschadenzustände wird vom Systemschadenzustand Nr. 7 (95 %) bestimmt, bei dem ein Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung vorliegt. Bei Ausfall von SDE bzw. Reparatur und PDE geht der Systemschadenzustand in den Kernschadenzustand Nr. 10 über. Die Übergangswahrscheinlichkeit beträgt $2,8 \cdot 10^{-2}$. Ähnlich wie beim Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke fallen in den überwiegenden Fällen (63 %) SDE und PDE auf Grund von menschlichen Fehlhandlungen aus. Bei den restlichen Fällen (37 %) führen Ausfälle von Armaturen zum Versagen von SDE. Die in dieser PSA berücksichtigten Reparaturmaßnahmen (vgl. Abschnitt 5.3.1.2) fallen entweder auf Grund eines zu geringen Zeitbudgets oder wegen menschlichen Fehlhandlungen aus (vgl. Abschnitt 5.3.3.7). Knapp 10 % der Häufigkeit des Kernschadenzustands Nr. 10 entfallen auf Ausfallkombinationen, bei denen das Nicht-Schließen eines Frischdampf-Sicherheitsventils (schließt nicht nach dem Öffnen) enthalten ist. Beim auslösenden Ereignis „Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser“ ist mit einem Ansprechen der Frischdampf-Sicherheitsventile zu rechnen. Nach dem Offenbleiben eines Ventils steht der Frischdampf-Sammler nicht mehr zur Verfügung. In diesen Fällen werden Reparaturmaßnahmen nicht berücksichtigt (vgl. Abschnitt 5.3.1.2). Die Übergangswahrscheinlichkeit vom Systemschadenzustand zum Kernschadenzustand ist daher mit $3,3 \cdot 10^{-2}$ geringfügig höher als beim Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke ($2,4 \cdot 10^{-2}$).

Für den Systemschadenzustand Nr. 6 (Ausfall der Frischdampf-Druckbegrenzung) ergibt sich mit 0,18 die gleiche Übergangswahrscheinlichkeit zum Kernschadenzustand Nr. 9 wie bei den anderen Betriebstransienten (vgl. Abschnitte 5.3.3.6, 5.3.3.7 und 5.3.3.9).

- **Übergangswahrscheinlichkeiten vom auslösenden Ereignis zu Kernschadenzuständen**

Die Übergangswahrscheinlichkeit vom auslösenden Ereignis zu einem Kernschadenzustand beträgt $1,6 \cdot 10^{-6}$ und geht zu 73 % auf Ausfälle der Dampferzeuger-Bespeisung und der Notfallmaßnahmen SDE und PDE zurück. Der Anteil ist geringer als beim „Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke“ (97 %), weil die Hauptspeisepumpen zur Dampferzeuger-Bespeisung genutzt werden können. Andererseits spielen mit 27 % Ausfälle der Frischdampf-Druckbegrenzung und Versagen von PDE eine größere Rolle als beim „Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke“ (3 %), da die Frischdampf-Umleiteinrichtung beim „Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser“ zur Frischdampf-Abgabe nicht zur Verfügung steht.

- **Kernschadenzustände**

Die Kernschadenzustände beim „Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser“ sind wie bei den anderen Betriebstransienten durch hohen Druck im Primärkreis gekennzeichnet. In den überwiegenden Fällen (72 %) tritt der Kernschadenzustand nach 2 - 4 h ein (Kernschadenzustand Nr. 10). Bei den restlichen 28 %, die auf Versagen der Frischdampfabgabe und Ausfall der Notfallmaßnahme PDE zurückgehen, liegen diese Zeiten unter 2 h (Kernschadenzustand Nr. 9). Nach Eintritt eines Kernschadens sind die Hochdruck- und Niederdruck-Einspeisungen verfügbar.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Beim „Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser“ spielen Ausfälle der Dampferzeuger-Bespeisung (führt zum Systemschadenzustand) und der Notfallmaßnahmen SDE und PDE eine wesentliche Rolle (73 %). Zum Ausfall der betrieblichen Dampferzeuger-Bespeisung führen insbesondere Betriebsversagen der Deionat-Nachfüllpumpen, GVA der Hauptlast-Regelventile (schließen nicht) und GVA der Schwachlast-Regelventile (öffnen nicht). Die Einspeisungen durch das Notspeisesystem versagen im Wesentlichen durch GVA der Druckhalte-Regelventile (öffnen nicht) und durch GVA der Notspeisediesel (Startversagen). Beim Ausfall von SDE und PDE spielen Personalhandlungsfehler die größte Rolle.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Die höchste Importanz für die Kernschadenshäufigkeit weisen die Ausfälle der Handmaßnahmen für PDE (100 %) und SDE (42 %) auf. Der GVA der Frischdampf-Abblaseabsperrventile und Sicherheitsventile (Hauptventile) trägt mit 19 % bei. Weitere wichtige Ausfallursachen sind GVA der vier Druckhalte-Regelventile im Notspeisesystem (17 %), Betriebsversagen der Deionat-Nachfüllpumpen (15 %), sowie folgende GVA (jeweils 4v4): Notspeisediesel starten nicht (14 %), Notspeise-Absperrschieber öffnen nicht (14 %), Hauptlast-Regelventile schließen nicht und Schwachlast-Regelventile öffnen nicht (jeweils 13 %).

GVA tragen insgesamt 97 %, menschliche Fehlhandlungen 100 % zur Kernschadenshäufigkeit bei.

5.3.3.9 Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke

- **Zur Beherrschung der Systemschadenzustände erforderliche Notfallmaßnahmen**

Bei einem Systemschadenzustand durch Ausfall Hauptwärmesenke und Ausfall Hauptspeisewasser kann der Kernschaden wie bei den bereits behandelten Betriebstransienten durch die Notfallmaßnahmen SDE bzw. Reparatur oder PDE verhindert werden. Die Ereignisabläufe und die Mindestanforderungen an die Systemfunktionen (SDE, PDE) entsprechen denen des Notstromfalls (vgl. Abschnitt 5.3.3.6). Die relevanten Zeitspannen für die Durchführung dieser Handmaßnahmen wurden anhand der thermohydraulischen Rechnungen für den Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke abgeschätzt.

- **Übergangswahrscheinlichkeiten von Systemschadenzuständen zu Kernschadenzuständen**

Die Übergangswahrscheinlichkeit vom Systemschadenzustand zum Kernschadenzustand beträgt beim „Ausfall Hauptwärmesenke und Ausfall Hauptspeisewasser“ $3,8 \cdot 10^{-2}$. Bei einem Systemschadenzustand kommt es damit in etwa 4 % der Fälle zu einem Kernschaden. In den überwiegenden Fällen (96 %) kann dagegen die Anlage

durch die Notfallmaßnahmen SDE bzw. Reparatur oder PDE in einen sicheren Zustand überführt werden. Der wesentliche Anteil des Versagens von SDE und PDE geht auf den Ausfall der Handeingriffe zur Durchführung der Maßnahmen zurück.

Mit der Häufigkeit für einen Systemschadenzustand beim Ausfall Hauptwärmesenke und Ausfall Hauptspeisewasser von $2,9 \cdot 10^{-7}/a$ (vgl. Abschnitt 5.2.8) und der Übergangswahrscheinlichkeit von $3,8 \cdot 10^{-2}$ beträgt die Kernschadenshäufigkeit bei einem Ausfall Hauptwärmesenke und Ausfall Hauptspeisewasser $1 \cdot 10^{-8}/a$.

Ähnlich wie beim „Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser“ wird das Ergebnis für die Häufigkeit der Systemschadenzustände vom Systemschadenzustand Nr. 7 (94 %) bestimmt, bei dem ein Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung vorliegt. Bei Ausfall von SDE bzw. Reparatur und PDE geht der Systemschadenzustand in den Kernschadenzustand Nr. 10 über. Die Übergangswahrscheinlichkeit beträgt $2,7 \cdot 10^{-2}$. In den überwiegenden Fällen (etwa 63 %) fallen SDE und PDE auf Grund von menschlichen Fehlhandlungen aus. Bei den restlichen Fällen (etwa 37 %) führen Ausfälle von Armaturen zum Versagen von SDE. Die in dieser PSA berücksichtigten Reparaturmaßnahmen (vgl. Abschnitt 5.3.1.2) fallen entweder auf Grund eines zu geringen Zeitbudgets, oder wegen menschlichen Fehlhandlungen aus (vgl. Abschnitt 5.3.3.7). Knapp 10 % der Häufigkeit des Kernschadenzustands Nr. 10 entfallen auf Ausfallkombinationen, bei denen das Nicht-Schließen eines Frischdampf-Sicherheitsventils (schließt nicht nach dem Öffnen) enthalten ist. Hierzu gelten analog die Ausführungen in Abschnitt 5.3.3.8.

Für den Systemschadenzustand Nr. 6 (Ausfall der Frischdampf-Druckbegrenzung) ergibt sich mit 0,18 die gleiche Übergangswahrscheinlichkeit zum Kernschadenzustand Nr. 9 wie bei den anderen Betriebstransienten (vgl. Abschnitte 5.3.3.6 bis 5.3.3.8).

- **Übergangswahrscheinlichkeiten vom auslösenden Ereignis zu Kernschadenzuständen**

Die Übergangswahrscheinlichkeit vom auslösenden Ereignis zu einem Kernschadenzustand beträgt $1,5 \cdot 10^{-6}$ und geht zu 76 % auf Ausfälle der Dampferzeuger-Bespeisung und der Notfallmaßnahmen SDE und PDE zurück. Obwohl die Hauptspeisepumpen zur Dampferzeuger-Bespeisung auf Grund des auslösenden Ereignisses nicht genutzt

werden können, ist der Anteil nur wenig höher als beim „Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser“ (73 %), weil einerseits Ausfälle der Vollast-Regelventile (schließen nicht) für den Ausfall der betrieblichen Bespeisung keine Rolle spielen und andererseits Ausfälle der Frischdampf-Druckbegrenzung und Versagen von PDE mit 24 % merkbar zur Kernschadenshäufigkeit beitragen.

- **Kernschadenzustände**

Die Kernschadenzustände beim „Ausfall Hauptwärmesenke und Ausfall Hauptspeisewasser“ sind wie bei den anderen Betriebstransienten durch hohen Druck im Primärkreis gekennzeichnet. In den überwiegenden Fällen (70 %) tritt der Kernschadenzustand nach 2 - 4 h ein (Kernschadenzustand Nr. 10). Bei den restlichen 30 %, die auf Versagen der Frischdampfabgabe und Ausfall der Notfallmaßnahme PDE zurückgehen, liegen diese Zeiten unter 2 h (Kernschadenzustand Nr. 9). Nach Eintritt eines Kernschadens sind die Hochdruck- und Niederdruck-Einspeisungen verfügbar.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Beim „Ausfall Hauptwärmesenke und Ausfall Hauptspeisewasser“ spielen Ausfälle der Dampferzeuger-Bespeisung (führt zum Systemschadenzustand) und der Notfallmaßnahmen SDE und PDE eine wesentliche Rolle (76 %). Zum Ausfall der betrieblichen Dampferzeuger-Bespeisung führt insbesondere Betriebsversagen der Deionat-Nachfüllpumpen und GVA der Schwachlast-Regelventile (öffnen nicht). Die Einspeisungen durch das Notspeisesystem versagen im Wesentlichen durch GVA der Druckhalte-Regelventile (öffnen nicht) und durch GVA der Notspeisediesel (Startversagen). Beim Ausfall von SDE und PDE spielen menschliche Fehlhandlungen die größte Rolle.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Die höchste Importanz für die Kernschadenshäufigkeit weisen ähnlich wie bei den anderen Betriebstransienten außer dem Notstromfall die Ausfälle der Handmaßnahmen für PDE (100 %) und SDE (42 %) auf. Der GVA der Frischdampf-Abblaseabsperrentventile und Sicherheitsventile (Hauptventile) trägt mit 20 % bei. Weitere wichtige Ausfallursachen sind Betriebsversagen der Deionat-Nachfüllpumpen (17 %) sowie folgende GVA (jeweils 4v4): Notspeisediesel starten nicht (15 %), Schwachlast-Regelventile öffnen nicht, Druckhalte-Regelventile im Notspeisesystem öffnen nicht (jeweils 14 %) und Notspeise-Absperrschieber öffnen nicht (13 %).

GVA tragen insgesamt 95 %, menschliche Fehlhandlungen 100 % zur Kernschadenshäufigkeit bei.

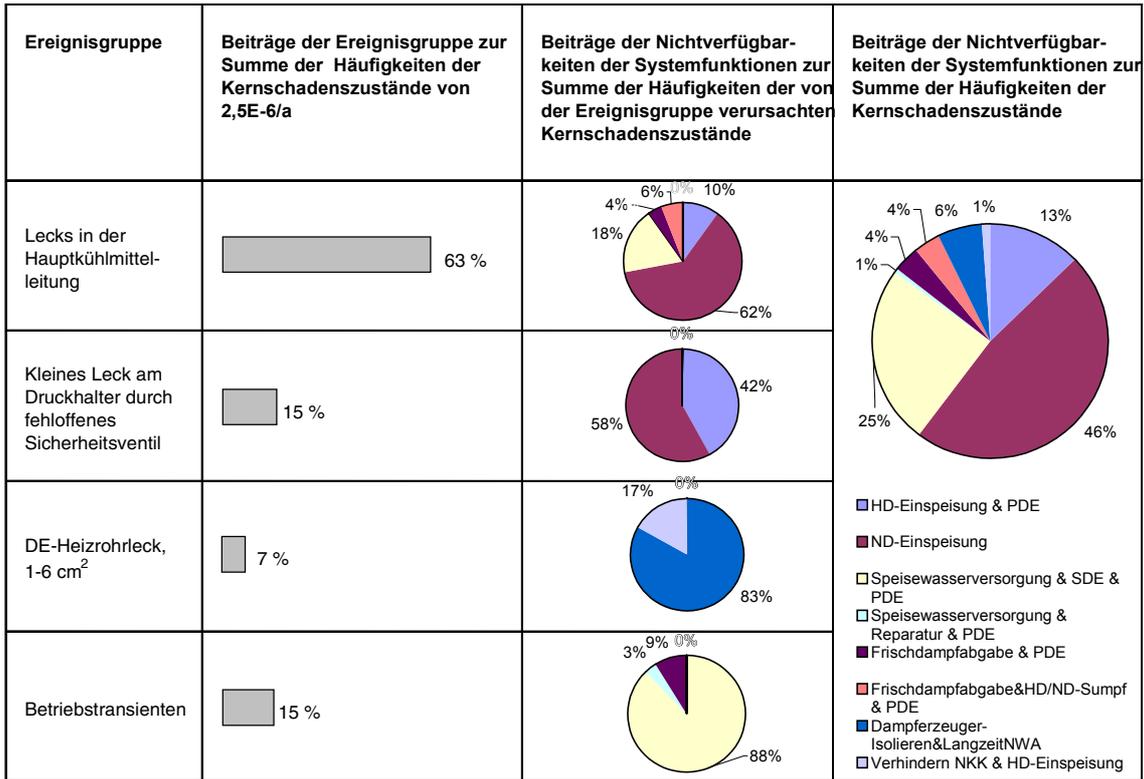
5.3.4 Zusammenfassung der Ergebnisse für Kernschadenzustände

Die Gesamthäufigkeit für Kernschadenzustände aus anlageninternen Störfällen beträgt $2,5 \cdot 10^{-6}/a$. Auf die in der Unsicherheitsanalyse ermittelte Häufigkeitsverteilung wird in Abschnitt 0 eingegangen.

Im Folgenden werden die Übergangswahrscheinlichkeit vom Systemschadens- zum Kernschadenzustand, charakteristische Merkmale der häufigsten Kernschadenzustände sowie die Beiträge der auslösenden Ereignisse, der Ausfälle von Systemfunktionen und einzelner Ausfallursachen dargestellt (vgl. Tabellen 5.9 und 5.10 und Abbildung 5.2).

- **Übergangswahrscheinlichkeit vom Systemschadens- zum Kernschadenzustand**

Die Wahrscheinlichkeit für den Übergang von einem Systemschadenzustand zu einem Kernschadenzustand beträgt im Mittel (mit der Häufigkeit der Systemschadenzustände gewichtet) 0,29. Bei Kühlmittelverluststörfällen führen alle Systemschadenzustände zum Kernschadenzustand. Bei einem wesentlichen Teil der Abläufe liegt die Ursache für den Systemschadenzustand im Ausfall der Niederdruck-Einspeisungen des Nachkühlsystems. In diesen Fällen kann durch PDE ein Kernschadenzustand nicht verhindert werden. Bei einem Kühlmittelverluststörfall ist außerdem die Zeitspanne zwischen Anstehen der Kriterien zur Vorbereitung der Notfallmaßnahme PDE und dem Zeitpunkt, bis zu dem PDE zur Verhinderung des Kernschadenzustands wirksam sein muss, so kurz, dass PDE zur Verhinderung des Kernschadenzustands kaum erreichbar ist. Dagegen werden für Betriebstransienten Übergangswahrscheinlichkeiten von 0,2 („Notstromfall“) bis $2,5 \cdot 10^{-2}$ („Ausfall Hauptspeisewasser“) erreicht. Die wesentlichen Anteile an der Nichtverfügbarkeit der Notfallmaßnahmen gehen auf Ausfälle der Handmaßnahmen zur Durchführung der Notfallmaßnahmen SDE und PDE zurück. Der Ausfall der Reparaturmaßnahmen spielt für die Kernschadenzustände eine untergeordnete Rolle. Der relativ hohe Wert beim Notstromfall ist auf Systemschadenzustände auf Grund eines GVA der 48-V-Batterien zurückzuführen.



DE Dampferzeuger
 HD Hochdruck
 ND Niederdruck
 NKK Notkühlkriterien
 NWA Nachwärmeabfuhr
 PDE primärseitige Druckentlastung und Bespeisung
 SDE sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung

Abb. 5.2 Beiträge der Ereignisgruppen auslösender Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Kernschadenszustände und Beiträge der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen

• **Kernschadenszustände**

Die Art der Kernschadenszustände, die eintreten, wenn nach einem auslösenden Ereignis die auslegungsgemäßen Systemfunktionen sowie anlageninterne Notfallmaßnahmen und Reparatur ausfallen, kann im Einzelnen den Tabellen 5.9 und 5.11 entnommen werden. In diesen Tabellen werden auch die entsprechenden Häufigkeiten und die Übergangswahrscheinlichkeiten vom auslösenden Ereignis (Tabelle 5.11) bzw. vom Systemschadenszustand (Tabelle 5.9) zum Kernschadenszustand angegeben. In drei weiteren Tabellen wird zusammenfassend auf die charakteristischen Merkmale

- Druck im Primärkreis (Tabelle 5.13),
- Verfügbarkeit primärseitiger Bespeisung nach Eintritt des Kernschadens (Tabelle 5.14) und

- Zeitspanne vom Eintritt des auslösenden Ereignisses bis zum Eintritt des Kernschadens (Tabelle 5.15)

näher eingegangen. In diesen Tabellen werden die Übergangswahrscheinlichkeiten der auslösenden Ereignisse zu Kernschadenzuständen mit den ausgewählten Merkmalen angegeben. Die kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung mit Leckquerschnitten $> 25 \text{ cm}^2$ sind in den Tabellen zusammengefasst, da sie nur geringe Beiträge zu den Kernschadenshäufigkeiten liefern und sich die Anteile nicht stark unterscheiden. Auch die Betriebstransienten, außer dem Notstromfall, werden zusammengefasst. In den Tabellen bedeuten

- L < 25: Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, $2 - 25 \text{ cm}^2$
(auslösendes Ereignis Nr. 4 in Tabelle 5.6)
- L > 25: Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung, $25 - 200 \text{ cm}^2$
(auslösende Ereignisse 2 und 3 in Tabelle 5.6)
- LDH: Leck am Druckhalter durch fehloffenes Sicherheitsventil
(auslösendes Ereignis 6 in Tabelle 5.6)
- LDE: Dampferzeuger-Heizrohrleck, $1 - 6 \text{ cm}^2$
(auslösendes Ereignis 8 in Tabelle 5.6)
- TNS: Notstromfall (auslösendes Ereignis 10 in Tabelle 5.6)
- T: Betriebstransienten ohne Notstromfall
(auslösende Ereignisse 11 bis 13 in Tabelle 5.6)

Die Häufigkeiten der einzelnen auslösenden Ereignisse können der Tabelle 5.1 entnommen werden. Für die zusammengefassten auslösenden Ereignisse ergeben sich daraus folgende Häufigkeiten:

- L > 25: $2,4 \cdot 10^{-4}/\text{a}$
- T: $1,7 \cdot 10^{-1}/\text{a}$

Der Summenwert der Häufigkeiten aller auslösenden Ereignisse beträgt $2,0 \cdot 10^{-1}/\text{a}$ (Spalte „Alle“ in Kapitel 5.13 bis 5.15).

- **Beiträge der auslösenden Ereignisse**

Die höchsten Beiträge zur Kernschadenshäufigkeit sind auf

- das kleine Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, 2 - 25 cm² (53 %),
- das Leck am Druckhalter durch fehloffenes Sicherheitsventil (15 %) sowie auf
- den Notstromfall (10 %)

zurückzuführen. Die übrigen kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung (25 - 200 cm²) tragen zusammen 10 %, das Dampferzeuger-Heizrohrleck, 1 - 6 cm², trägt 7 % und die anderen Betriebstransienten tragen 5 % bei.

Kühlmittelverluststörfälle durch Lecks in einer primärkühlmittelführenden Leitung innerhalb des Sicherheitsbehälters oder durch ein Leck am Druckhalter sind also zusammen mit knapp 80 % dominierend, die Betriebstransienten und das Dampferzeuger-Heizrohrleck spielen eine untergeordnete Rolle. Bei der Häufigkeit der Systemschadenzustände ist es umgekehrt: Der Hauptanteil von 70 % ist auf Betriebstransienten zurückzuführen, Kühlmittelverluststörfälle liefern nur 22 % (vgl. Abschnitt 5.2.12). Es wird damit deutlich, dass anlageninterne Notfallmaßnahmen und Reparatur bei den Betriebstransienten wesentlich zur Verhinderung von Kernschadenzuständen beitragen. Bei Kühlmittelverluststörfällen gehen wir auf Grund der im Notfallhandbuch festgelegten Kriterien zur Einleitung von Notfallmaßnahmen davon aus, dass die zur Verfügung stehenden Zeiten nicht ausreichen, um die Maßnahmen erfolgreich durchführen zu können.

Die Beiträge der einzelnen auslösenden Ereignisse zur Kernschadenshäufigkeit können der Tabelle 5.12 entnommen werden. Die Wahrscheinlichkeiten des Übergangs von auslösenden Ereignissen zu Kernschadenzuständen mit ausgewählten Merkmalen sind in den Tabellen 5.13 bis 5.15 dargestellt.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen beim Übergang vom System- zum Kernschadenzustand**

Die Hauptbeiträge zu den Übergangswahrscheinlichkeiten vom Systemschadenzustand zum Kernschadenzustand für die auslösenden Ereignisse sind in Tabelle 5.9 zusammengestellt (die Übergangswahrscheinlichkeiten entsprechen den Nichtverfügbarkeiten anlageninterner Notfallmaßnahmen und Reparatur). Die Tabelle enthält auch

die Ausfallursachen für das Versagen von Notfallmaßnahmen und Reparatur, wobei zwischen folgenden Ursachen unterschieden wird (vgl. Abschnitt 5.3.3):

- systemtechnische Ausfälle (Spalte „ST“)
- die Zeitspanne zwischen dem Erreichen der Vorbereitungskriterien für Notfallmaßnahmen und dem Zeitpunkt, bis zu dem die Maßnahmen wirksam sein müssen, reicht nicht aus, um die Maßnahme zur Verhinderung eines Kernschadens erfolgreich durchzuführen (Spalte „K“)
- Ausfall der Handmaßnahmen in den Fällen, in denen die Notfallmaßnahmen auf Grund der systemtechnischen und zeitlichen Voraussetzungen durchführbar sind (Spalte „MF“)

Die Wahrscheinlichkeit des Übergangs von einem Systemschadens- zu einem Kernschadenzustand setzt sich aus folgenden Anteilen zusammen:

In etwa 50 % der Fälle werden Notfallmaßnahmen auf Grund der im Notfallhandbuch festgelegten Einleitungs- bzw. Durchführungskriterien als nicht erfolgreich eingeschätzt. Betroffen sind im Wesentlichen alle Systemschadenzustände bei den kleinen Lecks mit Ausfällen der Hochdruck-Einspeisungen oder sekundärseitiger Systemfunktionen, das Dampferzeuger-Heizrohrleck sowie der Notstromfall mit Ausfall aller 48-V-Batterien.

Bei 44 % ist PDE aus systemtechnischen Gründen nicht durchführbar. In diesen Fällen liegt ein kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung bzw. am Druckhalter mit Ausfall der Niederdruck-Einspeisungen vor.

Der restliche Anteil von etwa 6 % geht auf den Ausfall von SDE und PDE bei Vorliegen von Betriebstransienten zurück.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen beim Übergang von auslösenden Ereignissen zum Kernschadenzustand**

Die Übergangswahrscheinlichkeiten von einem auslösenden Ereignis zu einem Kernschadenzustand sind in Tabelle 5.12 dargestellt (vgl. auch Abbildung 5.2). Zur Übergangswahrscheinlichkeit insgesamt tragen der Ausfall der Niederdruck-Einspeisungen bei den kleinen Lecks mit 46 % bei. In diesen Fällen ist PDE systemtechnisch ausgefallen. Zum Versagen der Niederdruck-Einspeisungen tragen vor allem unabhängige

Ausfälle der Füllstandsmessungen der Zellenkühler im Nuklearen Nachwärmeabfuhrsystem bei. Ein Viertel der Kernschadenshäufigkeit ist auf Ausfälle der Dampferzeuger-Bespeisung mit Versagen der Notfallmaßnahmen SDE und PDE zurückzuführen, wobei die kleinen Lecks und die Betriebstransienten gleichermaßen beitragen. Bei den kleinen Lecks wird die Erfolgswahrscheinlichkeit von Notfallmaßnahmen auf Grund der vorliegenden Vorbereitungs- und Einleitungskriterien als gering eingeschätzt. Bei den Transienten spielt der Notstromfall mit Vorliegen eines Batterie-GVA eine wesentliche Rolle. Diese Situation wird durch das Notfallhandbuch nach unserer Einschätzung nicht ausreichend abgedeckt. Dominante Ursachen für den Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung sind neben dem genannten GVA (beim Notstromfall), GVA von Armaturen in den Einspeiseleitungen sowie Betriebsversagen der Notspeise- und Deionatpumpen. 24 % gehen im Wesentlichen auf Ausfälle der Hochdruck-Einspeisungen oder der Speisewasserversorgung bei kleinen Lecks zurück. PDE wird bei diesen Abläufen auf Grund der für Notfallmaßnahmen festgelegten Einleitungs- bzw. Durchführungskriterien als nicht erfolgreich eingeschätzt. Bei 14 % liegt überwiegend Versagen der Speisewasser-Versorgung bei Betriebstransienten vor. SDE und PDE sind bei diesen Abläufen ausgefallen, weil eine Situation vorliegt, die nach unserer Auffassung nicht ausreichend durch das Notfallhandbuch abgedeckt wird (Notstromfall mit GVA aller 48-V-Batterien, 8 %) oder auf Grund von menschlichen Fehlhandlungen (6 %).

In Tabelle 5.16 werden analog zur Darstellung in den Tabellen 5.13 bis 5.15 die Wahrscheinlichkeiten des Übergangs von auslösenden Ereignissen zu Kernschadenszuständen mit den jeweils ausgefallenen Systemfunktionen angegeben.

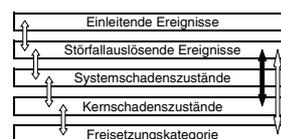
Tab. 5 Wahrscheinlichkeiten des Übergangs von auslösenden Ereignissen zu Kernschadenzuständen

- .13 mit Hoch-, Mittel-, Niederdruck
- .14 mit Funktionsfähigkeit primärer Bespeisungssysteme
- .15 in ausgewählten Zeitintervallen

Druck im Reaktorkühlkreislauf beim Kernschadenzustand	Übergangswahrscheinlichkeit der auslösenden Ereignisse ¹⁾ (× E-3) (Bezeichnung ²⁾)						
	L<25	L>25	LDH	LDE	TNS	T	Alle
Hochdruck (> 10 MPa)	0,091				0,01	0,001	0,003
Mitteldruck (1 - 10 MPa)	0,05	0,728	0,2	0,086			0,003
Niederdruck (< 1 MPa)	0,296	0,316	0,28				0,006
Funktionsfähigkeit primär-seitiger Bespeisungssysteme beim Kernschadenzustand							
Weder Hochdruck- noch Niederdrucksysteme verfügbar	0,296	0,316	0,28	0,072	0,009		0,008
Ausschließlich Niederdrucksysteme verfügbar	0,05	0,728	0,2	0,014			0,003
Hochdrucksysteme langfristig od. HD- und ND-Systeme verfügbar	0,091				0,001	0,001	0,002
Zeitdauer vom auslösenden Ereignis bis zum Kernschadenzustand							
weniger als 2 Stunden	0,098	0,343	0,2				0,003
2 bis 4 Stunden		0,638	0,28	0,014	0,01	0,001	0,004
4 bis 12 Stunden	0,326			0,072			0,006
mehr als 12 Stunden	0,014	0,063					

1) Häufigkeiten vgl. Tabelle 5.1 und Seite 159
 2) vgl. Seite 159
 HD Hochdruck
 LDE Dampferzeuger-Heizrohrleck

LDH Leck am Druckhalter
 ND Niederdruck
 T Transienten
 TNS Notstromfall

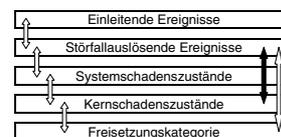


Tab. 5.16 Wahrscheinlichkeiten des Übergangs von auslösenden Ereignissen zu Kernschadenzuständen auf Grund ausgefallener Systemfunktionen

Ausgefallene Systemfunktionen bei Kernschadenzustand	Übergangswahrscheinlichkeit der auslösenden Ereignisse ¹⁾ (× E-3) (Bezeichnung ²⁾)						
	L<25	L>25	LDH	LDE	TNS	T	Alle
HD-Einspeisung und PDE	0,007	0,645	0,2				0,002
ND-Einspeisung	0,296	0,316	0,28				0,006
DE-Bespeisung und SDE u. PDE	0,092	0,055			0,009	0,001	0,003
DE-Bespeisung und Reparatur und PDE							
100K/h-Abfahren und HD-Sumpfansaugen und PDE	0,031	0,028					
Abfahren und PDE	0,009						
FD-Druckbegrenzung und PDE					0,001		
DE-Isolieren und Langzeitnachwärmeabfuhr (DE-Heizrohrleck)				0,072			0,001
Verhindern Notkühlkriterien und HD-Einspeisung (DE-Heizrohrleck)				0,014			

- 1) Häufigkeiten vgl. Tabelle 5.1 und Seite 159
 2) vgl. Seite 159
 DE Dampferzeuger
 FD Frischdampf
 HD Hochdruck
 ND Niederdruck
 LDE DE-Heizrohrleck

- LDH Leck am Druckhalter
 PDE Primärseitige Druckentlastung u. Bespeisung
 SDE Sekundärseitige Druckentlastung u. Bespeisung
 T Transienten
 TNS Notstromfall



• **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Mit etwa 25 % spielen unabhängige Ausfälle der Füllstandsmessungen der Zellenkühler im Nuklearen Nachwärmeabfuhrsystem eine wesentliche Rolle. GVA der Frischdampf-Abblaseregelventile sowie der 48-V-Batterien des D2-Netzes tragen mit jeweils knapp 10 % zur Häufigkeit von Kernschadenzuständen bei. Die Handmaßnahmen für die Durchführung der Notfallmaßnahmen sind mit 6 % (PDE) und 3 % (SDE) von untergeordneter Bedeutung. In den überwiegenden Fällen werden Notfallmaßnahmen auf Grund der für Notfallmaßnahmen festgelegten Einleitungs- bzw. Durchführungskriterien als nicht erfolgreich eingeschätzt. Auch der Ausfall von Reparaturmaßnahmen bei Betriebstransienten hat keinen signifikanten Einfluss auf das Ergebnis. Der Grund liegt darin, dass als Voraussetzung für die erfolgreiche Durchführung der Reparatur eine ausreichend große Zeitreserve vorhanden sein muss. Dazu ist die Notfallmaß-

nahme SDE zur Nutzung des Wasserinventars aus den Speisewasserleitungen und dem Speisewasserbehälter durchzuführen. Fällt diese Notfallmaßnahme aus, dann wird angenommen, dass auch einfache Reparaturen nicht erfolgreich durchgeführt werden können.

GVA haben insgesamt einen Anteil von 73 % an der Kernschadenshäufigkeit, menschliches Fehlverhalten ist mit insgesamt 14 % beteiligt.

Sehr verallgemeinert kann wie folgt zusammengefasst werden:

- Transienten führen fast ausschließlich relativ früh zu Kernschadenzuständen bei hohem Druck. Die primärseitige Bespeisung ist funktionsfähig, wenn die Transiente nicht durch einen Notstromausfall verursacht wurde.
- Kleine Lecks sind die häufigsten auslösenden Ereignisse für Kernschadenzustände. Der Druck ist - wie auch bei den mittleren Lecks - überwiegend niedrig. Bei den Ereignisabläufen, die zu Kernschäden führen sind Bespeisungssysteme meist nicht verfügbar.

Dampferzeuger-Heizrohrlecks führen erst nach längerer Zeit zum Kernschadenzustand. Der Druck liegt im Mittelbereich, Bespeisungssysteme sind bei den Abläufen, die zu Kernschäden führen, meist nicht verfügbar.

5.4 Ergebnisunsicherheiten der Zuverlässigkeitsanalyse

Die Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse und die Zuverlässigkeitsdaten für die Systemkomponenten und die Handmaßnahmen sind nur ungenau bekannt. Die Kenntnisunsicherheit über diese Daten wird durch subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen ausgedrückt. Die in den PSA bisher üblicherweise ausgewiesenen Punktwerte der Häufigkeiten von System- und Kernschadenzuständen sowie der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen werden mit den Erwartungswerten der Verteilungen der Häufigkeiten einleitender bzw. auslösender Ereignisse und der Zuverlässigkeitsdaten ermittelt. Auf Grund der Erkenntnisse aus der vorliegenden PSA wird es nicht für angemessen gehalten, Punktwerte als repräsentative Ergebnisse der PSA zu verwenden. Als repräsentativ sollten Erwartungswerte in Verbindung mit den quantifizierten Unsicherheiten verwendet werden. Punktwerte werden deshalb in dieser PSA nur ausgewiesen, soweit dies zur Beurteilung der verwendeten PSA-Methoden sinnvoll ist.

In der vorliegenden PSA wurden für alle interessierenden Ergebniswerte (Häufigkeiten pro Jahr, Nichtverfügbarkeiten, Importanzgrößen, vgl. Tabellen 5.5 bis 5.16) die Erwartungswerte ihrer resultierenden subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen mit Hilfe von Unsicherheitsanalysen ermittelt. Diese Analysen wurden für jeden einzelnen System- bzw. Kernschadenzustand (jeweils etwa 40 Abläufe) durch Monte-Carlo-Simulation mit Stichprobenumfang 5.000 durchgeführt. Dieser Stichprobenumfang war ausreichend, um für die ergebnisrelevanten Abläufe Standardabweichungen für die Schätzwerte der Erwartungswerte zu erhalten, die nicht größer als ca. 10 % des jeweiligen Erwartungswertes sind. Dieses Kriterium ist zur Festlegung der Anzahl der Rechenläufe geeignet. Die Ergebniswerte für Gruppen von System- bzw. Kernschadenzuständen (z.B. Häufigkeit aller Systemschadenzustände ausgehend von einem bestimmten auslösenden Ereignisses) wurden durch Summation der Erwartungswerte der Häufigkeiten der einzelnen Abläufe gewonnen.

Die Unsicherheitsanalysen wurden auf der Basis der bei den Punktwert-Rechnungen ermittelten Minimalschnitte durchgeführt. „Minimalschnitte“ sind diejenigen Kombinationen von Komponentenausfällen, die gerade noch zum Ausfall der analysierten Systemfunktion führen. Die Minimalschnitte wurden mit dem PSA-Programm „Risk Spectrum PSA Professional“ (Version 1.10.02) ermittelt. Aus rechentechnischen Gründen wurde die Anzahl der in der Unsicherheitsanalyse zu Grunde gelegten Minimalschnitte auf 50.000 je Ereignisablauf beschränkt. Nach einer Abschätzung tragen die damit vernachlässigten Minimalschnitte nur unwesentlich zum Ergebnis bei.

Es ist zu bemerken, dass die Ergebnisse der PSA mit weiteren Unsicherheiten verbunden sind, die in dieser Untersuchung nicht quantifiziert werden (z.B. Modellunsicherheiten) oder generell nicht quantifizierbar sind (z.B. die Unsicherheit darüber, ob unbekannte, aber möglicherweise relevante Phänomene vernachlässigt wurden).

- **Kenntnisstand-Abhängigkeit („Kopplung“ der Zuverlässigkeitsdaten)**

Die subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen und damit ihre Fraktile und Erwartungswerte wurden mit einem simulativen Verfahren /GRS 90/ unter Berücksichtigung der Kenntnisstand-Abhängigkeiten der Komponenten-Zuverlässigkeiten und der Zuverlässigkeiten der Handmaßnahmen berechnet („Kopplung“ der Zuverlässigkeitsdaten). Kenntnisstand-Abhängigkeit wurde für die Zuverlässigkeitskenngrößen jener Komponenten angenommen, deren Betriebserfahrung zur Kenngrößenermittlung zusammengelegt wurde. Im Einzelnen wurde folgendermaßen vorgegangen:

Für die Daten der unabhängigen Ausfälle verfahrenstechnischer und elektrotechnischer Komponenten wurde die Kenntnisstand-Abhängigkeit entsprechend den zu Grunde gelegten Informationsquellen berücksichtigt. Entsprechendes gilt für die Daten der GVA. Bei den unabhängigen Ausfällen leittechnischer Komponenten wurden vereinfachend alle Daten als kenntnisstandabhängig behandelt. Diese pessimistische Vorgehensweise wurde gewählt, da sich die leittechnischen Daten teilweise aus den Ausfallraten bzw. -wahrscheinlichkeiten gleicher Baugruppen zusammensetzen. Eine Differenzierung der Anteile entsprechend ihrer unterschiedlichen Datenbasen wäre nur unter relativ großem Aufwand durchführbar gewesen. Dieser Aufwand erschien nicht gerechtfertigt, da die gewählte Vorgehensweise das Ergebnis der Unsicherheitsanalyse nicht wesentlich beeinflusst. Entsprechend wurde bei den Ausfallwahrscheinlichkeiten der Handmaßnahmen vorgegangen, die teilweise Beiträge gleichartiger Teilaufgaben enthalten.

- **Erwartungswerte vs. Punktwerte**

Die Erwartungswerte der Nichtverfügbarkeiten der Kombinationen von Komponentenfunktionen, die Basisereignisse mit „gekoppelten“ Zuverlässigkeitsdaten enthalten, sind prinzipiell höher als die Punktwerte dieser Nichtverfügbarkeiten (errechnet aus den Erwartungswerten der Zuverlässigkeitsdaten). Die Abweichungen erhöhen sich mit steigender Anzahl der „gekoppelten“ Basisereignisse in einer Ausfallkombination. Die Höhe der Abweichung hängt auch von den Unsicherheiten der „gekoppelten“ Zuverlässigkeitsdaten ab. Die Abweichungen zwischen den Punkt- und Erwartungswerten sind umso höher, je unsicherer die Zuverlässigkeitsdaten für die in der Ausfallkombination enthaltenen „gekoppelten“ Basisereignisse sind. Die Höhe der Abweichungen bei den Ergebnissen für die Häufigkeiten von System- bzw. Kernschadenzuständen hängt

dann davon ab, welchen Anteil die Ausfallkombinationen mit signifikant unterschiedlichen Punkt- und Erwartungswerten am Ergebniswert haben. Entsprechend den Abweichungen bei den Ergebnissen für die Häufigkeiten von System- bzw. Kernschadenszuständen liefert die Unsicherheitsanalyse auch für die Erwartungswerte der Importanzen von Komponentenausfällen und Ausfallarten gegenüber den Punktwert-Rechnungen unterschiedliche Werte. Nach unserem Wissensstand können die Erwartungswerte der Importanzen (auf Basis der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Zuverlässigkeits-Kenngrößen gewonnen) mit den üblicherweise verwendeten PSA-Rechenprogrammen nicht ermittelt werden. Die GRS hat hierzu das GRS-Rechenprogramm STREUSL weiterentwickelt.

- **Subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Zuverlässigkeitskenngrößen**

In PSA werden die Unsicherheiten der Ausfallraten bzw. -wahrscheinlichkeiten häufig durch angepasste logarithmische Normalverteilungen (kurz als Lognormal-Verteilung bezeichnet) dargestellt. Die Anpassung der Lognormal-Verteilungen an die mittels Bayes'scher Methoden gewonnenen subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen für die Zuverlässigkeitskenngrößen erfolgt durch Gleichsetzen der 95%- und 50%-Fraktile dieser Verteilungen mit den entsprechenden Fraktile der Lognormal-Verteilungen /FAK 97a/. Entsprechend wurde zunächst auch in der PSA für GKN 2 vorgegangen. Die GRS ist allerdings der Auffassung, dass in einer PSA generell Gamma-Verteilungen für Ausfallraten und Beta-Verteilungen für Ausfallwahrscheinlichkeiten verwendet werden sollten. Die Verwendung von Lognormal-Verteilungen für Ausfallwahrscheinlichkeiten kann zu beträchtlichen Verzerrungen der Erwartungswerte und Verteilungen der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen bzw. der Häufigkeiten der System- und Kernschadenszustände führen. Dies gilt insbesondere in den Fällen, in denen Ausfallkombinationen mit gekoppelten Ausfallwahrscheinlichkeiten ergebnisrelevant sind. Für die vorliegende PSA wurden daher für ausgewählte Ausfallwahrscheinlichkeiten Beta-Verteilungen verwendet. Eine generelle „Umstellung“ der Datenbasis für Ausfallwahrscheinlichkeiten von Lognormal- auf Beta-Verteilungen konnte nicht mehr durchgeführt werden. Wir sehen hier auch bezüglich der Methodik und Umsetzung in der PSA weiteren Untersuchungs- und Erprobungsbedarf. Die Auswahl der Basisereignisse mit Ausfallwahrscheinlichkeiten, für die Beta-Verteilungen angepasst wurden, orientierte sich an der Höhe der Erwartungswerte (Richtwert: $> 1 \cdot 10^{-3}$) und betrifft im Wesentlichen die Ausfallwahrscheinlichkeiten von Handmaßnahmen.

Zu den in der PSA verwendeten Zuverlässigkeitskenngrößen wurde der Kenntnisstand mittels folgender Verteilungen ausgedrückt:

- Gamma-Verteilungen für Eintrittshäufigkeiten pro Jahr der Betriebstransienten
- Lognormal-Verteilungen für
 - Eintrittshäufigkeiten der übrigen auslösenden Ereignisse
 - Ausfallraten für Ausfälle von Komponentenfunktionen
 - Ausfallwahrscheinlichkeiten für Ausfälle von Komponentenfunktionen (generell)
- Beta-Verteilungen für
 - Wahrscheinlichkeiten von Personalfehlhandlungen (angepasste Beta-Verteilungen)
 - Ausfallwahrscheinlichkeiten für Ausfälle von Komponentenfunktionen (ausgewählte Basisereignisse)

Die Beta-Verteilungen wurden an die 50%- und 95%-Fraktilen der aus den Bewertungsverfahren (für Handmaßnahmen THERP und ASEP) ermittelten Lognormal-Verteilungen angepasst.

In den folgenden Abschnitten werden die Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse für die Häufigkeiten pro Jahr von System- und Kernschadenzuständen beschrieben und in den Tabellen 5.17 bis 5.20 zusammengestellt. Zum Teil werden zum Vergleich auch die Punktwerte angegeben. Die Abbildungen 5.1 und 5.2 zeigen die subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Summen der Häufigkeiten der System- bzw. Kernschadenzustände aus anlageninternen auslösenden Ereignissen.

5.4.1 Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse für Systemschadenzustände

- **Systemsschadenzustände aufgeschlüsselt nach einzelnen auslösenden Ereignissen**

Die Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse für die Häufigkeiten der Systemschadenzustände aufgeschlüsselt nach auslösenden Ereignissen sind in Tabelle 5.17 dargestellt. Als ein Maß für die Unsicherheit der Häufigkeit kann das Verhältnis zwischen der 95%-Fraktile und der 5%-Fraktile betrachtet werden. Zur Unsicherheit der Ergebnisse tragen die Unsicherheiten der Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse und die Unsicherheiten der Übergangswahrscheinlichkeiten vom auslösenden Ereignis zum Systemschadenzustand (Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen) bei. Die 5%-, 50%-, und 95%-Fraktile und Erwartungswerte der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Häufigkeiten zu den auslösenden Ereignissen sind in Tabelle 5.18 zusammengestellt, Tabelle 5.19 enthält die entsprechenden Fraktile der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen sowie die zugehörigen Erwartungswerte zu den Übergangswahrscheinlichkeiten. Die Punktwerte werden zum Vergleich angegeben.

Wie aus den in Tabelle 5.17 angegebenen Fraktile abgeleitet werden kann, ergeben sich beträchtliche Unterschiede zwischen den Unsicherheiten der Häufigkeiten der Systemschadenzustände zu den einzelnen auslösenden Ereignissen. So beträgt das Verhältnis zwischen der 95%- und 5%-Fraktile beim „Notstromfall“ 6 (niedrigster Wert) und beim „Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke“ 17 (höchster Wert). Vergleicht man nicht nur die 95%- und 50%- Fraktile, sondern auch die unteren Bereiche der Verteilungen, dann ergibt sich am Beispiel der beiden auslösenden Ereignisse folgendes Bild: das Verhältnis zwischen 50%-Fraktile und 5%-Fraktile, weicht in beiden Fällen wesentlich stärker von einander ab (Faktor 4 beim „Notstromfall“ bzw. Faktor 135 beim „Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke“) als das Verhältnis zwischen 95%- und 50%-Fraktile (Faktor 6 bzw. 17). Beim „Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke“ liegt also die 5%-Fraktile der Häufigkeit relativ niedrig (bei ca. $5 \cdot 10^{-10}$). Die Ursache für die sehr breite Verteilung liegt in der Unsicherheit der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses „Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke“. Im zu Grunde gelegten Beobachtungszeitraum trat kein Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke auf (Nullfehlerstatistik). Bei null Ausfällen ergibt sich für die subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung vom Gamma-Typ ein Verhältnis von 940 zwischen der 95%- und der

5%-Fraktile. Beim „Notstromfall“ beträgt dieses Verhältnis auf Grund der Anzahl der Beobachtungen von Notstromfällen dagegen „nur“ 3,8 (vgl. Tabelle 5.18).

Zur Unsicherheit der Häufigkeit eines Systemschadenzustands, ausgehend von einem bestimmten auslösenden Ereignis, trägt auch die Unsicherheit der Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses (Übergangswahrscheinlichkeiten) bei. Hierbei ist allerdings der Unterschied zwischen „Notstromfall“ und „Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke“ wesentlich geringer als bei der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses: Das Verhältnis von 95%-Fraktile zu 5%-Fraktile beträgt 15 bzw. 20 (vgl. Tabelle 5.19). Die etwas größere Unsicherheit beim „Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke“ lässt sich auf den höheren Anteil von Ausfallkombinationen mit gekoppelten Ausfallraten bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten zurückführen.

Die Unsicherheiten der Häufigkeiten für Systemschadenzustände ausgehend von den Betriebstransienten „Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke“ und „Ausfall Hauptwärmesenke ohne Hauptspeisewasser“ sind mit Verhältniswerten zwischen 95%-Fraktile und 5%-Fraktile) von 8 bzw. 10 etwas höher als beim „Notstromfall“ (6). In beiden Fällen tragen zu diesen höheren Verhältniswerten Unsicherheiten der Übergangswahrscheinlichkeiten bei. Für den „Ausfall Hauptwärmesenke ohne Hauptspeisewasser“ kommt noch die größere Unsicherheit der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses hinzu.

Bei den übrigen auslösenden Ereignissen mit Ausnahme des „Kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittleitung, 2 - 25 cm²“ liegen die Verhältniswerte zwischen ca. 13 und 16.

Wie Tabelle 5.17 zeigt, liegen die Erwartungswerte der Häufigkeiten um einen Faktor bis etwa 2,4 („Ausfall Hauptwärmesenke ohne Hauptspeisewasser“) höher als die entsprechenden Punktwerte. Diese Erhöhung ist auf diejenigen Ausfallkombinationen zurückzuführen, die das Versagen mehrerer Komponenten mit kenntnisstand-abhängigen Zuverlässigkeitsdaten enthalten.

- **Gesamthäufigkeit pro Jahr des Ereignisses „Systemschadenzustand“**

Die Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse für die Gesamthäufigkeit des Ereignisses „Systemschadenzustand“ sind in der letzten Zeile der Tabelle 5.17 und in Abbildung 5.3 dargestellt. Das Verhältnis zwischen 95%- und 5%-Fraktile beträgt ca. 4,4. Die quantifizierte Ergebnisunsicherheit liegt damit in einem Bereich, der bei der Untersuchung sehr unwahrscheinlicher Vorgänge nicht ungewöhnlich ist. Wie bereits angemerkt, sind die Ergebnisse der PSA mit weiteren Unsicherheiten verbunden, die in dieser Analyse nicht quantifiziert werden (z.B. Modellunsicherheiten) oder generell nicht quantifizierbar sind.

Der Erwartungswert der Häufigkeit für einen Systemschadenzustand von $8,2 \cdot 10^{-6}$ liegt um einen Faktor von ca. 1,7 höher als der entsprechende Punktwert.

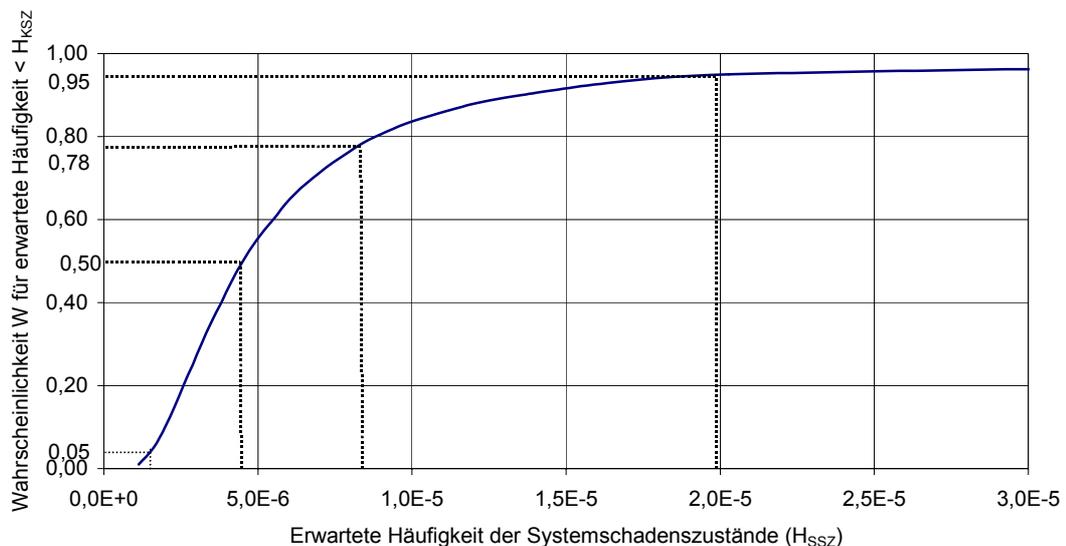


Abb. 5.3 Subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung der Häufigkeit pro Jahr des Ereignisses „Systemschadenzustand“ (nur anlageninterne auslösende Ereignisse)

Tab. 5.17 Fraktile, Punkt- und Erwartungswerte der Häufigkeiten der System-schadenszustände aufgeschlüsselt nach auslösenden Ereignissen

Auslösendes Ereignis		Ergebnisunsicherheiten für die Häufigkeit von Systemschadenszuständen				
Nr. ¹⁾	Bezeichnung	5%-Fraktile	50%-Fraktile	Punkt-wert	Erwar-tungswert	95%-Fraktile
2	Kleines Leck, 80 - 200 cm ²	1,2E-9	1,6E-8	4,2E-8	9,1E-8	2,6E-7
3	Kleines Leck, 25 - 80 cm ²	2,4E-9	3,4E-8	7,8E-8	1,5E-7	5,2E-7
4	Kleines Leck, 2 - 25 cm ²	1,3E-7	6,3E-7	8,4E-7	1,3E-6	4,2E-6
6	Kleines DH-Leck	8,1E-9	1,0E-7	2,6E-7	3,7E-7	1,4E-6
8	Kleines DE-Heizrohrleck	3,6E-9	5,1E-8	1,8E-7	1,8E-7	7,6E-7
10	Notstromfall	1,8E-7	7,4E-7	9,6E-7	1,5E-6	4,2E-6
11	Ausfall HSpW ohne Ausfall HWs	1,7E-7	8,3E-7	1,3E-6	2,2E-6	6,3E-6
12	Ausfall HWs ohne Ausfall HSpW	8,2E-8	5,6E-7	7,8E-7	1,9E-6	5,3E-6
13	Ausfall HSpW und Ausfall HWs	4,9E-10	6,6E-8	1,6E-7	3,7E-7	1,1E-6
15	FD-Leitungsbruch außerhalb des SB	2,3E-9	3,4E-8	1,2E-7	1,3E-7	5,3E-7
16	SpW-Leitungsbruch außerhalb des SB	6,6E-9	7,5E-8	2,2E-7	2,7E-7	1,0E-6
Gesamtwerte		1,6E-6	4,5E6	4,8E-6	8,2E-6	2,0E-5

1) vgl. Tab.
 DE Dampferzeuger
 DH Druckhalter
 FD Frischdampf

HSpW Hauptspeisewasser
 HWs Hauptwärmesenke
 SB Sicherheitsbehälter
 SpW Speisewasser

Tab. 5.18 Fraktilen und Erwartungswerte der Häufigkeiten auslösender Ereignisse

Auslösendes Ereignis					
Nr. ¹⁾	Bezeichnung	5%- Fraktile	50%- Fraktile	Erwar- tungswert	95%- Fraktile
2	Kleines Leck, 80 - 200 cm ²	3,4E-6	3,4E-5	9,0E-5	3,4E-4
3	Kleines Leck, 25 - 80 cm ²	5,5E-6	5,8E-5	1,5E-4	5,1E-4
4	Kleines Leck, 2 - 25 cm ²	7,6E-4	2,3E-3	3,0E-3	7,5E-3
6	Kleines DH-Leck	3,2E-5	3,2E-4	8,5E-5	3,2E-3
8	Kleines DE- Heizrohleck	1,2E-4	1,0E-3	2,3E-3	8,0E-3
10	Notstromfall	1,2E-2	2,4E-2	2,5E-2	4,4E-2
11	Ausfall HSpW ohne Ausfall HWs	5,5E-2	1,1E-1	1,2E-1	1,9E-1
12	Ausfall HWs ohne Ausfall HSpW	8,5E-3	3,3E-2	3,8E-2	8,4E-2
13	Ausfall HSpW und Aus- fall HWs	3,0E-5	3,5E-3	7,5E-3	2,8E-2
15	FD-Leitungsbruch außerhalb des SB	5,9E-6	6,0E-5	1,6E-4	5,9E-4
16	SpW-Leitungsbruch außerhalb des SB	1,0E-5	9,9E-5	2,6E-4	9,5E-4

1) vgl. Tab.
DE Dampferzeuger
DH Druckhalter
FD Frischdampf

HSpW Hauptspeisewasser
HWs Hauptwärmesenke
SB Sicherheitsbehälter
SpW Speisewasser

Tab. 5.19 Fraktilen, Punkt- und Erwartungswerte der Übergangswahrscheinlichkeit vom auslösenden Ereignis zum Systemschadenzustand

Auslösendes Ereignis		5%- Fraktile	50%- Fraktile	Punkt- wert	Erwar- tungswert	95%- Fraktile
Nr. ¹⁾	Bezeichnung					
2	Kleines Leck, 80 - 200 cm ²	1,7E-4	4,3E-4	4,6E-4	9,0E-4	2,3E-3
3	Kleines Leck, 25 - 80 cm ²	2,0E-4	4,8E-4	5,0E-4	9,6E-4	2,4E-3
4	Kleines Leck, 2 - 25 cm ²	9,4E-5	2,5E-4	2,7E-4	4,0E-4	1,1E-3
6	Kleines DH-Leck	1,2E-4	2,8E-4	3,0E-4	4,9E-4	1,1E-3
8	Kleines DE- Heizrohleck	7,8E-6	4,5E-5	7,4E-5	8,6E-5	2,7E-4
10	Notstromfall	8,8E-6	2,9E-5	3,6E-5	4,8E-5	1,3E-4
11	Ausfall HSpW ohne Ausfall HWs	1,8E-6	7,73E-6	1,1E-5	1,7E-5	5,0E-5
12	Ausfall HWs ohne Ausfall HSpW	4,2E-6	1,7E-5	2,1E-5	3,7E-5	1,1E-4
13	Ausfall HSpW und Ausfall HWs	5,0E-6	1,8E-5	2,2E-5	3,4E-5	9,9E-5
15	FD-Leitungsbruch außerhalb des SB	1,5E-4	5,5E-4	7,8E-4	8,4E-4	2,4E-3
16	SpW-Leitungsbruch außerhalb des SB	3,0E-4	7,4E-4	8,3E-4	1,2E-3	2,5E-3

1) vgl. Tab.
DE Dampferzeuger
DH Druckhalter
FD Frischdampf

HSpW Hauptspeisewasser
HWs Hauptwärmesenke
SB Sicherheitsbehälter
SpW Speisewasser

5.4.2 Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse für Kernschadenzustände

- **Kernschadenzustände aufgeschlüsselt nach auslösenden Ereignissen**

Die Ergebnisse der Unsicherheitsanalysen für Kernschadenzustände sind in den Tabellen 5.20 und 5.21 sowie in Abbildung 5.4 dargestellt. Tabelle 5.20 und Abbildung 5.4 zeigen die Fraktilen und Erwartungswerte der Verteilungen sowie - zum Vergleich - die Punktwerte der Kernschadenshäufigkeiten zu den einzelnen auslösenden Ereignissen (nur Tabelle 5.20). In Tabelle 5.21 sind die Fraktilen und Erwartungswerte der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen sowie die Punktwerte für die Übergangswahrscheinlichkeiten vom auslösenden Ereignis zum Kernschadenzustand zusammengestellt.

Die Unsicherheiten der Kernschadenshäufigkeiten für die Kühlmittelverluststörfälle entsprechen denen der Systemschadenshäufigkeiten (vgl. Tabelle 5.16), da für diese auslösenden Ereignisse keine Notfall- und Reparaturmaßnahmen berücksichtigt wurden (vgl. Abschnitt 5.3). Bei den Betriebstransienten vergrößern sich die Ergebnisunsicherheiten auf Grund der Unsicherheiten der Ausfallwahrscheinlichkeiten der berücksichtigten Notfall- und Reparaturmaßnahmen. Bezogen auf die Quotienten aus 95%- und 5%-Fraktilen der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Häufigkeiten für Systemschadenzustände ergeben sich für diese Transienten Verbreiterungen der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Häufigkeiten für Kernschadenzustände um einen Faktor zwischen ca. 2 („Notstromfall“) bis ca. 18 („Ausfall Hauptwärmenenke ohne Hauptspeisewasser“). Die relativ geringe Erhöhung der Unsicherheit beim „Notstromfall“ ist darauf zurückzuführen, dass bei einem wesentlichen Teil der Abläufe keine Notfall- und Reparaturmaßnahmen berücksichtigt werden (z.B. wenn ein GVA aller vier 48-V-Batterien des Notnetzes 2 vorliegt, vgl. Abschnitt 5.3.3.6). Damit spielen Ausfälle der Notfall- und Reparaturmaßnahmen eine vergleichsweise geringe Rolle. Bei den anderen Betriebstransienten tragen vor allem die Unsicherheiten der Ausfallwahrscheinlichkeiten der Personalhandlungen bei den Notfall- und Reparaturmaßnahmen zur Erhöhung der Unsicherheiten bei.

Die Erwartungswerte sind ähnlich wie bei den Häufigkeiten für Systemschadenzustände maximal um einen Faktor von ca. 2 höher als die Punktwerte. Diese Erhöhung ist auf die Ausfallkombinationen zurückzuführen, die ein Versagen mehrerer Komponenten bzw. mehrerer Personalhandlungen mit kennnisstandabhängigen Zuverlässigkeitsdaten enthalten.

- **Zusammengefasste Kernschadenzustände**

Die Ergebnisse der Unsicherheitsanalysen für die Häufigkeiten der zusammengefassten Kernschadenzustände (vgl. Abschnitt 5.3.2) sind in Tabelle 5.22 und in Abbildung 5.5 dargestellt. Die Bandbreite zwischen den 5%- und 95%-Fraktile variiert von 31 (Kernschadenzustand Nr. 3) bis ca. 750 (Kernschadenzustand 10). Der Kernschadenzustand Nr. 3 ist im Wesentlichen auf das „Kleine Leck in einer Hauptkühlmitteleitung, 2 - 25 cm²“ zurückzuführen, dessen Eintrittshäufigkeit eine relativ geringe Unsicherheit aufweist (vgl. Tabelle 5.18). Außerdem werden bei diesem auslösenden Ereignis im Gegensatz zu den Betriebstransienten keine Notfall- und Reparaturmaßnahmen berücksichtigt (vgl. Abschnitt 5.3), es gehen damit keine Unsicherheiten der Ausfallwahrscheinlichkeiten dieser Maßnahmen ein. Der Kernschadenzustand Nr. 10 hingegen geht auf nicht beherrschte Betriebstransienten mit Versagen von SDE bzw. Reparatur und PDE zurück. Hier tragen z.T. wesentlich höhere Unsicherheiten der Übergangswahrscheinlichkeiten vom auslösenden Ereignis zum Kernschadenzustand bei (vg. Tabelle 5.21).

- **Gesamthäufigkeit des Ereignisses „Kernschadenzustand“**

Die Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse für die Gesamthäufigkeit des Ereignisses „Kernschadenzustand“ ist in der letzten Zeile der Tabelle 5.20 bzw. 5.22 und in den Abbildungen 5.4 bis 5.6 dargestellt. Bei einem Erwartungswert der Häufigkeit von $2,5 \cdot 10^{-6}$ liegen die 95%-Fraktile bei $7,3 \cdot 10^{-6}$ und die 5%-Fraktile bei ca. $4,4 \cdot 10^{-7}$. Der Quotient aus 95%- und 5%-Fraktile beträgt ca. 17 und ist damit geringfügig höher als bei der Gesamthäufigkeit des Ereignisses „Systemschadenzustand“ (13, vgl. Tabelle 5.17). Die Erhöhung geht auf die Betriebstransienten zurück, bei denen die Unsicherheiten der Ausfälle von Personalhandlungen für die Notfall- bzw. Reparaturmaßnahmen eine Rolle spielen. Die Erhöhung ist deswegen relativ geringfügig, weil die Betriebstransienten für das Gesamtergebnis nur von untergeordneter Bedeutung sind (15 %, vgl. Abschnitt 5.3.4).

Der Erwartungswert von $2,5 \cdot 10^{-6}/a$ ist um einen Faktor von ca. 1,5 höher als der entsprechende Punktwert ($1,7 \cdot 10^{-6}/a$). Der Unterschied zwischen Erwartungs- und Punktwert ist damit etwas geringer als bei der Häufigkeit der Systemschadenzustände (Erwartungswert/Punktwert = 2), und entspricht in etwa den Werten bei den Kühlmittelverluststörfällen, die den wesentlichen Anteil an der Kernschadenshäufigkeit bilden (vgl. Abschnitt 5.3.4).

Tab. 5.20 Fraktilen, Punkt- und Erwartungswerte der Häufigkeit eines Kernschadenszustands aufgeschlüsselt nach auslösenden Ereignissen

Auslösendes Ereignis		5%- Fraktile	50%- Fraktile	Punktwert	Erwar- tungswert	95%- Fraktile
Nr. ¹⁾	Bezeichnung					
2	Kleines Leck, 80 - 200 cm ²	1,2E-09	1,6E-08	4,2E-8	9,1E-08	2,6E-07
3	Kleines Leck, 25 - 80 cm ²	2,4E-9	3,4E-8	7,8E-8	1,5E-7	5,2E-7
4	Kleines Leck, 2 - 25 cm ²	1,3E-7	6,3E-7	8,4E-7	1,3E-6	4,2E-6
6	Kleines DH-Leck	8,1E-09	1,0E-07	2,6E-7	3,7E-07	1,4E-06
8	Kleines DE- Heizrohrleck	3,6E-09	5,1E-08	1,8E-7	1,8E-07	7,6E-07
10	Notstromfall	1,1E-08	9,3E-08	2,2E-7	2,5E-07	9,4E-07
11	Ausfall HSpW ohne Ausfall HWs	2,0E-10	8,5E-09	2,6E-8	5,5E-08	2,2E-07
12	Ausfall HWs ohne Ausfall HSpW	2,0E-10	1,0E-08	3,0E-8	6,0E-08	2,3E-07
13	Ausfall HSpW und Ausfall HWs	3,0E-12	9,0E-10	6,0E-9	1,1E-08	4,5E-08
Gesamtwerte		4,4E-7	1,5E6	1,7E-6	2,5E-6	7,3E-6

1) vgl. Tab. HSpW Hauptspeisewasser
 DE Dampferzeuger HWs Hauptwärmesenke
 DH Druckhalter SpW Speisewasser

Tab. 5.21 Fraktile, Punkt- und Erwartungswerte der Übergangswahrscheinlichkeiten von auslösenden Ereignissen zu einem Kernschadenzustand

Auslösendes Ereignis		5%- Fraktile	50%- Fraktile	Punktwert	Erwar- tungswert	95%- Fraktile
Nr. ¹⁾	Bezeichnung					
2	Kleines Leck, 80 - 200 cm ²	1,7E-4	4,3E-4	4,6E-4	9,0E-4	2,3E-3
3	Kleines Leck, 25 - 80 cm ²	2,0E-4	4,8E-4	5,0E-4	9,6E-4	2,4E-3
4	Kleines Leck, 2 - 25 cm ²	9,4E-5	2,5E-4	2,7E-4	4,0E-4	1,1E-3
6	Kleines DH-Leck	1,2E-4	2,8E-4	3,0E-4	4,9E-4	1,1E-3
8	Kleines DE- Heizrohleck	7,8E-6	4,5E-5	7,4E-5	8,6E-5	2,7E-4
10	Notstromfall	5,0E-7	3,9E-6	9,0E-6	9,4E-6	3,2E-5
11	Ausfall HSpW ohne Ausfall HWs	2,5E-9	8,5E-8	2,2E-7	5,0E-7	1,8E-6
12	Ausfall HWs ohne Aus- fall HSpW	1,0E-8	3,4E-7	8,0E-7	1,4E-6	5,1E-6
13	Ausfall HSpW und Aus- fall HWs	9,8E-9	3,3E-7	7,9E-7	1,3E-6	5,1E-6

1) vgl. Tab.
DE Dampferzeuger
DH Druckhalter

HSpW Hauptspeisewasser
HWs Hauptwärmesenke
SpW Speisewasser

Tab. 5.22 Fraktile, Punkt- und Erwartungswerte der Häufigkeiten der Kernschadenszustände

Kernschadenszustand								
Nr. ¹⁾	B	D	Z [h]	5%- Fraktile	50%- Fraktile	Punkt- wert	Erwar- tungs- wert	95%- Fraktile
2	kein HD, kein ND	ND	2 - 4	1,5E-8	1,0E-7	2,1E-7	2,8E-7	1,0E-6
3	kein HD, kein ND	ND	4 - 12	9,0E-8	4,1E-7	6,0E-7	8,7E-7	2,8E-6
4	nur ND	MD	< 2	1,2E-8	6,9E-8	1,4E-7	2,7E-7	7,7E-7
5	nur ND	MD	2 - 4	2,5E-9	2,0E-8	4,0E-8	9,5E-8	2,9E-7
6	nur ND	MD	4 - 12	1,5E-9	1,9E-8	4,4E-8	9,0E-8	3,1E-7
7	kein HD, kein ND	MD	4 - 12	2,3E-9	3,9E-8	1,6E-7	1,6E-7	6,1E-7
8	nur ND	MD	> 12	1,3E-9	1,5E-8	3,9E-8	6,5E-8	2,2E-7
9	nur HD od. HD u. ND	HD	< 2	1,0E-8	8,5E-8	1,8E-7	3,1E-7	1,0E-6
10	nur HD od. HD u. ND	HD	2 - 4	6,6E-10	2,4E-8	6,0E-8	1,3E-7	5,1E-7
11	kein HD, kein ND	HD	2 - 4	4,8E-9	6,1E-8	2,0E-7	2,2E-7	8,3E-7
Gesamtwerte				4,4E-7	1,5E-6	1,7E-6	2,5E-6	7,3E-6

1) vgl. Tab.

B Verfügbarkeit primärseitiger Bespeisung

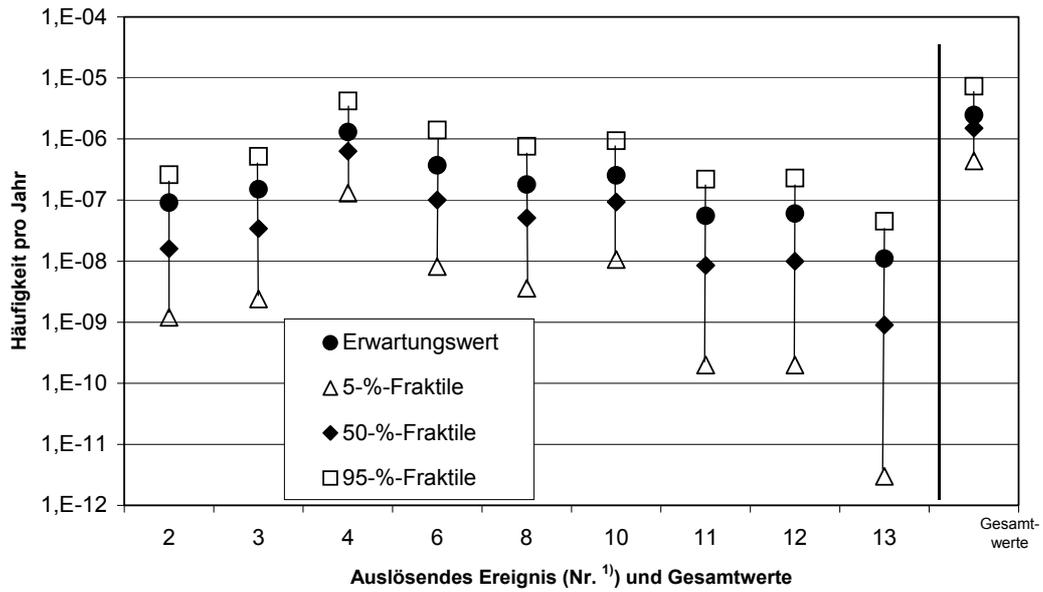
D Druck im Primärkreis

HD Hochdruck

MD Mitteldruck

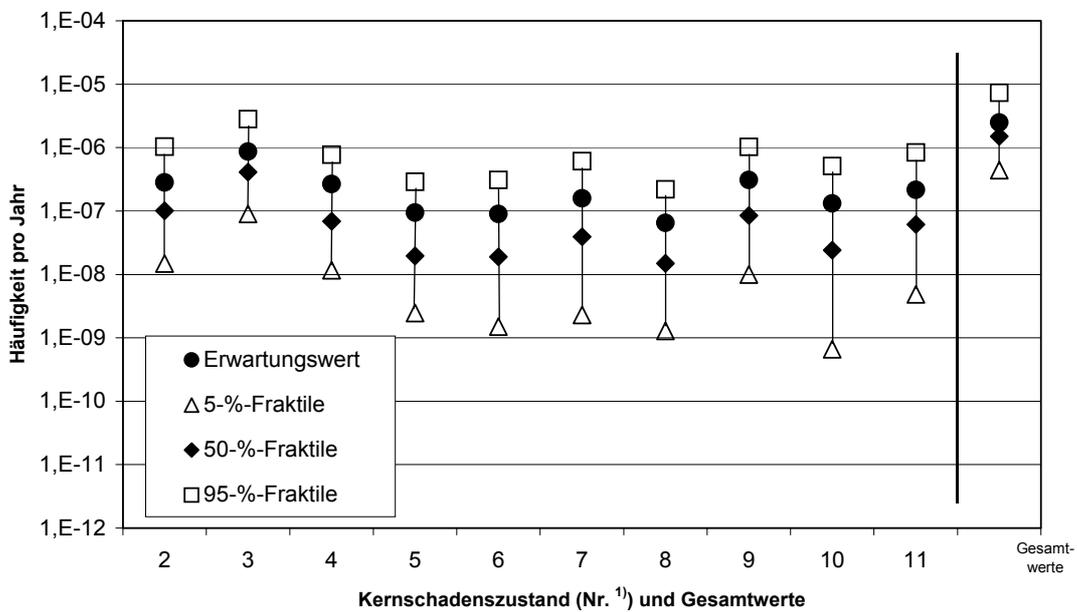
ND Niederdruck

Z Zeitdauer bis Kernschaden



1) vgl. Tabelle 5.20

Abb. 5.4 Unsicherheiten der Kernschadenszustände aufgeschlüsselt nach auslösenden Ereignissen



1) vgl. Tabelle 5.22

Abb. 5.5 Unsicherheiten der Kernschadenszustände

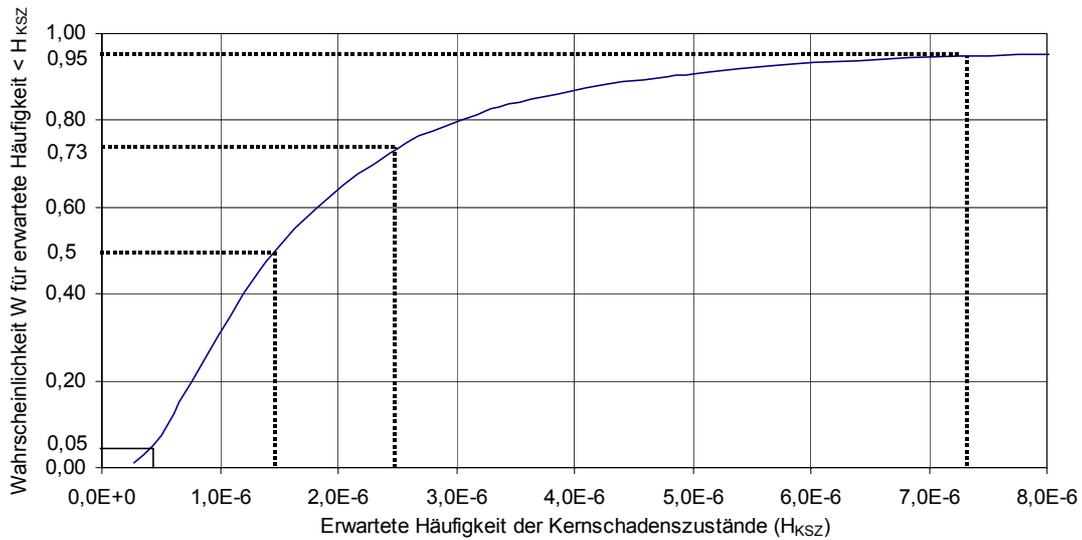


Abb. 5.6 Subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung der Häufigkeit pro Jahr des Ereignisses „Kernschadenzustand“ (nur anlageninterne auslösende Ereignisse)

5.5 Erkenntnisse zu den PSA-Methoden und zur Anlagentechnik

5.5.1 PSA-Methoden

Bezüglich der Methoden einer PSA der Stufe 1 für den Leistungsbetrieb haben sich aus den Arbeiten zur vorliegenden PSA eine Reihe von Erkenntnissen ergeben:

- Insbesondere bei Anlagen mit sehr hohem Sicherheitsniveau und dementsprechend sehr geringen Häufigkeiten von Schadenszuständen sind die Analyseergebnisse sehr sensitiv auf geringfügige Änderungen von Annahmen und Eingangsgrößen. Sensitivitätsanalysen könnten dazu beitragen, die wichtigen Einflussgrößen zu identifizieren und - wenn möglich - besser abzusichern.
- Da die Begrenzung des Analyseaufwandes grundsätzlich ein iteratives Vorgehen erfordert, darf der Detaillierungsgrad der Fehlerbaum- und Ereignisablaufanalyse nicht zu früh auf Grund von quantitativen (und qualitativen) „Abschneidekriterien“ begrenzt werden.

- Die Vernachlässigbarkeit auslösender Ereignisse bzw. Ereignisabläufe ist anhand der im Laufe der Untersuchungen ermittelten Ergebnisse für Kern- und Anlagenschadenshäufigkeiten (Freisetzungshäufigkeiten) zu überprüfen.
- Der zunächst gewählte Ansatz, die Basis-PSA bezüglich dominierender Beiträge zu überarbeiten, hat sich als ineffizient erwiesen. Durch die Modifikation der Modellierung wurden immer wieder andere Beiträge dominant, so dass letztlich eine von vornherein umfassend angelegte Modifizierung der Ereignisablauf- und Systemanalyse weniger Aufwand erfordert hätte.
- Die mit relativ hohem Analyseaufwand verbundene (exemplarische) Berücksichtigung von Reparaturen hat sich auf das Ergebnis kaum ausgewirkt, da im analysierten Fall die für eine Reparatur verfügbare Zeit zu gering ist. Trotzdem sollten die Methoden zur Berücksichtigung von Reparaturen weiterentwickelt werden, um die anlagentechnischen Gegebenheiten möglichst realitätsnah modellieren zu können.
- Für die effiziente Behandlung der Schnittstelle zwischen den Stufen 1 und 2 der PSA sollte ein spezielles Programm zur Auswertung der Ereignisablaufdiagramme und Fehlerbäume entwickelt werden.
- Zur genaueren Ermittlung der zeitlichen Abläufe und der für Personalhandlungen verfügbaren Zeiten empfiehlt sich der Einsatz von Anlagensimulatoren.
- Anstatt der üblicherweise in PSA verwendeten logarithmischen Normalverteilungen für die Zuverlässigkeitskenngrößen werden grundsätzlich Gamma-Verteilungen für Ausfallraten bzw. Häufigkeiten und Beta-Verteilungen für Ausfallwahrscheinlichkeiten aus mathematischen Gründen als geeigneter angesehen. Hinsichtlich der praktischen Anwendung dieser Verteilungen besteht allerdings noch Untersuchungsbedarf, z.B. zur Überführung von logarithmischen Normalverteilungen in der bisher verwendeten Datenbasis in diese Verteilungen.
- Grundsätzlich sollten als Ergebnisse für die Häufigkeiten der System-, Kern- und Anlagenschadenszustände bzw. für die Übergangswahrscheinlichkeiten Erwartungswerte ermittelt werden.

5.5.2 Anlagentechnik

Die PSA der Stufe 1 identifizierte eine Reihe anlagentechnischer Probleme bzw. Verbesserungspotentiale, die zum Teil spezifisch für die Referenzanlage sind:

- Die Prüfintervalle für Komponenten der Nachkühlkette sind nicht optimal.
- Der Beitrag von Transienten zur Häufigkeit von Kernschadenzuständen kann durch anlageninterne Notfallmaßnahmen deutlich reduziert werden.
- Auch bei Leckstörfällen könnten anlageninterne Notfallmaßnahmen erfolgreich durchgeführt werden, wenn in das Notfallhandbuch geeignete Einleitungskriterien und Prozeduren aufgenommen werden.
- Während zur Häufigkeit von Systemschadenzuständen Transienten 69 % und Lecks 24 % beitragen, dominieren bei der Häufigkeit von Kernschadenzuständen die Lecks mit 78 % (Transienten 15 %).
- Die in GKN 2 angewendeten Prüfmethode zur Verhinderung von Fehljustierungen an Messumformern führen zu einer deutlichen Erhöhung der Verfügbarkeit.
- Durch diversitäre Auslegung der Batterien zur 48 V-Versorgung könnte die Häufigkeit von Schadenszuständen beim Notstromfall deutlich (insgesamt ca. 10 %) reduziert werden.
- Für die Drei-Wege-Sumpfarmatur, mit der kaum Betriebserfahrung vorliegt, und für die Hochdruckeinspeisepumpen in der Betriebsart Sumpfansaugung konnten die Zuverlässigkeitskenngrößen nur geschätzt werden, da die Testbedingungen nicht den Anforderungen beim Störfall entsprechen.

Die Ergebnisse der PSA Stufe 1 für den Leistungsbetrieb werden erheblich von folgenden Problemen beeinflusst:

- Die Kriterien für den Übergang vom ereignisorientierten zum schutzzielorientierten Betriebshandbuch sind stark überarbeitungsbedürftig.
- Die im schutzzielorientierten Betriebshandbuch enthaltene Maßnahme „Abfahren mit Frischdampf-Sicherheitsventilen von Hand“ - und andere Maßnahmen - werden von der Betriebsmannschaft nicht geübt.

- Die Messwerterfassung für die Not- und Nachkühlkette ist nicht durchgängig in Reaktorschutzqualität ausgeführt und hat für einige Komponenten zu große Prüfintervalle.
- Trotz der Automatisierung des 100 K/h Abfahrens hat die geregelte Frischdampf-abgabe wegen mangelnder Diversität der Regelventile eine relativ hohe Nicht-verfügbarkeit durch GVA.

6 PSA der Stufe 2 für den Leistungsbetrieb

6.1 Einführung

Dieser Abschnitt behandelt die PSA der Stufe 2 für den Leistungsbetrieb, d.h. die Vorgänge vom Beginn des Kernschmelzens bis zu der Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung. Die Phänomene bei Unfällen mit Kernzerstörung werden seit langem intensiv untersucht. Die dabei gewonnenen Kenntnisse fließen in Rechenprogramme zur deterministischen Simulation des Unfallablaufs und damit zur Sicherheitsbewertung ein, die auch in den hier durchgeführten Analysen verwendet worden sind.

Man unterscheidet Rechenprogramme für Teilaspekte, z.B. für die Wasserstoffverteilung in der Sicherheitsbehälteratmosphäre, und integrale Rechenprogramme, die den gesamten Unfallablauf simulieren, allerdings meist mit einer reduzierten Detaillierung der Teilaspekte. In der GRS wird überwiegend das integrale Rechenprogramm MELCOR /NRC 97/ verwendet. Beispiele für Rechnungen mit MELCOR sind im nachfolgenden Abschnitt 6.3 zur Unfallentwicklung nach dem Kernschadenzustand beschrieben. Wesentliche Einzelaspekte werden mit detaillierteren Programmen ergänzt, z.B. mit RALOC /KLE 96/ für die Analyse der Sicherheitsbehälteratmosphäre.

Die deterministische Untersuchung der Ereignisabläufe bei einer Kernzerstörung ist auch bei heutigem Wissensstand und bei Verwendung der neuesten Rechenprogrammversionen noch mit erheblichen Unsicherheiten verbunden. Einerseits beeinflussen stochastische (zufällige) Phänomene den Ablauf, andererseits bestehen in vielen Punkten Kenntnisunsicherheiten. In der PSA werden nicht nur die (zu erwartenden) Häufigkeiten einzelner Ereignisabläufe quantifiziert, sondern es werden auch die Unsicherheiten der Analyseergebnisse so weit wie möglich quantitativ bestimmt. Die für die Analyse der Ereignisabläufe in der PSA der Stufe 2 weltweit übliche und auch in der GRS eingesetzte Technik ist die Ereignisbaumanalyse. Dabei wird ein Satz von Anfangszuständen - die Kernschadenzustände - im ersten Teil des Ereignisbaums eingegeben. Danach folgt die Darstellung der verschiedenen möglichen Unfallabläufe in Form einer Folge von mit Wahrscheinlichkeiten versehenen Verzweigungen. Letztlich werden die zahlreichen möglichen Zweigkombinationen zu Endzuständen - den Anlagenschadenzuständen - zusammengefasst.

Seit der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke - Phase B /GRS 90/ sind zu vielen Teilaspekten des Unfallablaufs ergänzende und neue Erkenntnisse gewonnen worden.

Die weiterentwickelte Rechentechnik ermöglicht es nunmehr, mehr Ereignisabläufe in besserer Detaillierung zu analysieren. Auch hat sich international in zahlreichen Analysen der Kenntnisstand bei der probabilistischen Bewertung ungenau bekannter ablaufentscheidender Phänomene weiterentwickelt. Diese Fortschritte erlauben nunmehr eine belastbare probabilistische Ereignisbaumanalyse des Unfallablaufs, auch wenn zu Einzelfragen nach wie vor erheblicher Untersuchungsbedarf besteht.

Mit der hier vorgestellten Untersuchung wird diese Methodik erstmals in Deutschland durch eine möglichst vollständige anlagenspezifische Ereignisbaumanalyse für Kernschmelzunfälle evaluiert. Die verwendete probabilistische Methodik entspricht etwa dem durch die US-Studie NUREG-1150 /NRC 90/ gesetzten Stand. Abgesehen von graduellen rechentechnischen Verbesserungen ist dieses Vorgehen etwa seit 10 bis 15 Jahren Stand der Technik. Diese Vorgehensweise ist gekennzeichnet durch einen umfangreichen Ereignisbaum mit 50 bis 100 Verzweigungen und durch eine mit der Monte Carlo Methode durchgeführte Variation der unsicheren Eingabedaten und Annahmen. Auf die in NUREG-1150 häufiger herangezogene Befragung mehrerer, auch externer und möglichst voneinander unabhängiger Experten ist in der vorliegenden Analyse wegen des damit verbundenen hohen Aufwands verzichtet worden. Die Methoden hierfür stehen jedoch zur Verfügung. Sie könnten in der PSA ohne weiteres genutzt werden, wenn die erforderlichen Mittel zur Verfügung stehen.

Möglicherweise wichtige Aspekte des Ereignisablaufs, z.B. Zeitabhängigkeiten, können der Struktur des Ereignisbaums entsprechend nur grob abgebildet werden. Deshalb sind methodische Weiterentwicklungen jenseits der Ereignisbaumanalyse im Gange, bei denen u.a. probabilistische Aspekte in deterministische Rechenprogramme integriert werden. Diese Methoden sind jedoch noch nicht einsatzreif.

6.2 Exemplarische Beschreibung zweier Unfallabläufe

Der Schwerpunkt der Arbeiten in der PSA der Stufe 1 liegt vor allem in der Modellierung der Systemtechnik und ihrer Versagensmöglichkeiten und konzentriert sich auf die Frage nach der Kühlbarkeit des Reaktorkerns. Dagegen sind die Arbeiten in der PSA der Stufe 2 für die Abläufe nach dem Kernschadenzustand hauptsächlich auf komplizierte physikalisch-chemische Vorgänge bezogen, während die Systemtechnik nur eine geringe Rolle spielt. Unfallablaufsimulationen mit integralen Rechenprogrammen sind deshalb eine wesentliche Voraussetzung für die Ereignisbaumanalyse.

Diese Unfallablaufsimulationen zeigen vor allem die zeitliche Abfolge der Vorgänge auf. Beispielsweise werden damit folgende Fragen geklärt:

- Wie viel Zeit vergeht vom Kernschadenzustand bis zur Kernumlagerung in das untere Plenum?
- Werden sehr hohe Temperaturen in der Nähe der Grenztragfähigkeit an Primärkreis Komponenten erreicht, bevor der geschmolzene Kern in das untere Plenum gelangt?
- Befindet sich zum Zeitpunkt der Kernumlagerung in das untere Plenum dort noch Restwasser?
- Wird die gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters notwendig, bevor die Kernschmelze das Fundament durchdrungen hat?

Anhand der berechneten Zeitabläufe wird die Struktur des Ereignisbaums so erstellt, dass sie die verschiedenen möglichen Abläufe darstellen kann. Für die einzelnen Verzweigungswahrscheinlichkeiten werden dann auch zahlreiche weitere berechnete Informationen, z.B. über Drücke, Temperaturen, Brennbarkeiten genutzt. Da im Vergleich zur Zahl der möglichen Unfallabläufe nur wenige Unfallsimulationen durchgeführt werden können, müssen bei der Ermittlung der Verzweigungswahrscheinlichkeiten häufig auch Abschätzungen vorgenommen werden.

Im Rahmen der Arbeiten zur PSA der Stufe 2 wurden zahlreiche integrale Unfallanalysen mit MELCOR (Version 1.8.4) für die Referenzanlage durchgeführt, die in /SON 99/ und /SON 01/ beschrieben sind. Um einen Eindruck von verschiedenen Unfallabläufen und somit auch von der im Ereignisbaum zu berücksichtigenden Spannweite möglicher Abläufe zu geben, werden hier zwei Unfallsimulationen exemplarisch dargestellt:

- Langsame Unfallentwicklung nach einem Kernschmelzen mit niedrigem Druck im Primärkreis (Abschnitt 6.2.1)
- Schnelle Unfallentwicklung nach einem Kernschmelzen mit hohem Druck im Primärkreis (Abschnitt 6.2.2)

6.2.1 Langsame Unfallentwicklung nach einem Kernschadenzustand mit niedrigem Druck im Primärkreis

Ein typisches Beispiel für eine langsame Unfallentwicklung ist der Ablauf bei einem 10 cm^2 Leck im heißen Strang mit Ausfall der Niederdruck-Notkühlung. Wesentliche Ereignisse des Unfallablaufs sind in der Tabelle 6.1 zusammengefasst. Die sekundärseitige Wärmeabfuhr (100 K/h Abfahren, Frischdampfabgabe, Bespeisen der Dampferzeuger mit An- und Abfahrpumpen) ist verfügbar. Der Ausfall der Niederdruck-Einspeisesysteme wurde unterstellt, d.h. die Bespeisung des RDB erfolgt mit den Hochdruck-Systemen, bis die Flutbecken leer sind.

- **Zustände im Reaktorkreislauf**

Durch die funktionierende sekundärseitige Wärmeabfuhr und durch die Nutzung aller Flutbecken mittels der Hochdruck-Sicherheitseinspeisung und der später einspeisenden Druckspeicher ist der Kern noch lange Zeit gekühlt, so dass etwa 17 h bis zum Beginn der Kernfreilegung vergehen. Das Kernschmelzen beginnt ab etwa 22 h.

Die insgesamt erzeugte Masse an Wasserstoff beträgt 670 kg, in den Sicherheitsbehälter werden aber nur etwa 400 kg freigesetzt. Der Rest verbleibt im Reaktorkühlkreislauf, insbesondere im leeren Druckhalter und den Dampferzeuger-Rohren. Dadurch steigt der Druck bei laufender Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger auf etwa 3 MPa zum Zeitpunkt des RDB-Versagens an.

- **Zustände im Sicherheitsbehälter**

Charakteristisch ist bei diesem Fall, dass infolge anhaltender Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf über die Dampferzeuger wenig Energie über das Leck in den Sicherheitsbehälter eingetragen wird. Das macht sich durch niedrige Temperaturen und Drücke (Abbildung 6.1) im Sicherheitsbehälter bemerkbar. Der Dampfgehalt im Sicherheitsbehälter reicht nicht für eine Inertisierung aus. Der Druck fällt nach dem Versagen des Reaktordruckbehälters - wie in allen Fällen mit zunächst trockener Beton-Schmelze-Wechselwirkung - noch einmal ab und steigt erst mit dem Wassereintritt in die Reaktorgrube nach 34 h 07 min wieder an.

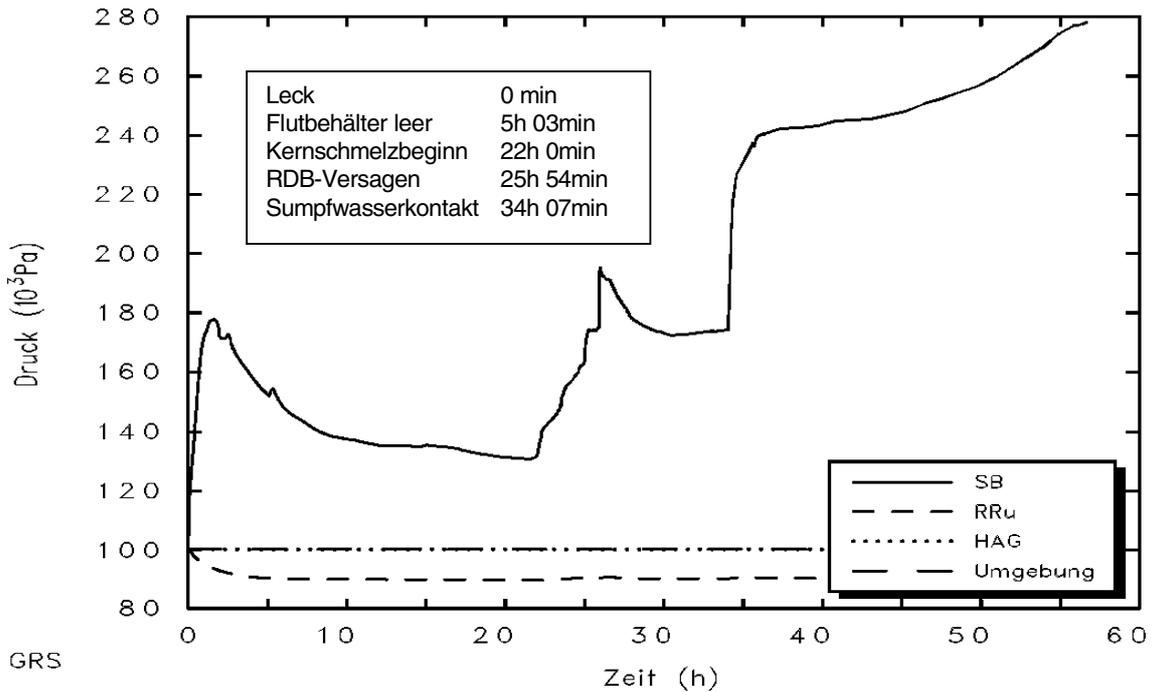
Tab. 6.1 Unfallablauf mit 10 cm² heißseitigem Leck und Ausfall der Niederdruck-Notkühlung

Charakteristische Ereignisse	Eintrittszeiten
Auftreten des Lecks	0 s
RESA/TUSA	15 s
Beginn Dampferzeuger-Abfahren 100 K/h	22 s
Primärkreisabschluss, Hauptkühlmittelpumpen-Auslauf, Zusatzboriersystem ein	124 s
HD-Einspeisung	3 min - 5 h 03 min
Kaltseitiger Druckspeicher abgesperrt	10 min
Zusatzboriersystem aus	1 h 57 min
Druckspeicher-Einspeisung, heißseitig	5 h 17 min - 6 h 41 min
ND-Einspeisung	Ausfall unterstellt
Beginn der Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben	~ 21 h 30 min
Beginn des Kernschmelzens	~ 22 h
Wasserstoff-Verbrennungen in Räumen nahe des Lecks	> 22 h 03 min
Schmelze durchdringt Stauplatte, Beginn der Kernumlagerung in das untere Plenum	24 h 58 min
Austrocknen unteres Plenum	25 h 40 min
RDB-Versagen und Beginn Schmelzeaustrag	25 h 54 min
Wasserstoff-Verbrennungen in Anlagenräumen bei RDB-Versagen	25 h 54 min
Kontakt Schmelze-Wasser (Lüftungskanäle)	34 h 07 min
Einleiten der gefilterten Sicherheitsbehälter-Druckentlastung	nach Rechnungsende (> 57 h)

HD Hochdruck
 ND Niederdruck
 RDB Reaktordruckbehälter

RESA Reaktorschnellabschaltung
 TUSA Turbinenschnellabschaltung

Trotz der geringen Freisetzungsraten an Wasserstoff, der Speicherung von Wasserstoff im Reaktorkühlkreislauf und der Wirkung der Rekombinatoren kommt es in der Anfangsphase der Kernzerstörung im freisetzungsnahen Bereich wiederholt zu Wasserstoff-Verbrennungen mit Flammenausbreitungsvorgängen in dem darüber liegenden mittleren Dampferzeuger-Raum. Nach dem Versagen des Reaktordruckbehälters und infolge der kurzzeitigen Freisetzung des im Reaktorkühlkreislauf gespeicherten Wasserstoffs wurde ein Verbrennungsvorgang berechnet, der weitere Anlagenräume



RDB Reaktordruckbehälter

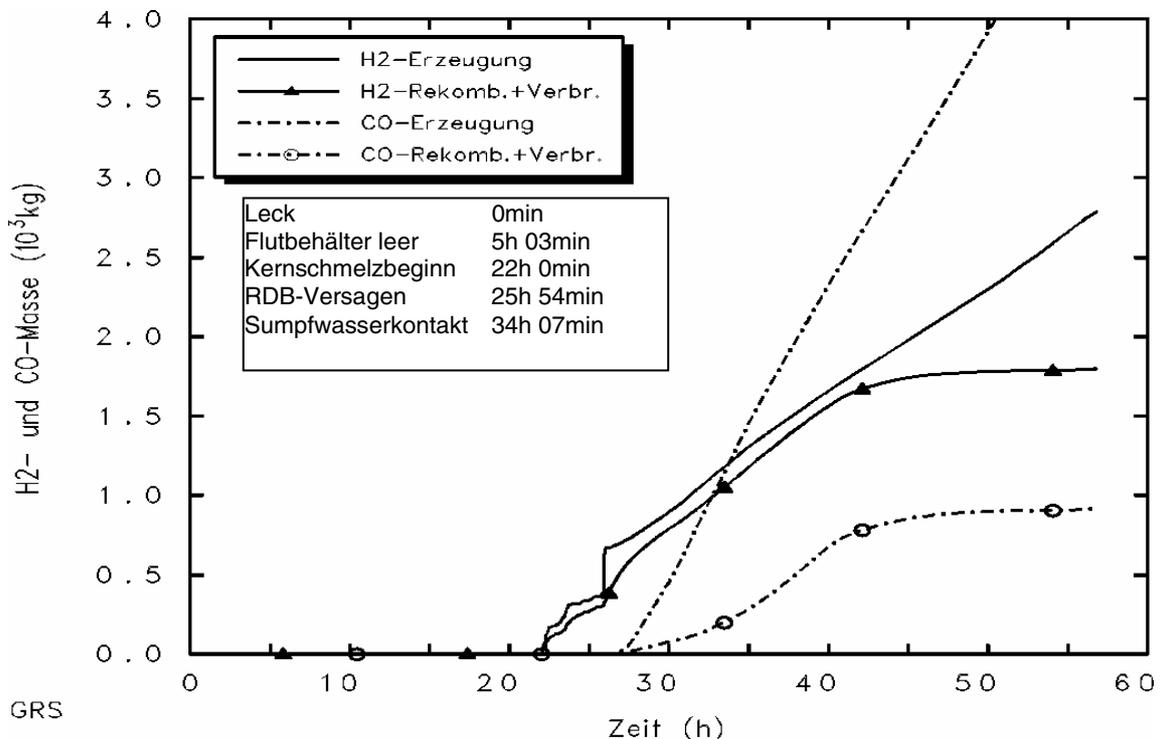
Abb. 6.1 Druckverlauf in Sicherheitsbehälter, Ringraum (RRu), Hilfsanlagengebäude (HAG) und Umgebung, 10 cm² Leck heiß und Ausfall ND-Pumpen, MELCOR 1.8.4

betrif. Danach kam es über einen längeren Zeitraum bis zum Wassereintritt immer wieder zu Verbrennungsvorgängen im Bereich der Reaktorgrube.

Die in Abbildung 6.2 dargestellte Wasserstoffmasse im Sicherheitsbehälter spiegelt das beschriebene Verhalten wieder. Vor dem Versagen des Reaktordruckbehälters wird im Mittel mit 15 - 20 g/s etwas weniger Wasserstoff rekombiniert, als in den Sicherheitsbehälter eingetragen wird. Nach dem Versagen des Reaktordruckbehälters kommt es zu einem plötzlichen Wasserstoffeintrag und auch zu einer etwas höheren Rekombinationsrate. In der Abbildung ist die verbrannte Wasserstoffmenge der rekombinierten Menge zugeschlagen. Langfristig entspricht die Abbaurate dann etwa der Freisetzungsrates aus der Beton-Schmelze-Wechselwirkung, die auf Grund des späten Zeitraums niedrig ist. Infolge Sauerstoffmangels geht nach etwa 40 h die Rekombination stark zurück, die Wasserstoff- und Kohlenmonoxidbildung dauert aber weiter an.

6.2.2 Schnelle Unfallentwicklung nach einem Kernschadenzustand mit hohem Druck im Primärkreis

Nachfolgend wird der Ereignisablauf bei einer Transiente mit totalem Spannungsausfall beschrieben. Dieser Ereignisablauf lässt die typischen Vorgänge eines Hochdruck-Kernschmelzfallges gut erkennen. Bei diesem Fall wurde angenommen, dass sämtliche Möglichkeiten der Versorgung der Anlage mit Wechselspannung (z.B. Notstromdiesel, Einspeisung vom Nachbarblock) ausfallen und dass sich im betrachteten Zeitraum eine Spannungsversorgung auch nicht wieder aufbauen lässt. Das hat auch zur Folge, dass die Kühlung des Brennelementlagerbeckens im Sicherheitsbehälter ausfällt und der Druck im Sicherheitsbehälter zusätzlich durch Dampf aus dem Lagerbecken erhöht wird. Angesetzt wurde eine Nachzerfallsleistung der abgestellten Brennelemente von 5 MW. Unter diesen Annahmen sind die Anforderungen an die Druckentlastung des Sicherheitsbehälters besonders hoch. Um die Leistungsfähigkeit der gefilterten Druckentlastung zu prüfen, wurde in der Rechnung unterstellt, dass sie bei dem vorgegebenen Druck eingeleitet wird, auch wenn dies unter den Bedingungen des Spannungsausfalls unwahrscheinlich ist.



RDB Reaktor-druckbehälter

Abb. 6.2 Integral erzeugte und umgesetzte Wasserstoff- und CO-Masse, 10 cm² Leck heiß und Ausfall ND-Pumpen, MELCOR 1.8.4

Zum Zeitpunkt der MELCOR-Analyse vorliegende vorläufige Abschätzungen zur Grenztragfähigkeit heißer Primärkreislaufkomponenten ließen erwarten, dass diese Komponenten versagen, wenn ihre Temperatur 800 °C bei einem Systemdruck von 16 MPa übersteigt. Es wurde deshalb unter diesen Bedingungen in der MELCOR-Analyse ein Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung angenommen. Die strukturell-mechanischen Abschätzungen wurden bis zur Erstellung der probabilistischen Ereignisbaumanalyse mit finite-element-Analysen ergänzt. Als führende Versagensart ergab sich ein Leck an der Hauptkühlmittelleitung zwischen 820 - 845 °C. Für die hier beabsichtigte Darstellung eines charakteristischen Ereignisablaufes ist der Unterschied zwischen einem Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung und der Hauptkühlmittelleitung nicht erheblich.

Zeitpunkte charakteristischer Ereignisse enthält die Tabelle 6.2.

- **Zustände im Reaktorkreislauf**

Mit dem auslösenden Ereignis fallen die Hauptkühlmittelpumpen aus. RESA und TUSA werden nach 3,4 s durch niedrige Pumpen-Drehzahl ausgelöst. Die Dampferzeuger sind nach etwa 57 min ausgedampft. Nachfolgend steigt der Druck im Reaktorkühlkreislauf an und durch die Volumenausdehnung steigt auch der Druckhalter-Füllstand. Noch bevor der Druckhalter vollständig aufgefüllt ist, öffnet bei 1 h 06 min das Druckhalter-Abblaseregelventil erstmals. Es schließen sich eine Vielzahl von Zyklen an, in denen das Abblaseregelventil und später auch das erste Druckhalter-Sicherheitsventil den Druck im Reaktorkühlkreislauf begrenzen. Die Berstscheiben des Druckhalter-Abblasetanks versagen nach 1 h 28 min und die Freisetzung von Wasser und Dampf in den Sicherheitsbehälter beginnt.

Nach etwa 2 h beginnt die Kernfreilegung und in den oberen Kernbereichen setzt die Kernaufheizung ein. Ab 2 h 22 min beginnen die Hüllrohre der Brennstäbe zu bersten und die angesammelten gasförmigen Spaltprodukte werden freigesetzt. Das Kernschmelzen beginnt nach etwa 2 h 35 min im oberen Kernbereich und schreitet auf Grund der hohen Nachzerfallsleistung rasch voran. Damit werden sehr heiße Gase aus dem Kern ins obere Plenum des Reaktordruckbehälters und in den Reaktorkühlkreislauf geleitet. Die dünnwandigere Druckhalter-Verbindungsleitung erreicht nach etwa 2 h 55 min eine Temperatur von 800 °C bei etwa 16 MPa und versagt gemäß den oben genannten Annahmen zu diesem Zeitpunkt.

Tab. 6.2 Unfallablauf nach Transiente mit totalem Spannungsausfall und Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung

Charakteristische Ereignisse	Eintrittszeiten
Totaler Spannungsausfall	0 s
Beginn Auslauf der Hauptkühlmittelpumpen	0 s
RESA/TUSA	3,4 s
Beginn sekundärseitiges Teilabfahren (100 K/h)	25 s
Dampferzeuger ausgedampft ($h_{DE} < 0,1\text{m}$)	57 min
Sek. Druckentlastung und passive Bespeisung aus Speisewasserleitung ($h_{DH} > 9\text{m}$)	nicht unterstellt
1. Öffnen des Druckhalter-Abblaseregelventils	1 h 06 min
Berstscheibe am Druckhalter-Abblasetank öffnet	1 h 28 min
Primärseitige Druckentlastung	nicht unterstellt
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben	2 h 22 min
Beginn des Kernschmelzens	~ 2 h 35 min
Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung	2 h 55 min
Beginn Druckspeicher-Einspeisung	2 h 56 min
Versagen der Stauplatte, Kernumlagerung in das untere Plenum	5 h 02 min
Austrocknen unteres Plenum	5 h 04 min
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag	6 h 22 min
Kontakt Schmelze-Wasser (Lüftungskanäle)	10 h 07 min
Sieden des Wassers im Brennelementbecken	~ 38 h
Einleiten gefilterte Sicherheitsbehälter-Druckentlastung	45 h

DE Dampferzeuger
 DH Druckhalter
 RDB Reaktordruckbehälter

RESA Reaktorschnellabschaltung
 TUSA Turbinenschnellabschaltung

Der dadurch verursachte rasche Druckabfall ermöglicht das Wiederfluten des stark zerstörten Kerns mit den Druckspeichern, die ihr gesamtes Inventar innerhalb von wenigen Minuten in den Reaktorkühlkreislauf einspeisen. Dadurch wird die Kernzerstörung zunächst gestoppt. Bis zu diesem Zeitpunkt wurde innerhalb von $\frac{1}{2}$ Stunde mit 530 kg relativ viel Wasserstoff gebildet. Die Freisetzungsrates an Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter wurde anfangs vom Druckhalter-Abblaseventil geprägt. Mit Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung kommt es parallel zum Austrag großer Mengen an Dampf auch zu einer kurzfristig sehr hohen Wasserstoff-Freisetzungsrates (max. 3,5 kg/s).

Bei Kernschmelzen mit hohem Druck ist die Wahrscheinlichkeit hoch, dass die elektrische Energieversorgung verfügbar ist und die primärseitigen Not- und Nachkühlsysteme funktionsfähig sind. Sie würden nach dem Druckabfall mit der Bespeisung beginnen, und in Abhängigkeit vom bis dahin erreichten Ausmaß des Kernschadens ist eine Kühlung und Rückhaltung der Kernmaterialien im Reaktordruckbehälter möglich. In der Ereignisbaumanalyse wird dies berücksichtigt. Bei dem hier vorgestellten Ablauf ohne Stromversorgung sind die Notkühlsysteme jedoch nicht verfügbar. Unter diesen Annahmen setzt sich der Kernschmelzvorgang ab 4 h 50 min fort. Bereits nach 5 h 02 min wird das Versagen der Stauplatte berechnet. Durch das eingedrungene Kernmaterial wird das Restwasser im unteren Plenum rasch verdampft, und heiße Gase werden verstärkt in den Sicherheitsbehälter ausgetragen. Bis zum Zeitpunkt des Reaktordruckbehälter-Versagens nach 6 h 22 min wurden insgesamt 620 kg Wasserstoff gebildet.

- **Zustände im Sicherheitsbehälter**

Charakteristisch für die Zustände im Sicherheitsbehälter ist ein ganz langsamer Druckanstieg in den Anlagenräumen während der ersten etwa 1 h 30 min des Unfalls durch den Wärmeeintrag über die Hauptkomponenten des Reaktorkühlkreislaufs und durch den Ausfall der Lüftungssysteme. Der Druckanstieg führt nach etwa 30 min zum Versagen einzelner Berstfolien auf den Dampferzeuger-Türmen. Die lüftungstechnische Trennung von Anlagen- und Betriebsräumen wird damit aufgehoben, was in der Folge die Konvektionsbedingungen im Sicherheitsbehälter beeinflusst. Mit Öffnen des Druckhalter-Abblasetanks versagen weitere Berstfolien auf beiden Dampferzeuger-Türmen (10 - 20 %), aber keine Verbindungen im Trümmerschutzzylinder. Durch die starke Freisetzung von Kühlmittel kommt es zu einem Druckanstieg auf 0,22 MPa (Abbildung 6.3) und zu einem Temperaturanstieg auf 100 °C in den Anlagen- und Betriebsräumen. Der Dampfanteil im Freisetzungsräum steigt während der Anfangsphase auf 70 Vol.% an, wogegen im Bereich der Kuppel nur etwa 50 Vol.% erreicht werden. Eine Dampfinertisierung liegt nur für begrenzte Zeitbereiche vor.

Bedingt durch das Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung nach 2h 55 min kommt es infolge der starken Freisetzung aus dem Reaktorkühlkreislauf zu einem plötzlichen Druckanstieg bis auf 0,43 MPa. Dadurch werden weitere Berstfolien auf beiden Dampferzeuger-Türmen (etwa 50 - 70 %) und auch die Berstfolien über den

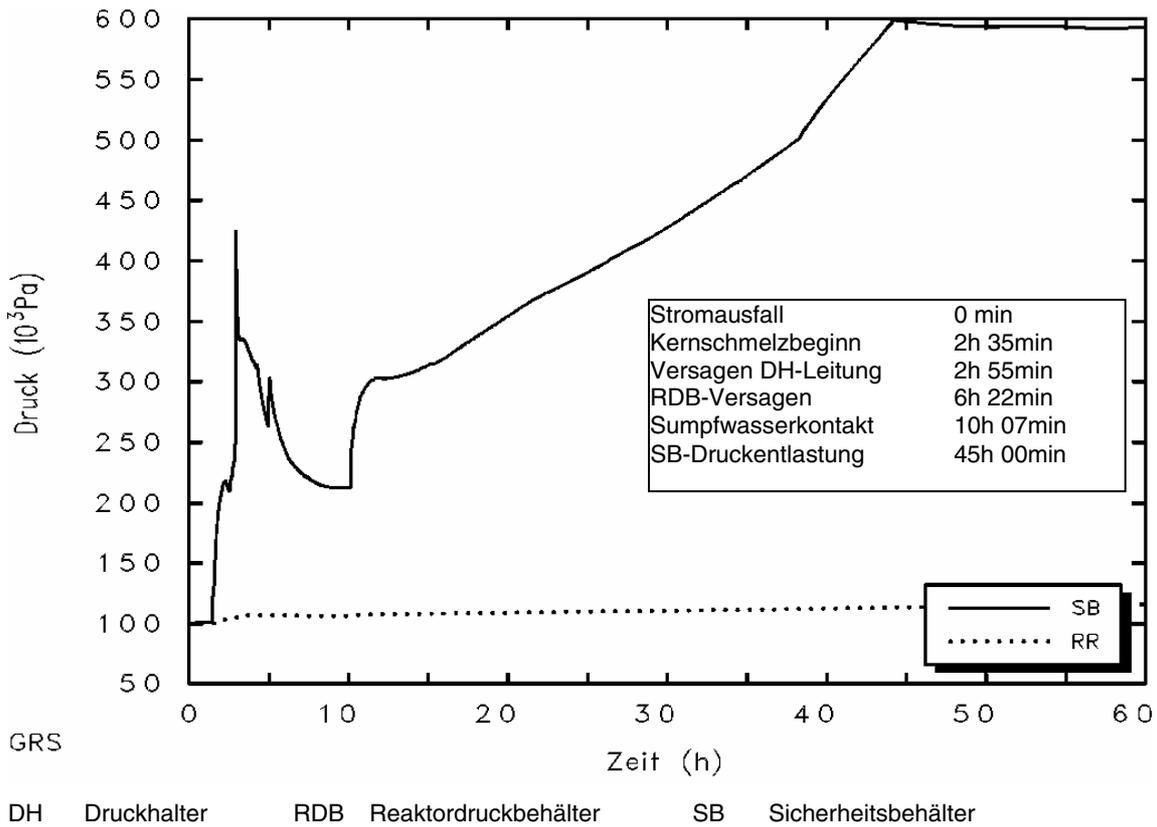


Abb. 6.3 Druckverlauf in Sicherheitsbehälter und Ringraum, totaler Spannungsausfall und Versagen Druckhalter-Verbindungsleitung, MELCOR 1.8.4

Türen im Trümmerschutzzylinder zerstört. Durch die gute Konvektion wird die Gaszusammensetzung in allen großen Raumbereichen des Sicherheitsbehälters rasch homogenisiert.

Die Wasserstoff-Rekombinationsrate erreicht nach Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung infolge der dann guten Konvektion einen Spitzenwert von 85 g/s. Die insgesamt rekombinierte Wasserstoff-Masse (Abbildung 6.4) unterschreitet insbesondere in der Phase vor Reaktordruckbehälter-Versagen die freigesetzte Wasserstoff-Masse deutlich.

Im Verlauf der Beton-Schmelze-Wechselwirkung kommt es nach 10 h 07 min, d.h. 3 h 45 min nach dem Versagen des Reaktordruckbehälters, zum Kontakt der Schmelze mit Wasser aus den Lüftungskanälen. Durch die anhaltende Verdampfung bilden sich dampfinertisierte Zustände aus und der Druck im Sicherheitsbehälter steigt kontinuierlich an. Nach etwa 38 h wird der Druckanstieg noch verstärkt, da zu diesem Zeitpunkt das Wasser im Brennelementbecken zu sieden beginnt. Nach 44 h 15 min wird im Sicherheitsbehälter ein Druck von 0,6 MPa erreicht, und die Einleitung der gefilterten

Sicherheitsbehälter-Druckentlastung wird bei diesem Druck angenommen. Die ange-setzte Ausströmrates von 3 kg/s reicht unter diesen Bedingungen nicht aus, den Sicherheitsbehälter-Druck merklich abzusenken. Zumindest die Kühlung des Brennelement-beckens müsste wieder in Betrieb genommen werden, um eine Druckabsenkung zu erreichen. Die Rechnung wurde nach 60 h beendet.

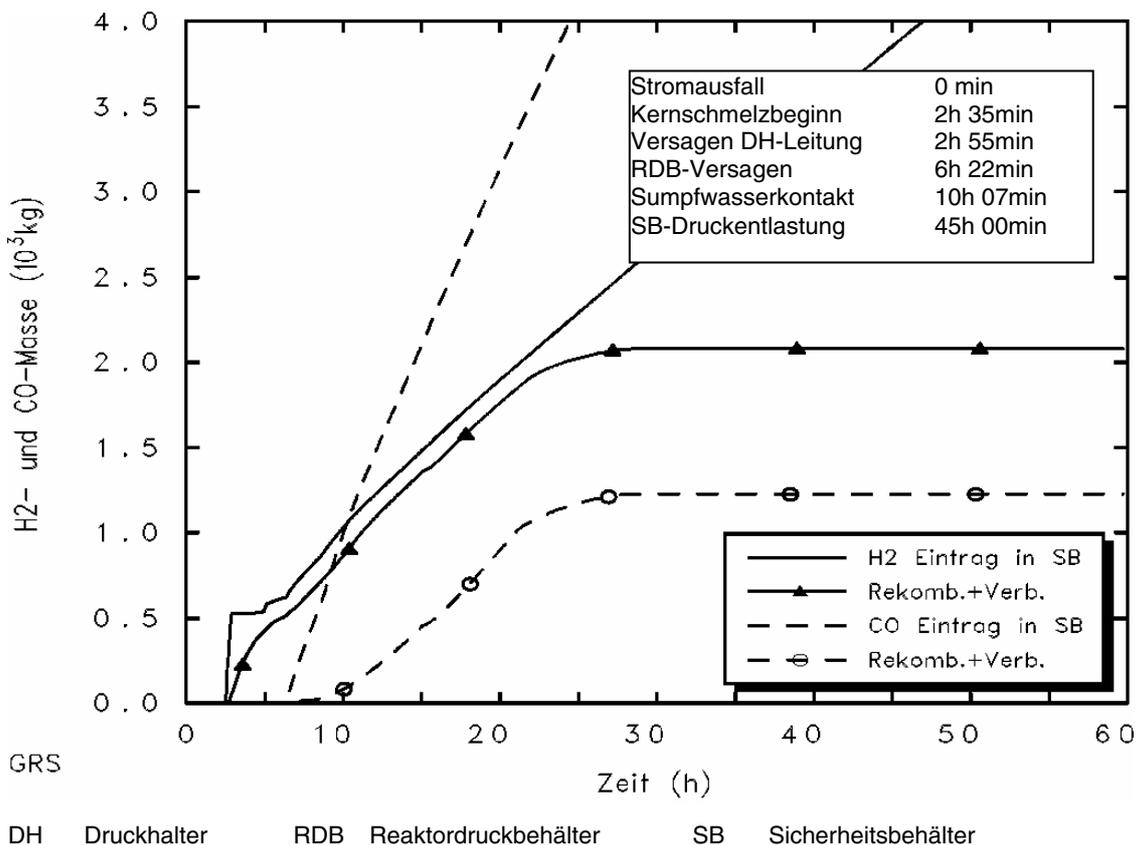


Abb. 6.4 Integral erzeugte und umgesetzte Wasserstoff-Masse, totaler Spannungsausfall und Versagen Druckhalter-Verbindungsleitung, MELCOR 1.8.4

6.3 Ereignisbaumanalyse

6.3.1 Kernschadenzustände im Ereignisbaum

Um ein effizientes Arbeiten - z.B. bei Änderungen von Eingangsparametern der Analyse oder bei der Ergebnisauswertung - zu ermöglichen, wurde für die Stufe 2 der PSA ein gemeinsamer Ereignisbaum für alle Kernschadenzustände erstellt. Ein Ereignisbaum hat jedoch grundsätzlich nur einen einzigen Anfangspunkt (der „Stamm“ des Baums). Daher wird eine Prozedur benötigt, um die zahlreichen Kernschadens-

zustände in den Ereignisbaum zu übertragen. Das dabei angewendete Vorgehen wird nachfolgend kurz dargestellt.

Die Merkmale und Häufigkeiten der Kernschadenzustände aus der Stufe 1 der PSA liegen in Form einer Tabelle (siehe Tabelle A1 im Anhang) vor. Um den Inhalt dieser Tabelle in den Ereignisbaum eingeben zu können, sind die Verzweigungen im ersten Teil des Ereignisbaums verwendet worden (vergl. Abbildung 6.5). In den ersten zwei Verzweigungen werden die Zehner- und Einer-Stellen der Kernschadensnummern eingegeben. Da in dem verwendeten Programm je Verzweigung maximal zehn Zweige verwendet werden können, müssen bei mehr als zehn Kernschadensnummern zwei Verzweigungen verwendet werden. Beispielsweise erhält der Kernschadenzustand Nr. 24 in der ersten Verzweigung den Zweig Nr. 3 (für die Kernschadenzustände 20 bis 29) und in der zweiten Verzweigung den Zweig Nr. 5 (der fünfte der Kernschadenzustände 20 bis 29). Dadurch ist jeder einzelne Kernschadenzustand mit seiner Nummer identifizierbar, und Ergebnisse der Ereignisbaumanalyse (z.B. Freisetzungskategorien) können bis auf den einzelnen Kernschadenzustand zurückverfolgt werden. Da aus der Stufe 1 der PSA die wesentlichen Ausfallkombinationen für die Kernschadenzustände bekannt sind, kann damit auch auf Ursachen aus dem Ablauf vor dem Kernschadenzustand zurückgeschlossen werden.

Die „Verzweigungswahrscheinlichkeiten“ an den Zweigen für die Nummern der Kernschadenzustände werden so bestimmt, dass die Zweigkombination genau den Anteil des jeweiligen Kernschadenzustands (z.B. Nr. 24) an der Gesamthäufigkeit aller Kernschadenzustände ergibt. Diese Ermittlung wird analog für jeden Kernschadenzustand und für jede Monte-Carlo-Simulation durchgeführt. Die Berechnung erfordert bei der Nutzung von Tabellen-Kalkulationsprogrammen keinen besonderen Aufwand. Nach diesem Schritt sind Nummer und Häufigkeit der Kernschadenzustände in den Ereignisbaum eingegeben.

Die weiteren Merkmale der Kernschadenzustände werden in den nachfolgenden Verzweigungen des Ereignisbaums eingegeben. Die Tabelle 5.8 enthält diese Merkmale, z.B. das auslösende Ereignis oder den Druck im Primärkreis und ihre zugehörigen Zustände. Für jedes Merkmal wird im Ereignisbaum ein Verzweigungspunkt eingefügt, bei dem die verschiedenen möglichen Zustände des Merkmals abzweigen. Geht beispielsweise einer der Kernschadenzustände auf das auslösende Ereignis „Dampf-erzeuger-Heizrohrleck, 1 - 6 cm²“ zurück, und hat er einen Primärkreisdruck von

6 MPa, so erhält er in der Verzweigung für die auslösenden Ereignisse für den Zweig „Dampferzeuger-Heizrohrleck, 1 - 6 cm²“ die Verzweigungswahrscheinlichkeit 1, und in der Verzweigung für den Primärkreisdruck für den Zweig „Primärkreisdruck 1 - 10 MPa“ ebenfalls die Wahrscheinlichkeit 1. Auf diese Weise werden im ersten Teil des Ereignisbaums jedem Kernschadenzustand seine Merkmale zugewiesen. Bei der in der vorliegenden PSA ermittelten Anzahl von Kernschadenzuständen konnte diese Prozedur noch manuell bewältigt werden. Bei einer größeren Anzahl empfiehlt sich ein automatisiertes Verfahren.

Insgesamt ergab sich zur Kennzeichnung der Kernschadenzustände für alle 5.000 Monte-Carlo-Simulationen eine Menge von etwa 500.000 zu übertragenden Daten. Die Übertragung dieser Daten war rechentechnisch ohne Schwierigkeiten möglich.

Für folgende Kennzeichen der Kernschadenzustände wurden ergänzende Annahmen getroffen, da sie in der Stufe 1 der PSA nicht erfasst wurden:

- Der Umluftbetrieb im Sicherheitsbehälter und die Ringraum-Lüftung sind in der untersuchten Anlage unter Unfallbedingungen abgeschaltet. Eine Notfallmaßnahme zur Inbetriebnahme ist nicht vorgesehen.
- Für die Dichtigkeit des Sicherheitsbehälters wird angenommen, dass er beim Kernschadenzustand mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,0 bis 0,2 (Gleichverteilung) eine geringe, aber auslegungsüberschreitende Leckage mit einer Leckfläche zwischen 0,1 und 10 cm² hat.
- Die Leckrückförderung an Durchdringungen des Sicherheitsbehälters ist nur dann außer Betrieb, wenn die Notstromversorgung ausfällt. Diese Annahme wurde vereinfachend getroffen, weil ein Ausfall der Leckrückförderung in dieselbe Leckgrößenkategorie fällt wie die oben abgeschätzte Leckage, aber erheblich unwahrscheinlicher ist.
- Die Störfall-Ringraumabsaugung ist bei Ausfall der Notstromversorgung nicht in Betrieb. Ansonsten fällt sie mit der Wahrscheinlichkeit 0,0 bis 0,01 (Gleichverteilung) aus. Ein Ausfall bedeutet lediglich die Nichtfunktion des Gebläses, aber keinen Abschluss des Systems. Auch ohne Gebläse kann Gas aus dem Ringraum bereits bei geringem Überdruck abgeführt werden. Wegen dieses nur geringen Einflusses auf den Ereignisablauf ist die einfache Schätzung der Ausfallwahrscheinlichkeit gerechtfertigt.

Die Ereignisbaumanalyse gibt für jeden einzelnen der Kernschadenzustände den weiteren Ereignisablauf und die Häufigkeit verschiedener Endzustände an. Bei der Auswertung der Ereignisbaumanalyse kann die Häufigkeit für jedes Zwischen- oder Endergebnis (z.B. die Häufigkeit für SB-Versagen durch Überdruck) auf jedes beliebige Merkmal der Kernschadenzustände (z.B. auf Kernschadenzustände mit hohem RDB-Druck) zurückgeführt werden. Ein wesentliches Ziel dieser PSA ist die Durchgängigkeit der Analyse vom auslösenden Ereignis bis zu den Anlagenschadenzuständen. Deshalb werden die Kernschadenzustände und die Endzustände der Ereignisbaumanalyse auf die folgenden sechs Gruppen auslösender Ereignisse zurückgeführt (siehe auch Abschnitt 5.3.4):

- L < 25: Lecks mit weniger als 25 cm² an Hauptkühlmittelleitungen
(auslösendes Ereignis 4 in Tabelle 5.12)
- L > 25: Lecks mit 25 - 200 cm² an Hauptkühlmittelleitungen
(auslösende Ereignisse 2 und 3 in Tabelle 5.12)
- LDH: Lecks am Druckhalter
(auslösende Ereignisse 5 und 6 in Tabelle 5.12)
- LDE: Lecks an einem Dampferzeuger-Heizrohr
(auslösendes Ereignis 8 in Tabelle 5.12)
- TNS: Transienten bei einem Notstromfall
(auslösendes Ereignis 10 in Tabelle 5.12)
- T: Alle Transienten ohne Notstromfall
(auslösende Ereignisse 11 - 13 in Tabelle 5.12)

Die übrigen, hier nicht genannten auslösenden Ereignisse liefern keinen relevanten Beitrag zu den Kernschadenzuständen.

6.3.2 Aufbau des Ereignisbaums

In den vorhergehenden Abschnitten werden die Festlegung von Kernschadenzuständen und die deterministische Simulation charakteristischer Unfallabläufe beispielhaft beschrieben. Diese Arbeiten bilden die wesentlichen Grundvoraussetzungen für die Ereignisbaumanalyse der Vorgänge von den Kernschadenzuständen bis zu den Anlagenschadenzuständen.

Wie im Abschnitt zu den Kernschadenzuständen beschrieben, wird der erste Teil des Ereignisbaums genutzt, um die Kernschadenzustände mit ihren Häufigkeiten und Merkmalen einzugeben. Daran schließen sich die weiteren Verzweigungen zur Analyse des Unfallablaufs an. Die Verzweigungen sind chronologisch angeordnet.

Tab 6.3 Verzweigungen des Ereignisbaums

Gegenstand der Verzweigungen	Anzahl
Festlegung der Kernschadenzustände, ihrer Häufigkeiten und Merkmale (z.T. genutzt zur Ergebnisauswertung und Eingabeüberprüfung)	17
Vorgänge zwischen Kernschadenzustand und Kernumlagerung in das untere Plenum	25
Vorgänge zwischen Kernumlagerung und RDB-Versagen	8
Vorgänge beim RDB-Versagen	9
Vorgänge zwischen RDB-Versagen und Schmelze-Sumpfwasser-Kontakt	4
Vorgänge nach Schmelze-Sumpfwasser-Kontakt	11
Vorgänge außerhalb des SB im Ringraum und im SB-Druckentlastungssystem	6

RDB Reaktordruckbehälter
SB Sicherheitsbehälter

Zusätzlich zu den hier aufgeführten 80 Verzweigungen enthält der Ereignisbaum weitere zehn Verzweigungen, die der Eingabe von Parametern für die Hilfsprogramme des Ereignisbaums dienen. Diese Verzweigungen haben darüber hinaus keine Funktion für die Strukturierung des Unfallablaufs.

Ein Ereignisbaum mit diesem Umfang kann nicht mehr graphisch übersichtlich dargestellt werden. Der schematische Aufbau des Ereignisbaums ist in Abbildung 6.5 enthalten. Dort ist auch angedeutet, dass der Ereignisbaum nicht nur am Ende des Baums bei den Anlagenschadenzuständen, sondern auch davor bei jedem Zwischenzustand, z.B. kurz nach RDB-Versagen, ausgewertet werden kann.

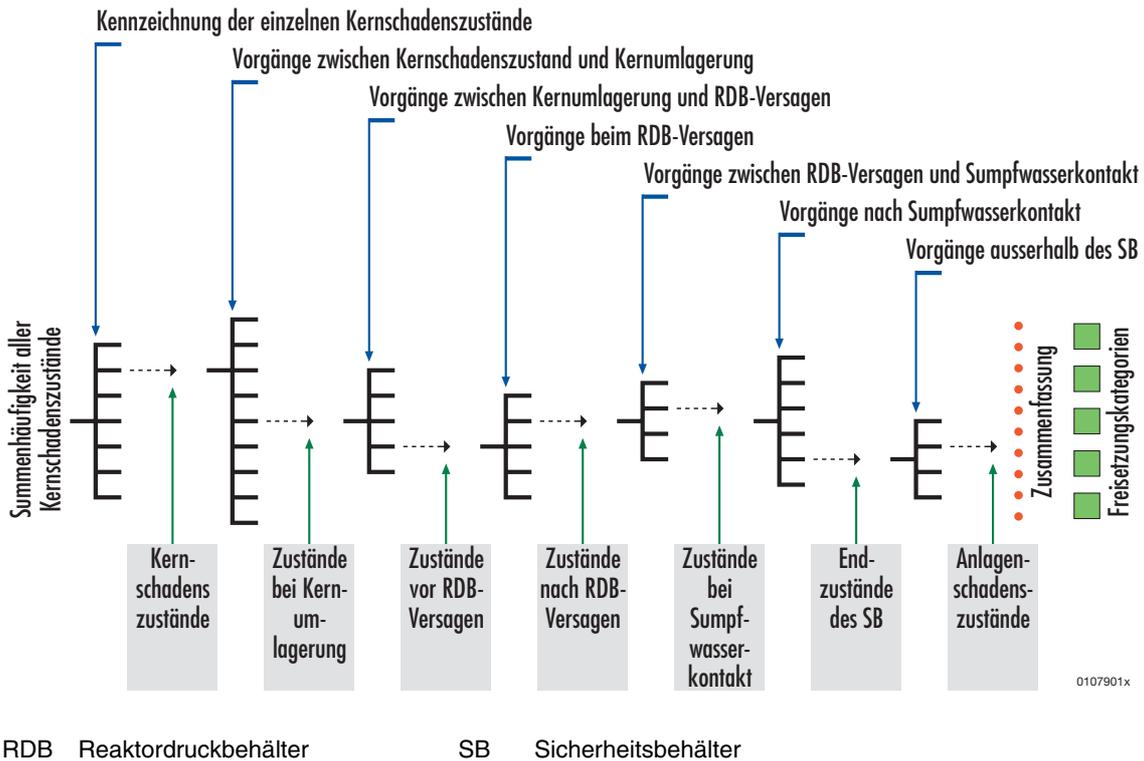


Abb. 6.5 Schematischer Aufbau des Ereignisbaums

Die Verzweigungen des Ereignisbaums behandeln die nachfolgend genannten Phänomene:

- **Vorgänge im Reaktordruckbehälter zwischen Kernschadenszustand (Beginn des Kernschmelzens) und RDB-Versagen**
 - Notfallmaßnahmen zur Druckentlastung und Bespeisung
 - Versagen von Komponenten des Reaktorkühlkreislaufs (Hauptkühlmittelleitung, Sicherheitsventile) durch kombinierte Druck- und Temperaturbelastung
 - Rückhaltung eines teilzerstörten Reaktorkernes im Kernbereich oder von Teilen des Kernmaterials im unteren Plenum durch Wiederherstellung primärseitiger Bespeisung
 - Analyse der Schmelze-Wasser-Wechselwirkung (Dampfexplosion) und ihrer Folgen bei der Kernumlagerung in das untere Plenum

- **Vorgänge in der SB-Atmosphäre vor dem RDB-Versagen**
 - Verteilung von Wasserstoff im Sicherheitsbehälter einschließlich der Wirksamkeit von Rekombinatoren
 - Zündfähigkeit von Wasserstoffgemischen, Zündquellen und Folgen etwaiger Verbrennungen für die SB-Integrität

- **Vorgänge beim RDB-Versagen**
 - Zeitpunkt und Leckgröße des RDB-Versagens
 - Unmittelbare mechanische Auswirkungen auf den Sicherheitsbehälter beim RDB-Versagen unter hohem Druck
 - Änderung der SB-Atmosphäre (Temperatur, Druck, Brennbarkeit) und daraus abzuleitende Folgen für die SB-Integrität

- **Vorgänge im Sicherheitsbehälter nach dem RDB-Versagen**
 - Verlauf der Schmelze-Beton-Wechselwirkung vor und nach dem Kontakt mit Sumpfwasser
 - Druckaufbau und Atmosphärenzusammensetzung im Sicherheitsbehälter, unter Berücksichtigung von Notfallmaßnahmen (Rekombinatoren)
 - Entstehung von Leckagen durch Überschreiten der Grenztragfähigkeit des Sicherheitsbehälters
 - Zuverlässigkeit der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters
 - Zündfähigkeit von Wasserstoffgemischen, Zündquellen und Folgen etwaiger Verbrennungen für die SB-Integrität
 - Schmelzeausbreitung am Boden des Sicherheitsbehälters mit Berücksichtigung eventuell gefährdeter Komponenten (Sumpfansaugrohre)
 - Penetration des Fundamentbetons

- **Vorgänge außerhalb des Sicherheitsbehälters**
 - Pfade für die Freisetzung von Wasserstoff und Radionukliden aus SB-Leckagen durch den Ringraum oder das Hilfsanlagegebäude in die Umgebung
 - Bildung und Zündfähigkeit von Wasserstoffgemischen, Zündquellen und Folgen etwaiger Verbrennungen im Ringraum

- Verbleib von Wasserstoff und Radionukliden bei der gefilterten Druckentlastung des SB, Brandgefahr im Druckentlastungssystem

Die Ereignisbaumanalyse erfordert es, auch sehr komplexe Sachverhalte in Verzweigungswahrscheinlichkeiten zu fassen. Um Verzweigungswahrscheinlichkeiten fundierter herzuleiten als durch bloße Angabe eines einzigen geschätzten Zahlenwertes, wurden diese Daten teilweise durch eigens erstellte Unterprogramme des Ereignisbaums berechnet. Diese sind ein für die Zwecke der probabilistischen Analyse erforderlicher Kompromiss zwischen komplexen deterministischen Rechnungen und einfachen Abschätzungen.

Für folgende Vorgänge werden Unterprogramme zur Berechnung von Verzweigungswahrscheinlichkeiten verwendet:

- Entstehung von Primärkreisleckagen bei Fällen mit hohem RDB-Druck und hoher Strukturtemperaturen
- Wahrscheinlichkeit für die Rückhaltung des Kernmaterials im Kernbereich und auf der Kerngitterplatte, ohne dass es zu einer nennenswerten Kernumlagerung ins untere Plenum kommt
- Auftreten und Auswirkungen einer Dampfexplosion im unteren Plenum des Reaktordruckbehälters (vgl. Abschnitt 6.5.1)
- Brennbarkeitszustand der SB-Atmosphäre in drei verschiedenen Raumzonen unter Berücksichtigung der Rekombinator-Wirksamkeit (vgl. Abschnitt 6.5.2)
- Maximaldruck im Sicherheitsbehälter, gegebenenfalls einschließlich Wasserstoffverbrennung und eventueller Druckerhöhung bei RDB-Versagen unter hohem Druck (vgl. Abschnitt 6.5.3)
- Zeitdauer zwischen RDB-Versagen und der Überflutung der Kernschmelze in der Reaktorgrube („trockene Phase“)
- Zustand der Atmosphäre im Abluftsystem während der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters (vgl. Abschnitt 6.5.7)

Eine eingehende Beschreibung der Verzweigungen und der Ermittlung der Verzweigungswahrscheinlichkeiten ist in /LÖF 00/, /SON 01/ dokumentiert.

Die nachfolgenden Abschnitte enthalten eine kurze zusammenfassende Darstellung für einige wesentliche Aspekte der Ereignisbaumanalyse. Zunächst wird (in Abschnitt 6.4) die Abschätzung der Grenztragfähigkeit des Sicherheitsbehälters unter Innendruck

dargestellt, weil sie für die Versagenswahrscheinlichkeit des Sicherheitsbehälters bei verschiedenen Vorgängen (z.B. bei Druckaufbau durch Wasserstoffbrand durch Schmelze-Beton-Wechselwirkung) mitentscheidend ist. Danach folgen in Abschnitt 6.5 Angaben zur Behandlung verschiedener unfallbedingter Belastungen des Sicherheitsbehälters.

Die von den beschriebenen Vorgängen betroffenen Verzweigungswahrscheinlichkeiten (z.B. für die Leckentstehung am Sicherheitsbehälter) werden teilweise direkt in den Ereignisbaum eingegeben und teilweise mittels eigens erstellter Unterprogramme berechnet.

6.4 Grenztragfähigkeit des Sicherheitsbehälters unter Innendruck

Nach der Zerstörung des Reaktorkerns und der damit zwangsläufig verbundenen Freisetzung von Radionukliden in den Sicherheitsbehälter ist dieser die letzte verbleibende Barriere zum Schutz der Umgebung. Seine Grenztragfähigkeit unter den auslegungsüberschreitenden Belastungen des Kernschmelzablaufs ist deshalb eine wesentliche Größe.

Ausgehend von den Analyseergebnissen zum Verhalten des Sicherheitsbehälters an der Versagensgrenze in /GRS 90/ wurden analoge, stark vereinfachte Abschätzungen für den Sicherheitsbehälter der hier untersuchten Anlage durchgeführt. Dabei wurden im Wesentlichen der zähere Werkstoff und die erhöhte Wanddicke der Sicherheitsbehälterschale berücksichtigt.

Folgende Teile des Sicherheitsbehälters wurden untersucht:

- Ungestörte Stahlschale mit Schweißnähten
- Einspannung der Stahlschale am Beton
- Umlaufende Betonkonsole außerhalb des Sicherheitsbehälters
- Verstärkungsronde an den Durchführungen der Sekundärkreisrohrleitungen durch den Sicherheitsbehälter
- Verschraubung an der Laschenverbindung der Materialschleuse
- Dichtkasten und Steg an der Laschenverbindung der Materialschleuse
- Anschlag an Stahl-T-Träger im Ringraum außerhalb des Sicherheitsbehälters
- Anschlag an Lagerbock für Inspektionswagen am Sicherheitsbehälter-Zenit
- Anschlag der Frischdampf-Stützen an Kompensator

Für die Stahlschale und die Störstellen wurden potenzielle Versagensarten und Versagensdrücke als Folge örtlicher Spannungskonzentrationen und der im plastischen Bereich stark zunehmenden Radialverschiebung der Schale abgeschätzt. Dabei wurden für den Werkstoff sowohl Mindestwerte als auch Medianwerte aus den erarbeiteten Verteilungsfunktionen für Streckgrenze und Zugfestigkeit verwendet. Als maximale Werkstofftemperatur wird 170 °C (443 K) angenommen. Sie wird bei keinem der untersuchten Unfallabläufe überschritten. Es wurden die zähbruchmechanischen Versagenskriterien „Fließspannung“ und „zulässige Dehnung“ herangezogen.

Bei dem Druck von 0,774 MPa, bei dem die Druckprüfung des Sicherheitsbehälters stattfand, wird die Versagenswahrscheinlichkeit zu Null gesetzt. Als schwächste Stelle des Sicherheitsbehälters bei monoton ansteigendem Innendruck wurde der Dichtkasten der Verschraubung der Materialschleuse identifiziert. Ab einem Innendruck von 1,04 MPa (Kriterium Fließspannung) wird ein allmählich wachsendes Leck angesetzt, das so lange wächst, bis der Sicherheitsbehälter-Innendruck stabil bleibt. Die genannten Daten gelten für die Material-Mindestwerte, für die üblicherweise eine Unterschreitungswahrscheinlichkeit von 5 % unterstellt wird. Für die Medianwerte ist der entsprechende Druck 1,53 MPa. Es wurde daher die Kenntnisunsicherheit über den Versagensdruck des Sicherheitsbehälters bei allmählich steigendem Innendruck mittels einer logarithmischen Normalverteilung wie folgt festgelegt: Unterster Wert: 0,774 MPa; 5%-Fraktile 1,04 MPa; 50%-Fraktile 1,53 MPa.

Bei sehr schnell ansteigendem Druck, z.B. bei Wasserstoffverbrennungen, reichen die am Dichtkasten entstehenden Leckquerschnitte (maximal etwa 160 cm²) zur Druckstabilisierung nicht aus. In diesen Fällen wird in der Ereignisbaumanalyse die Sicherheitsbehälter-Stelle mit dem niedrigsten Versagensdruck für ein größeres Leck verwendet. Dies ist die ansonsten ungestörte Stahlschale mit Schweißnähten. Die voraussichtliche Versagensart ist dabei eine begrenzte Risslänge entlang der Schweißnähte. In Analogie zu dem oben dargestellten Vorgehen ergibt sich für die Kenntnisunsicherheit über den Versagensdruck eine logarithmische Normalverteilung wie folgt: Unterster Wert: 0,774 MPa; 5%-Fraktile 1,12 MPa; 50%-Fraktile 1,70 MPa.

6.5 Belastung des Sicherheitsbehälters

Die durch den Unfallablauf bedingten Belastungen des Sicherheitsbehälters werden durch Phänomene bestimmt, die seit langem intensiv untersucht werden:

- Dampfexplosion innerhalb des Reaktordruckbehälters mit Folgeschaden am Sicherheitsbehälter
- Druckaufbau durch Wasserstoffverbrennung im Sicherheitsbehälter
- Druckaufbau im Sicherheitsbehälter bei Reaktordruckbehälter-Versagen unter hohem Innendruck
- Druckaufbau im Sicherheitsbehälter durch langfristige Schmelze-Beton-Wechselwirkung

Gegen Wasserstoffverbrennungen ist der Sicherheitsbehälter mit Rekombinatoren und gegen den langfristigen Druckaufbau mit Einrichtungen zur gefilterten Druckentlastung nachgerüstet worden. Ein Hochdruckversagen soll durch die präventive Notfallmaßnahme der primärseitigen Druckentlastung vermieden werden. Intensive langjährige Untersuchungen zur Dampfexplosion haben die Bewertungsgrundlage für dieses Phänomen stetig verbessert.

Neben den bisher bekannten „klassischen“ Schädigungsmöglichkeiten des Sicherheitsbehälters hat sich ergeben, dass für die hier untersuchte Anlage eine zusätzliche Schädigungsmöglichkeit durch Schmelzeangriff auf die Sumpfansaugrohre besteht. Ferner führt die gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters durch den dabei ausgetragenen Wasserstoff im Abluftsystem der Anlage möglicherweise zu brandbedingten Schäden und erhöhten Freisetzungen von Radionukliden.

Die nachfolgenden Abschnitte fassen zusammen, wie die Belastung des Sicherheitsbehälters in der Ereignisbaumanalyse behandelt wird. Eine detailliertere und vollständigere Darstellung der in der Ereignisbaumanalyse behandelten Vorgänge ist in /LÖF 00/, /SON 01/ zu finden.

6.5.1 Einwirkungen durch Dampfexplosion im Sicherheitsbehälter

Eine schnelle bis explosionsartige Verdampfung von Wasser beim Kontakt mit stark fragmentierter heißer Kernschmelze wird als Dampfexplosion bezeichnet. Es ist grundsätzlich nicht auszuschließen, dass eine Dampfexplosion den Reaktordruckbehälter

und als weitere Folge auch den Sicherheitsbehälter beschädigt. Dampfexplosionen sind seit vielen Jahren Gegenstand umfangreicher Untersuchungen im In- und Ausland. Trotz dieser Anstrengungen gibt es weder eine anerkannte Rechenmethode noch hinreichende Experimente, um den Verlauf und die Auswirkungen einer Dampfexplosion unter Unfallbedingungen im Reaktor zuverlässig zu analysieren.

In PSA der Stufe 2 werden Auftreten und Auswirkungen einer Dampfexplosion häufig in Form einer Expertenbewertung bearbeitet, bei der in kaum nachvollziehbarer Weise Wahrscheinlichkeiten für dampfexplosionsbedingte Schäden pauschal abgeschätzt werden. Dies wird dem komplizierten Vorgang nicht gerecht. Für die Zwecke der Ereignisbaumanalyse wurde deshalb ein einfaches Rechenmodell entwickelt /LÖF 00/, das die mechanische Energiefreisetzung einer Dampfexplosion ermittelt. Es beruht auf der Vorstellung eines Schmelzestrals, der bei der Kernumlagerung in das untere Plenum in Wasser eintritt und dort fragmentiert. Das Rechenmodell dient zunächst zur Ermittlung der reaktionsfähigen Schmelzemasse. Daten, die vom Ereignisablauf abhängen (z.B. der Schmelzmassenstrom aus dem Kernbereich in das untere Plenum), werden dem Rechenmodell in Abhängigkeit vom Kernschmelzablauf aus dem Ereignisbaum zur Verfügung gestellt. Daten, die die Heftigkeit der Reaktion bestimmen (z.B. die Größe entstehender Schmelzepartikel), sind durch Eingabedaten der Bearbeiter frei wählbar. Diese Eingabedaten mitsamt ihren Unsicherheitsbandbreiten wurden von einem Experten des Forschungszentrums Karlsruhe bereitgestellt.

Aus den ermittelten mechanischen Belastungen wird abgeleitet, welche Schäden verursacht werden. Die dabei verwendeten Grenzelastbarkeiten für den RDB-Boden sowie für die Hauptkühlmittelleitungen wurden von der GRS ermittelt, die Angaben zur Grenztragfähigkeit des RDB-Deckels stammen aus experimentellen Analysen des Forschungszentrums Karlsruhe /KRI 99/.

Das letztlich interessierende Resultat ist die Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Strukturen infolge einer Dampfexplosion. Dieses Resultat ist in vielfältiger Weise abhängig von zahlreichen Merkmalen des Unfallablaufs, z.B. von den jeweils herrschenden Umgebungsdrücken, vom Schmelzmassenstrom, von der Annahme über die Auslösung einer Dampfexplosion, usw.

Auch bei Berücksichtigung erheblicher Unsicherheitsbandbreiten für die Eingabedaten des Rechenmodells hat keine der zahlreichen im Ereignisbaum durchgeführten Monte-

Carlo-Simulationen einen Ablauf gezeigt, bei dem der Deckel des Reaktordruckbehälters und in Folge der Sicherheitsbehälter beschädigt werden.

In Abhängigkeit vom Reaktordruckbehälter-Druck und von der Richtung der Kernumlagerung (radial: seitlich durch die Kernumfassung; axial: nach unten durch die Gitterplatte) haben sich für andere Schäden am Reaktorkühlkreislauf die in der Tabelle 6.4 angegebenen Wahrscheinlichkeiten im Mittel über alle Kernschadenzustände ergeben.

Tab. 6.4 Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten für den Übergang von Kernschadenzuständen zu ausgewählten Schäden am Reaktorkühlkreislauf durch Dampfexplosionen bei Kernumlagerung in das untere Plenum

Kernschadenzustände	Übergangswahrscheinlichkeiten von Kernschadenzuständen zu Schäden am Reaktorkühlkreislauf durch Dampfexplosionen			
	Großflächiges RDB-Bodenversagen	Rissbildung am RDB-Boden	Schäden an Kühlmittelleitungen	Keine Schäden
Hoher Druck/axial	0,002	< 0,001	< 0,001	0,005
Hoher Druck/radial	< 0,001	< 0,001	0,02	0,05
Mittlerer Druck/axial	0,002	0,002	0,0	0,03
Mittlerer Druck/radial	<< 0,001	<< 0,001	<< 0,001	0,30
Niederer Druck/axial	< 0,001	< 0,001	0,0	0,05
Niedriger Druck/radial	0,0	0,0	0,0	0,44
Keine Kernumlagerung	0,0	0,0	0,0	0,10

RDB Reaktordruckbehälter

Allgemein ist zu erkennen, dass die radiale Kernumlagerung wesentlich häufiger, aber in ihren Auswirkungen weniger bedeutend ist. Dies beruht darauf, dass die Kernmaterialmassenströme in das untere Plenum bei der radialen Umlagerung vor allem wegen der Strömungshindernisse zwischen Kernmantel und Kernbegrenzung erheblich geringer sind.

Mit zunehmendem Reaktordruckbehälter-Druck bei der Kernumlagerung steigt die Wahrscheinlichkeit für dampfexplosionsbedingte Schäden. Dies ist darauf zurückzuführen, dass bei hohem Umgebungsdruck mit einer relativ langen Zeitdauer bis zur

Auslösung einer Dampfexplosion zu rechnen ist. In dieser Zeit erhöht sich durch den fortdauernden Zustrom von Kernmaterial die für die Reaktion verfügbare Masse.

Falls die Dampfexplosion bei hohem Primärkreisdruck zum großflächigen Versagen des RDB-Bodens führt, ist danach mit einer Aufwärtsbewegung des Reaktordruckbehälters und der Beschädigung des Sicherheitsbehälters zu rechnen. Dieser Vorgang würde jedoch auch ohne Dampfexplosion kurz nach der Kernumlagerung geschehen, weil in der kurzen Zeit bis zum thermisch bedingten Versagen des Reaktordruckbehälters keine Druckentlastung anzunehmen ist. Die dampfexplosionsbedingte Beschädigung bedeutet daher in diesen Fällen keine Verschärfung der bei hohem Reaktordruckbehälter-Druck ohnehin zu erwartenden Unfallfolgen.

6.5.2 Belastungen durch Wasserstoff im Sicherheitsbehälter

Im Unfallverlauf werden große Mengen an Wasserstoff gebildet und in den Sicherheitsbehälter freigesetzt. Es können Gasgemische entstehen, die bei einer Zündung und anschließender Verbrennung die Integrität des Sicherheitsbehälters gefährden. Aus diesem Grund wurde die Anlage mit passiven autokatalytischen Rekombinatoren ausgerüstet, die Wasserstoff - sowie in späteren Unfallphasen auch Kohlenmonoxid - mit Sauerstoff rekombinieren. Bei kurzzeitig hohem Wasserstoffeintrag, vor allem in frühen Unfallphasen bei der Kernzerstörung oder beim Reaktordruckbehälter-Versagen, reicht die Rekombinatorleistung u.U. nicht aus, zündbare Gemische zu verhindern. Durch den stetigen Sauerstoffverbrauch bei der Rekombination ist in späteren Phasen nach dem Reaktordruckbehälter-Versagen in der Regel kein zündbares Gemisch mehr möglich.

Die GRS führte exemplarische Analysen zur Wirksamkeit eines Systems von katalytischen Rekombinatoren für den Wasserstoffabbau durch /TIL 98/. Dabei wurden Vorschläge zur Systemkonzeption und Implementierung katalytischer Rekombinatoren erarbeitet. Für die probabilistische Ereignisbaumanalyse wurde ein einfaches Rechenmodell zur Bestimmung des Atmosphärenzustands im Sicherheitsbehälter entwickelt, dem dieses Rekombinatorkonzept zu Grunde liegt /SON 99/.

Grundsätzlich besteht die Möglichkeit, dass die Rekombinatorwirkung durch unfallbedingte Vorgänge, z.B. durch mechanische Beschädigungen bei Kühlmittelverlust-

Störfällen, eingeschränkt wird. Dies wurde in der Ereignisbaumanalyse durch entsprechend reduzierte Abbauraten berücksichtigt.

Aus den berechneten Volumenanteilen für Wasserstoff, Stickstoff, Sauerstoff und Dampf wird abgeleitet, ob das vorliegende Gasgemisch im deflagrativen oder detonativen Konzentrationsbereich ist. Dabei wurden die bestehenden Unsicherheiten über die Abgrenzung des detonativen Bereichs mittels formalisierter Expertenschätzungen berücksichtigt.

Falls ein brennbares Gemisch vorliegt, ist zusätzlich eine Zündquelle erforderlich, bevor eine Verbrennung stattfinden kann. Aus Unfällen mit unkontrollierter Gasfreisetzung z.B. in Wohngebäuden ist bekannt, dass sich ein brennbares Gemisch bilden kann, das über längere Zeit nicht reagiert, bevor es durch eine Zündquelle zur Verbrennung kommt. Bei Wasserstoffgemischen ist die zur Zündung notwendige Energie vergleichsweise gering. In der Ereignisbaumanalyse werden zur Berücksichtigung der Unsicherheiten generell erhebliche Bandbreiten für die Wahrscheinlichkeit von Zündquellen eingegeben.

Falls ein Gasgemisch zündet, kann es in den jeweils betrachteten Unfallphasen und Raumzonen entweder deflagrativ oder detonativ verbrennen. Wenn ein grundsätzlich detonatives Gasgemisch vorliegt, wird bei entsprechenden Zündquellen pessimistisch-erweise immer von einer detonativen Verbrennung ausgegangen. Die mögliche Verhinderung einer Detonation durch die vorliegende Raumgeometrie wird nicht berücksichtigt.

Als Grundlage für die Bestimmung von Druckerhöhungen infolge von Verbrennungen wird adiabate volumenkonstante Verbrennung angenommen. In der Ereignisbaumanalyse wird diese Druckerhöhung um Korrekturen ergänzt, die erhöhte Anfangstemperaturen, unvollständige Verbrennung oder ungleichmäßige Verteilungen der Reaktionspartner berücksichtigen.

Bei Detonationen baut sich ein kurzzeitiger Spitzendruck auf, der höher ist als der adiabate volumenkonstante Verbrennungsdruck. Der Spitzendruck fällt jedoch bereits wieder ab, bevor der Sicherheitsbehälter seine maximale Dehnung erreicht hat. In diesen Fällen ist der Spitzendruck zur Charakterisierung der Strukturbelastung nicht geeignet. Zur Bestimmung der Belastung des Sicherheitsbehälters nach einer Detonation wird deshalb in der Ereignisbaumanalyse auf der Basis von /BRE 95/ ein effektiver

Sicherheitsbehälter-Druck definiert. Der effektive Druck ist derjenige quasistatische Druck, der dieselbe maximale Strukturbelastung bewirkt wie der Druck-Zeit-Verlauf der Verbrennung. Nach /BRE 95/ belasten schnelle Verbrennungen einen typischen Sicherheitsbehälter, dessen Eigenfrequenz bei 5 - 12 Hz liegt, mit einem effektiven Druck, der dem doppelten adiabaten volumenkonstanten Verbrennungsdruck des jeweiligen Gasgemisches entspricht.

Anlagenteile im Inneren des Sicherheitsbehälters haben Eigenfrequenzen bis zu etwa 100 Hz, mit (gedämpften) Oberschwingungen bis 400 Hz /BRE 95/. Eventuell könnten einzelne Bauteile unter detonativen Belastungen aus ihrer Befestigung gerissen werden und auf den Sicherheitsbehälter auftreffen. Es ist auch möglich, dass Kabeltrassen abreißen und die betroffenen Kabel an ihrer Durchführung durch den Sicherheitsbehälter ein Leck verursachen. Im Rahmen der vorgenommenen Analysen konnten diese Fragen nicht im Einzelnen geklärt werden. Um derartige Vorgänge in der Ereignisbaumanalyse zu berücksichtigen, wird bei Detonationen mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,0 bis 0,1 (Gleichverteilung) angenommen, dass der Sicherheitsbehälter ein Leck erhält. Die dabei an den SB-Durchdringungen entstehende Leckgröße wurde in die im Ereignisbaum vorgegebene Größenklasse von 10 - 300 cm² eingeordnet.

Die Ergebnisse des Rechenmodells zur Wasserstoffverteilung im Sicherheitsbehälter sind in der Tabelle 6.5 im Überblick aufgeführt. Es wird angegeben, mit welcher Wahrscheinlichkeit im Mittel über alle Kernschadenzustände in der Kuppel, im Bereich außerhalb des Trümmerschutzzylinders (Peripherie) oder im Anlagenraum Detonationen oder Deflagrationen auftreten. Deflagrationen sind mit relativ hoher Wahrscheinlichkeit zu erwarten. Dies liegt daran, dass die überwiegende Zahl der Abläufe nur eine geringe Dampfinsertisierung im Sicherheitsbehälter aufweist, und dass die Rekombinatoren nicht in der Lage sind, die kurzzeitigen Wasserstoffschübe bei der Kernzerstörung oder beim Reaktordruckbehälter-Versagen schnell abzubauen. Die Tabelle 6.5 zeigt auch, dass Detonationen praktisch ausschließlich im Anlagenraum berechnet werden. Zwischen dem Anlagenraum und der Sicherheitsbehälterschale befinden sich massive bauliche Strukturen, so dass dabei keine direkte Beschädigung des Sicherheitsbehälters anzunehmen ist.

Tab. 6.5 Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten für den Übergang von Kernschadenzuständen zu Wasserstoffdeflagrationen bzw. -detonationen in ausgewählten Raumbereichen

Zeitpunkt der Wasserstoffverbrennung bei Kernschadenzuständen	Übergangswahrscheinlichkeiten von Kernschadenzuständen zu Wasserstoffverbrennungen in		
	Kuppel	Peripherie	Anlagenraum
bei erster H-Freisetzung im Anlagenraum	entfällt	entfällt	det: 0,0 def: 0,34
vor Kernumlagerung in das untere Plenum	det: 0,004 def: 0,28	det: < 0,001 def: 0,09	det: 0,08 def: 0,30
bei RDB-Versagen		det: < 0,001 def: 0,14	det: 0,0 def: 0,50

det detonativ
def deflagrativ

RDB Reaktordruckbehälter

6.5.3 Druckaufbau im Sicherheitsbehälter beim Reaktordruckbehälter-Versagen

Sofern der Boden des Reaktordruckbehälters bei mehr als 8 MPa unter Kernschmelzeinfluss versagt, wird im Ereignisbaum auf Basis der Analysen in /GRS 90/ angenommen, dass der Reaktordruckbehälter nach oben beschleunigt wird und den Sicherheitsbehälter beschädigt. Bei einem Primärkreisdruck unter etwa 2,5 MPa ist der Druckaufbau im Sicherheitsbehälter beim Reaktordruckbehälter-Versagen unbedeutend. In den Fällen mit hohem oder niederem Druck ist eine genauere Analyse des Druckaufbaus im Sicherheitsbehälter daher nicht erforderlich. Somit verbleiben die Fälle mit mittlerem Druck (2,5 - 8,0 MPa) zu untersuchen.

Wenn der Boden des Reaktordruckbehälters bei mittlerem Druck versagt, wird Schmelze ausgestoßen und zu Partikeln fragmentiert. Diese erhitzen die umgebende Atmosphäre und führen dadurch zu einem Druckaufbau. Anschließend verlässt flüssiges Wasser, Wasserdampf und Wasserstoff den Reaktordruckbehälter. Das Wasser setzt durch chemische Reaktion mit der fragmentierten Schmelze Wasserstoff frei. Zugleich kann der entstandene Wasserstoff verbrennen, wenn genügend Sauerstoff verfügbar ist. Dieser gesamte Vorgang wird in der englischsprachigen Fachliteratur auch als „Direct Containment Heating“ (DCH) bezeichnet.

Voraussetzung für einen heftigen Druckaufbau sind Pfade, auf denen die ausgestoßenen Kernschmelzepartikel in weite Bereiche des Sicherheitsbehälters vordringen können. Es gibt bei der untersuchten Anlage im Wesentlichen zwei Wege, auf denen die Schmelze aus der Reaktorgrube in die umliegenden Räume transportiert werden kann:

- Zwischen Reaktordruckbehälter und Traganker dichtet ein Blech die Reaktorgrube vom Reaktorraum ab. Versagt dieses Blech durch den hohen Druck in der Reaktorgrube oder durch die Einwirkung der heißen Partikel aus der Schmelze, entsteht eine freie Fläche, über die die Schmelzepartikel in den Reaktorraum transportiert werden. Mit der vorliegenden Geometrie und gemäß der Vorgehensweise, die in /PIL 96/ aus einschlägigen Experimenten entwickelt wurde, ergibt sich die prozentuale Schmelzemenge, die in den Reaktorraum gelangt. Sie beträgt minimal 7 % und maximal 20 %. Der Reaktorraum ist nicht dicht zu den darüber befindlichen Betriebsräumen. Daher wurde angenommen, dass diese Schmelzepartikel bis in die Betriebsräume gelangen.
- Um die Primärrohrleitungen gibt es beim Durchgang durch den Tragschild freie Flächen von 2 m² - 3,2 m² aus der Reaktorgrube in die unteren Anlagenräume. Damit ergibt sich gemäß /PIL 96/ die prozentuale Schmelzemenge, die in die Anlagenräume gelangt, zu minimal etwa 6 % und maximal etwa 8 %.

Die so ermittelten Werte für die ausgetragenen Kernschmelzmassen wurden als Minimal- und Maximalwerte zweier Gleichverteilungen in den Ereignisbaum eingegeben und mit dem nachfolgend beschriebenen und in den Ereignisbaum integrierten Rechenmodell in Druckerhöhungen umgerechnet.

Im Rechenmodell werden für die Druckerhöhung durch den Schmelze- und Wasserstoffeintrag folgende Annahmen getroffen:

- In den Anlagenräumen und in der Kuppel findet ein instantaner Temperaturengleich zwischen der vorhandenen Atmosphäre und der eingetragenen Schmelze statt.
- Die Druckerhöhung in den Anlagenräumen und in der Kuppel durch die Temperaturerhöhung und den Wasserstoffeintrag wird unter der Annahme isothermer Zustandsänderungen auf das gesamte Sicherheitsbehälter-Volumen umgerechnet.

Dieses Rechenmodell liefert beispielsweise die in der Tabelle 6.6 angegebenen Resultate.

Tab. 6.6 Beispiele für berechnete Zustände (Druck, Temperaturen) der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre als Folge von Schmelze- und Wasserstoffeintrag

Schmelzeanteil		Temperatur		Resultierender SB-Druck (MPa)
im Anlagenraum	in der Kuppel	im Anlagenraum (K)	in der Kuppel (K)	
0	0	450	450	0,31
0,05	0,05	659	559	0,40
0,1	0,1	836	659	0,48
0,1	0,2	836	836	0,55

Allgemeine Annahmen:

Anfangsdruck im Sicherheitsbehälter: 0,3 MPa
 Anfangstemperatur im Sicherheitsbehälter: 450 K
 Gesamte aus dem RDB ausgestoßene Kernmasse: 150.000 kg
 Anfangstemperatur der Schmelze: 3.000 K
 Wasserstoffausstoß aus dem RDB in den Anlagenraum: 400 kg

RDB Reaktordruckbehälter
 SB Sicherheitsbehälter

Bei den weiter oben hergeleiteten maximalen ausgetragenen Massen ist daher in diesem Beispiel mit einer Druckzunahme von 0,3 auf etwa 0,55 MPa allein auf Grund der Temperaturerhöhung durch die heiße Schmelze zu rechnen. Dabei ist im vorliegenden Beispiel angenommen, dass die Schmelzetemperatur 3.000 K beträgt. Im Ereignisbaum ist in Übereinstimmung mit MELCOR-Analysen jedoch berücksichtigt, dass die mittlere Schmelzetemperatur beim Reaktordruckbehälter-Versagen weit unter diesem Wert (Gleichverteilung zwischen 1.800 K und 2.800 K angenommen) liegt. Deshalb ist die Tabelle eine obere Abschätzung für die Druckerhöhung durch Schmelzeeintrag.

Die beim Reaktordruckbehälter-Versagen in den Sicherheitsbehälter gelangende Wasserstoffmenge setzt sich zusammen aus der im Reaktordruckbehälter gespeicherten Masse und der beim Versagen zusätzlich gebildeten Masse. Letztere kann z.B. durch die Reaktion mit Druckspeicherwasser entstehen, das beim Druckabfall nach dem Reaktordruckbehälter-Versagen nachgespeist wird. Beide Wasserstoffbeiträge werden auf Grund von MELCOR-Resultaten /SON 99/ abgeschätzt. Die im Reaktordruckbehälter gespeicherte Masse ist bei 16 MPa etwa 200 kg. Die neu erzeugte Masse wird bei einem Reaktordruckbehälter-Druck über 2 MPa mit 200 - 600 kg (gleich verteilt) angesetzt.

Zur Berechnung der Brennbarkeit wird angenommen, dass die in den Sicherheitsbehälter freigesetzte Wasserstoffmenge ausschließlich in den Anlagenräumen anfällt. Unter dieser Annahme und mit den oben geschilderten, durch den Schmelzeeintrag verursachten Atmosphärenbedingungen wird die Brennbarkeit bestimmt. Die bei hohem Druck ausgestoßenen heißen Brennstoffpartikel wirken als ständige Zündquellen. Der Aufbau von detonativen Wasserstoffkonzentrationen ist daher nicht unterstellt worden, weil zuvor eine deflagrative Verbrennung stattfinden würde.

Die letzte Phase der Ausströmung aus dem Reaktordruckbehälter besteht im Ausstoß der restlichen Dampfmasse, bis Druckausgleich mit dem Sicherheitsbehälter erreicht ist. Die zusätzliche Druckerhöhung im Sicherheitsbehälter durch das Ausströmen des Wasserdampfes durch das große Leck am RDB-Boden wird anhand der Sicherheitsbehälter-Druckerhöhung beim auslösenden Ereignis „großes Leck an einer Hauptkühlmittelleitung“ geschätzt. Dabei wird der gegenüber dem auslösenden Ereignis hier geringere RDB-Innendruck berücksichtigt.

Insgesamt beträgt die über alle Kernschmelzfälle gemittelte Häufigkeit für thermisch bedingtes Reaktordruckbehälter-Versagen bei mittlerem Druck etwa 33 % aller Kernschmelzfälle. In etwa 0,6 % aller Kernschmelzfälle hat sich dabei ein Sicherheitsbehälter-Druck ergeben, der über der Sicherheitsbehälter-Grenztragfähigkeit liegt. Trotz dieser sehr geringen Wahrscheinlichkeit ist dieser Vorgang in der weiteren Analyse zu berücksichtigen, da er mit erheblicher Radionuklidfreisetzung in die Umgebung verbunden ist.

6.5.4 Ausbreitung der Schmelze im unteren Teil des Sicherheitsbehälters

Am Boden des Reaktordruckbehälter-Tragschildes gibt es 8 Druckausgleichsklappen, die sich durch unfallbedingte Druckdifferenzen öffnen (Abbildung 6.6). Daraus folgt, dass mit einem Überströmen des Wassers aus dem Sumpf in den Ringspalt zwischen Reaktordruckbehälter-Tragschild und biologischem Schild zu rechnen ist.

Im biologischen Schild gibt es etwa 0,75 m über dem Boden der Reaktorgrube eine Inspektionsöffnung (ca. 0,7 m x 0,7 m), die durch eine herausnehmbare, innen mit Beton vergossene Prüftür versehen ist. Diese Prüftür ist abgedichtet, so dass auf diesem Weg kein Sumpfwasser in die Reaktorgrube gelangt.

Etwa 0,7 m unter dem Boden der Reaktorgrube verlaufen sternförmige Lüftungskanäle zur Schildkühlung. Die Kanäle sind mit Öffnungen am Boden des Ringspalts zwischen Reaktordruckbehälter-Tragschild und biologischem Schild verbunden. Da bei Unfällen mit Wasser im Ringspalt zu rechnen ist (s.o.), wird auch Wasser in die Lüftungskanäle im Bodenbeton der Reaktorgrube eindringen.

Sobald die den Beton erodierende Schmelze dieses verzweigte Kanalnetz erreicht, wird Schmelze in die Kanäle eindringen und in Richtung des Sicherheitsbehälter-Sumpfes fließen. Die Schmelze erreicht die am Innenrand des Sumpfes aufsteigenden Blechkanäle. Obwohl diese außen von Wasser umgeben sind, wird die dünne Blechwand der Schmelze wahrscheinlich keinen nennenswerten Widerstand entgegensetzen. Nach dem Versagen der Blechwand gelangt Schmelze in den Sumpfbereich.

Für den weiteren Verlauf ist u.a. von Bedeutung, ob die Schmelze bis zu den Ansaugöffnungen der Notkühlsysteme (Sumpfansaugrohre) im Sumpfbereich gelangt. Die Schmelze verteilt sich nach dem Erreichen des Sumpfes auf eine Gesamtoberfläche von über 200 m². Bei ebener Ausbreitung und theoretisch maximaler Dichte wäre die an die Sumpfansaugrohre heranreichende Schmelze etwa 65 mm dick.

Um zu klären, wie weit sich die Schmelze bei einer so geringen theoretischen Schichtdicke im Sumpfbereich ausbreiten kann, wurden ergänzende Abschätzungen mit dem Rechenprogramm LAVA /ALL 99/ vorgenommen. Das Rechenprogramm wurde von der GRS entwickelt, um den Ausbreitungsvorgang von Kernschmelze auf Flächen und in Kanälen zu analysieren. Es wurde berechnet, dass die Schmelze innerhalb von etwa 5 - 6 s nach dem Eintritt in die Lüftungskanäle bereits die gesamte verfügbare Fläche des Sumpfes bedeckt. An der Front, die das Sumpfansaugrohr erreicht, ist die Temperatur noch etwa 2.250 K, und der Flüssigkeitsvolumenanteil beträgt noch etwa 75 %. Auch wenn diese Rechnungen wesentliche Vereinfachungen enthalten und insbesondere im Hinblick auf die Geometrie als sehr idealisiert zu betrachten sind, kann geschlossen werden, dass sich eine flüssige Schmelze unter Wasser in einer relativ dünnen Schicht von einigen Zentimetern über Strecken von mehreren Metern ausbreiten kann, ohne ihre Fließfähigkeit erheblich einzubüßen.

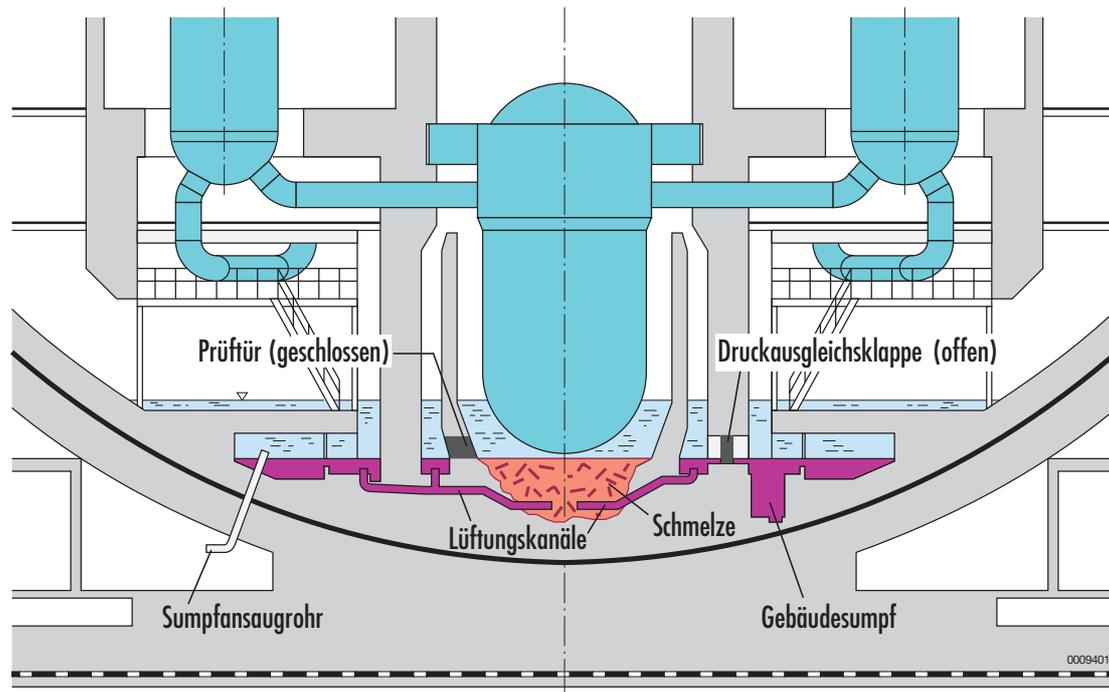


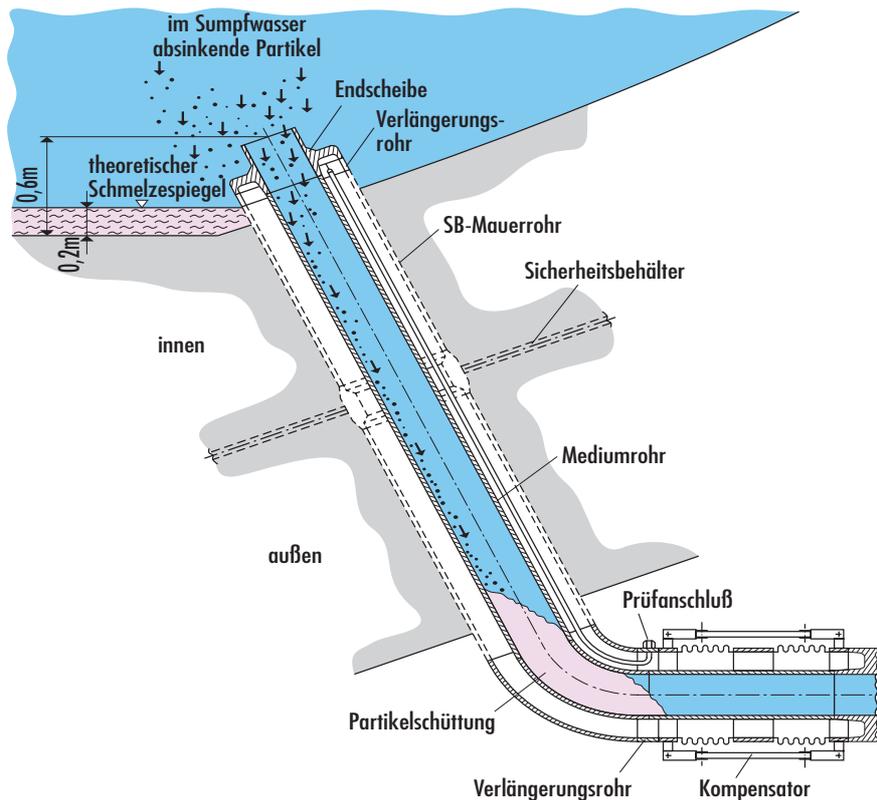
Abb. 6.6 Schmelze im unteren Teil des Sicherheitsbehälters

Experimentelle Resultate zum Verlauf von Schmelze-Beton-Wechselwirkungen unter Wasser zeigen die Ausbildung von Hohlräumen innerhalb der Schmelze durch Krustenbildung, Partikelschüttungen mit einer mittleren Dichte, die weit geringer ist als diejenige von kompaktem Kernmaterial, oder die lokale Anhäufung von erstarrender Schmelze in vulkanähnlicher Form. Dabei wurde z.B. im MACE-Test M3b /FAR 97/ mit einer Grundfläche von 1,2 m x 1,2 m bei einer Anfangstiefe der Schmelze von 0,2 m nach etwa 6 h eine mittlere Partikelschütthöhe erreicht, die ca. 0,15 m über der ursprünglichen mittleren Schmelzeoberfläche lag. Ferner entstand ein „Vulkan“, dessen „Gipfel“ knapp 1 m über die ursprüngliche Schmelzeoberfläche und ca. 0,4 m über den Wasserspiegel ragte. Es ist deshalb anzunehmen, dass die mittlere Oberfläche der Kernmaterialien deutlich höher liegt als bei einer theoretisch dichten Kernschmelze.

Unter den genannten Voraussetzungen wird der Fuß der Sumpfansaugrohre also von Kernmaterial umgeben, dessen Oberfläche im Mittel deutlich höher liegt als die theoretischen 65 mm. In Abbildung 6.7 sind 0,2 m eingezeichnet. Da sich die Öffnung der Sumpfansaugrohre etwa 0,6 m über dem Fuß befindet, ist nicht anzunehmen, dass Kernmaterial direkt in Sumpfansaugrohre hineinfließt.

6.5.5 Belastung und Versagen von Sumpfansaugrohren

Die weiter oben erwähnten Berechnungen mit dem Rechenprogramm LAVA haben ergeben, dass sich die Kernschmelze schnell auf dem Boden des Sumpfes ausbreitet und nach kurzer Zeit die Sumpfansaugrohre erreicht. Das äußere Schutzrohr des Sumpfansaugrohrs (siehe Abbildung 6.7) wird also unten durch plötzlichen Kontakt mit heißem Kernmaterial belastet, während es oben von Sumpfwasser umgeben ist.



SB Sicherheitsbehälter

Abb. 6.7 Belastung des Sumpfansaugrohrs durch Kernschmelze oder Brennstoffpartikel

Es ist nicht auszuschließen, dass das Schutzrohr durch die thermische Belastung versagt. Damit wird der Spalt zwischen Schutzrohr und Sumpfansaugrohr vom Sicherheitsbehälter-Inneren her undicht. Sowohl Wasser als auch Kernmaterial können in den Spalt einströmen. Ein Verlust der Sicherheitsbehälter-Funktion wäre damit zunächst nicht verbunden, weil das äußere Schutzrohr im Ringraum dicht ist. Erst wenn das Schutzrohr auch im Ringraum undicht wird, z.B. durch Schmelzeeinwirkungen, wäre ein Sicherheitsbehälter-Leck gegeben. Diese Möglichkeit erscheint jedoch

insgesamt unwahrscheinlicher als die nachfolgend diskutierte Belastung durch Hineinfallen von Partikeln in das Sumpfansaugrohr.

Bei der Wechselwirkung zwischen Schmelze, Beton und Wasser entsteht eine große Menge von Partikeln mit einem breiten Durchmesserspektrum. Kleine Partikel können eine gewisse Zeit im Wasser schweben, oder immer wieder aufgewirbelt werden. Wenn sie absinken, gelangen sie u.a. auch in die Öffnung der Sumpfansaugrohre. Da die Vorgänge relativ lange andauern (in Bereich von Tagen), könnte auch ein geringer Massenstrom auf Dauer erhebliche Kernmaterialmengen in die Sumpfansaugrohre gelangen lassen. Überlegungen zur Menge der gebildeten Kernmaterialpartikel lassen schließen, dass die Wahrscheinlichkeit für das Eindringen größerer Mengen von Kernmaterial in die Sumpfansaugrohre gering, aber nicht vernachlässigbar ist.

Die entstehende Partikelschüttung am unteren Krümmer des Sumpfansaugrohrs ist zunächst wassergekühlt. In Analogie zur Kühlbarkeit von ebenen Kernmaterialschüttungen ist zu erwarten, dass eine Partikelschüttung mit den Abmessungen des Sumpfansaugrohrs zu siedeln beginnt und austrocknet, so dass eine nicht gekühlte Anordnung entsteht. Ein Versagen des mit heißem Kernmaterial gefüllten und vom Ringspalt umgebenen Sumpfansaugrohrs ist danach mit hoher Wahrscheinlichkeit anzunehmen. Anschließend muss das Kernmaterial noch das Schutzrohr durchdringen, bevor der Ringraum erreicht und damit die Barrierenfunktion des Sicherheitsbehälters aufgehoben wird. Für das Schutzrohr gelten vergleichbare Belastungen, so dass gleichfalls mit dem Versagen des Schutzrohrs zu rechnen ist. Danach gelangt Sumpfwasser, Kernmaterial und Sicherheitsbehälter-Atmosphäre mit Wasserstoffanteilen in den Ringraum.

Auf Grund der beschriebenen Abschätzungen wird mit einer Wahrscheinlichkeit zwischen 0 und 10 % angenommen, dass mindestens ein Sumpfansaugrohr durch die Einwirkung von Kernschmelze oder partikelförmigem Kernmaterial so beschädigt wird, dass sich ein Leck zum Ringraum hin bildet.

6.5.6 Erosion des Fundamentbetons

Ein Erlöschen der Schmelze-Beton-Reaktion vor dem Erreichen des Erdbodens unter dem Fundament ist im Ereignisbaum in Übereinstimmung mit den verfügbaren experimentellen Kenntnissen nicht vorgesehen. Dies bedeutet, dass auch die Gasfreisetzung aus der Schmelze-Beton-Reaktion andauert. Dabei handelt es sich zu einem

erheblichen Teil um nichtkondensierbare Gase (u.a. Wasserstoff, Kohlenmonoxid), so dass der Sicherheitsbehälter-Innendruck ständig steigt, bis die Druckentlastung eingeleitet werden muss. Zugleich bedeutet dies, dass alle Fälle mit Versagen des Reaktor-druckbehälters zu einem Vordringen der Schmelze bis in den Erdboden führen.

Die Geschwindigkeit der Erosion hängt vor allem von dem aus der Schmelze nach unten in den Beton gerichteten Wärmestrom ab, der wiederum wesentlich von der Nachwärmeleistung - und somit vom zeitlichen Abstand seit der Reaktorabschaltung - bestimmt wird. Unsicherheiten ergeben sich vor allem aus dem Anteil an Radionukliden, der sich außerhalb der Schmelze befindet, und aus der Aufteilung der Wärmeflüsse aus der Schmelze nach unten und oben. Die Tabelle 6.7 enthält Angaben für die Zeitspannen bis zum Erreichen bestimmter Erosionstiefen (Lüftungskanäle, SB-Stahlschale, Erdboden). Die Zahlenwerte der jeweils ersten Zeile des Tabellenfelds sind typische Zeitspannen, die zweite Zeile enthält die zugehörige Wahrscheinlichkeit über alle Kernschadenszustände. Bei den Zeitangaben ist berücksichtigt, dass sich am Boden des Sumpfes eine Grube befindet (siehe Abbildung 6.6), unter der die Betondicke geringer ist als in den übrigen Bereichen.

Tab. 6.7 Wahrscheinlichkeiten für die Erosion des Fundamentbetons durch Kernschmelze

Betrachtete Phase der Betonerosion bei Kernschadenszuständen	Übergangswahrscheinlichkeiten von Kernschadenszuständen zu einzelnen Phasen der Betonerosion			
	Zeitspannen der Phasen			
Zeitdauer der „Trockenen Phase“ nach RDB-Versagen bis zum Erreichen der wassergefüllten Lüftungskanäle	0,06 < 5 h	0,32 5 - 20 h	0,30 20 - 100 h	RDB intakt 0,32
Zeitdauer vom Kernschadenszustand bis zum Erreichen der SB-Stahlschale	0,20 < 1 Tag	0,46 1 - 5 Tage	0,02 > 5 Tage	
Zeitdauer vom Kernschadenszustand bis zum Erreichen des Erdbodens	0,29 < 5 Tage	0,32 5 - 15 Tage	0,07 > 15 Tage	

RDB Reaktordruckbehälter
SB Sicherheitsbehälter

6.5.7 Gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters

Die erfolgreiche Einleitung der gefilterten Druckentlastung ist abhängig von der ordnungsgemäßen Funktion der Druckentlastungsarmatur und einiger weiterer Armaturen sowie von den Handlungen des Personals. Ein Ausfall infolge fehlender Stromversorgung wird in der Ereignisbaumanalyse nicht unterstellt, weil die Druckentlastung erst mehr als einen Tag nach dem auslösenden Ereignis erforderlich ist. In dieser Zeit wäre eine eventuell ausgefallene Stromversorgung wieder herstellbar. Zur Beschreibung der Ausfälle technischer Komponenten wurde eine Fehlerbaumanalyse, zur Bewertung der menschlichen Handlungen eine qualitative und quantitative Personalhandlungsanalyse durchgeführt /SON 01/. Im Ergebnis wurde festgestellt, dass die Nichtverfügbarkeit der Druckentlastung im Mittel 0,04 beträgt (logarithm. Normalverteilung; 0,05/0,95-Quantile: 0,02/0,081). Dies bedeutet, dass bei den etwa 68 % aller Kernschmelzfälle, die eine gefilterte Druckentlastung erfordern, diese im Mittel mit 4 % bedingter Wahrscheinlichkeit nicht gemäß Notfallhandbuch gelingt. In der Ereignisbaumanalyse wurde in diesen Fällen ein Versagen des Sicherheitsbehälters durch Überdruck unterstellt. Dies ist eine pessimistische Annahme, weil zwischen dem Kriterium zur Einleitung der Druckentlastung und dem Erreichen des Sicherheitsbehälter-Versagensdrucks noch erhebliche Zeit für einen erneuten Druckentlastungsversuch besteht.

Zum Zeitpunkt der Druckentlastung befindet sich im Sicherheitsbehälter ein Gasgemisch, das überwiegend aus Wasserdampf, Wasserstoff, Stickstoff und Kohlenmonoxid besteht. Der Sauerstoff ist durch die Wirkung der Rekombinatoren und/oder durch Verbrennungen weitgehend verbraucht. Das Gemisch innerhalb des Sicherheitsbehälters ist daher nicht brennbar, obwohl es hohe Anteile von Gasen enthält, die mit Luft ein brennbares Gemisch ergeben.

Wenn die Druckentlastung des Sicherheitsbehälters beginnt, strömt das Gasgemisch aus dem Sicherheitsbehälter durch die Druckentlastungsleitung in den Venturiwäscher, in dem der Wasserdampfanteil kondensiert. Dadurch erhöht sich der Anteil der nicht-kondensierbaren Gase, u.a. erreicht der Volumenanteil des brennbaren Wasserstoffs und Kohlenmonoxids in allen durchgeführten Unfallanalysen etwa 50 %. Die Gase werden danach in den Abluftkanal auf dem Dach des Hilfsanlagegebäudes geleitet. Dieser Abluftkanal verläuft als senkrechter Schacht aus der Lüftungszentrale im Inneren des Hilfsanlagegebäudes nach oben und wird in einem Dachaufbau in die Abluftleitung zum Kamin umgelenkt. Verbrennungen im Abluftkanal finden statt, wenn

das wasserstoffhaltige Gasgemisch aus dem Druckentlastungssystem mit der Luft im Abluftkanal ein brennbares Gemisch bildet und auf eine Zündquelle trifft.

Konkrete Hinweise auf wirksame Zündquellen im Abluftkanal haben sich nicht ergeben. Unter diesem Gesichtspunkt wäre also überwiegend davon auszugehen, dass keine Zündung stattfindet. Wasserstoffgemische können jedoch auch schon durch lokale kleinräumige Effekte bei Strömungsvorgängen (z.B. beim Umströmen scharfer Kanten) zünden. Da sich die Druckentlastung über viele Stunden erstreckt und hochbrennbare Gaszusammensetzungen auftreten, ist eine Zündung nicht unwahrscheinlich. Infolgedessen wird die Wahrscheinlichkeit für eine Zündung im Abluftkanal zwischen 0,0 und 0,5 (Gleichverteilung) geschätzt.

Nach einer ersten Zündung und Verbrennung im Abluftkanal werden heiße Stellen oder glimmende Reste zurückbleiben. Selbst wenn die Druckentlastung vorübergehend unterbrochen würde, ist bei ihrer Wiederaufnahme von erneuter Zündung auszugehen. Letztlich ist mit stundenlang andauernden Bränden auf dem Dach des Hilfsanlagengebäudes zu rechnen. Der Dachbereich des Hilfsanlagengebäudes ist nicht gegen Brände als Folge von Einwirkungen von außen, z.B. Flugzeugabsturz ausgelegt. Deshalb sind brandbedingte Folgeschäden zu erwarten, z.B. an der Tür vom Abluftkanal zum Hilfsanlagengebäudedach oder am Eintritt in die Leitung zum Kamin. Eine Ausbreitung des Brands, z.B. durch Hitzeeinwirkung, entzündetes Isoliermaterial oder herabstürzende heiße Teile der Leitung zum Kamin, ist nicht auszuschließen. Es ist zu berücksichtigen, dass der Brand mit einer schwierigen allgemeinen Anlagensituation und mit erheblicher Freisetzung von Radionukliden verbunden ist, so dass eine effektive Brandbekämpfung sehr ungewiss ist. Eventuell könnten am Wäscher des Druckentlastungssystems oder an seinen Rohrleitungsanschlüssen Schäden durch Brandauswirkungen entstehen.

Bei einem ununterbrochenen Betrieb der Lüftungsanlage des Hilfsanlagengebäudes kann sich ein Brand nicht durch die Lüftungskanäle stromaufwärts ins Hilfsanlagengebäude hinein ausbreiten. Bereits kurzzeitige Unterbrechungen des Abluftstroms, die bei einem derart gestörten Anlagenzustand denkbar sind, könnten jedoch zu einer Brandausbreitung in das Gebäude hinein führen. Ohne tiefere Analyse ist eine quantitative Folgenabschätzung sehr unsicher. Auswirkungen auf die Radionuklidfreisetzung könnten sich ergeben, wenn Abschnitte des im Gebäude verlegten Druck-

entlastungssystems durch Brandauswirkungen beschädigt werden. In diesem Fall würde die Freisetzung den Filter im Ventingwäscher umgehen.

Die Ereignisbaumanalyse benötigt für die Quantifizierung der Radionuklidfreisetzungen die Angabe der Wahrscheinlichkeit für einen Folgeschaden am Ventingfilter. Auf Grund der obigen Überlegungen wird ein Filterschaden für unwahrscheinlich gehalten. Wie die Diskussion zeigt, ist die Beurteilung der Auswirkungen eines Brands auf dem Dach des Hilfsanlagegebäudes jedoch sehr ungewiss. Daher wurde eine Wahrscheinlichkeit von 0,0 bis 0,2 (Gleichverteilung) für einen brandbedingten Filterausfall unterstellt.

6.6 Ergebnisse der Ereignisbaumanalyse und ihr Zusammenhang mit auslösenden Ereignissen

Die Ergebnisse der Ereignisbaumanalyse werden in den nachfolgenden Tabellen durch folgende Merkmale charakterisiert:

- Langfristiger Verbleib des Kernmaterials (Tabelle 6.8)
- Druck im Reaktorkühlkreislauf kurz vor Reaktordruckbehälter-Versagen (Tabelle 6.9)
- Endzustand des Sicherheitsbehälters (Tabelle 6.10)
- Freisetzungspfade für Radionuklide in die Umgebung (Tabelle 6.11)
- Freisetzungskategorien für Radionuklide (Tabelle 6.12)

Die Tabellen lassen erkennen, wie der Unfall in Abhängigkeit von den verschiedenen auslösenden Ereignissen abläuft. Die auslösenden Ereignisse sind wie folgt zusammengefasst und bezeichnet:

- L < 25: Lecks mit weniger als 25 cm² an Hauptkühlmittleitungen
- L > 25: Lecks mit 25 - 200 cm² an Hauptkühlmittleitungen
- LDH: Lecks am Druckhalter
- LDE: Lecks an einem Dampferzeuger-Heizrohr
- TNS: Transienten bei einem Notstromfall
- T: Alle Transienten ohne Notstromfall

6.6.1 Verbleib des Kernmaterials

Tabelle 6.8 fasst die Übergangswahrscheinlichkeiten von auslösenden Ereignissen zu den unterschiedlichen Orten des langfristigen Verbleibs des Kernmaterials zusammen.

Das Kernmaterial kann im Kernbereich oder im unteren Plenum des Reaktordruckbehälters zurückgehalten werden, wenn im Verlauf der Kernzerstörung rechtzeitig eine primärseitige Bespeisung beginnt. Eine Bespeisung ist vor allem dann möglich, wenn die Bespeisungssysteme beim Kernschadenzustand wegen hohem Primärkreisdruck zunächst nicht einspeisen können, aber anschließend ein Leck am Primärkreis zur Druckentlastung führt. Dieser Ablauf ist überwiegend bei Transienten zu erwarten. In den meisten anderen Fällen findet keine Bespeisung statt, so dass ein Versagen des Reaktordruckbehälter-Bodens unter Kernschmelzeinfluss nicht zu verhindern ist.

Tab 6.8 Wahrscheinlichkeiten für den Übergang von Kernschadenzuständen zu Orten des langfristigen Verbleibs des Kernmaterials

Verbleib des Kernmaterials bei Kernschadenzuständen	Übergangswahrscheinlichkeiten von Kernschadenzuständen zu Orten des langfristigen Verbleibs des Kernmaterials für die auslösenden Ereignisse ¹⁾ (Bezeichnung, Anteile)						
	L<25 0,53	L>25 0,10	LDH 0,15	LDE 0,07	TNS 0,10	T 0,05	Mittel über alle KSZ
Im Kernbereich (kein RDB-Versagen)	0,016	0,04	0,035	0,006	0,001	0,004	0,102
Im unteren Plenum (kein RDB-Versagen)	0,114	0,02	0,025	0,003	0,013	0,04	0,215
Außerhalb des RDB	0,40	0,04	0,09	0,061	0,086	0,006	0,623

1) vgl. Seite 223
 KSZ Kernschadenzustände
 LDE DE-Heizrohrlecks
 LDH Lecks am Druckhalter

RDB Reaktordruckbehälter
 T Transienten
 TNS Notstromfall

6.6.2 Druck im Primärkreis kurz vor Reaktordruckbehälter-Versagen

Der Druck im Primärkreis kann kurz vor Reaktordruckbehälter-Versagen abgesenkt werden durch eine aktiv ausgelöste Druckentlastung, durch ein Leck an einer heißen Leitung oder durch ein offen bleibendes Ventil. Hoher Druck im Reaktordruckbehälter kann bereits beim Kernschadenzustand vorliegen (26 % aller Kernschadenzustände sind Hochdruck-Fälle), oder es kann sich ein hoher Druck während oder nach der Kernzerstörung entwickeln, insbesondere beim Absturz von Kernmaterial in das Restwasser im unteren Plenum. Die Höhe dieses Druckanstiegs, seine Zeitdauer und der beim Reaktordruckbehälter-Versagen noch herrschende Druck sind ungewiss.

Tab. 6.9 Wahrscheinlichkeiten für den Übergang von Kernschadenzuständen zum RDB-Druck kurz vor RDB-Versagen für die auslösenden Ereignisse

RDB-Druck kurz vor RDB-Versagen bei Kernschadenzuständen	Übergangswahrscheinlichkeiten von Kernschadenzuständen zum RDB-Druck kurz vor RDB-Versagen für die auslösenden Ereignisse ¹⁾ (Bezeichnung, Anteile)						
	L<25 0,53	L>25 0,10	LDH 0,15	LDE 0,07	TNS 0,10	T 0,05	Mittel über alle KSZ
Hochdruck (> 8 MPa)	0,01	<<	<<	0,016	0,01	0,003	0,039
Mitteldruck (2,5 - 8 MPa)	0,424	0,003	<<	0,019			0,446
Niederdruck (unter 2,5 MPa)	0,096	0,097	0,15	0,035	0,09	0,047	0,515

1) vgl. S. 223

KSZ Kernschadenzustände

LDE DE-Heizrohrlecks

LDH Lecks am Druckhalter

RDB Reaktorsicherheitsbehälter

T Transienten

TNS Notstromfall

In der nachfolgenden Abbildung 6.8 wird schematisch dargestellt, wodurch es zum Druckabfall oder zum Druckanstieg bis zum RDB-Versagen in welchem Ausmaß kommt. Die Abbildung enthält unterschiedliche Druckstufen (10 MPa bzw. 8 MPa) zur unteren Abgrenzung von Hochdruckfällen. Dies ist dadurch begründet, dass beim Kernschadenzustand die Förderhöhe der Sicherheitseinspeisepumpen (ca. 10 MPa) entscheidend ist, während es beim RDB-Versagen auf den Grenzdruck für das Abheben des RDB (ca. 8 MPa) ankommt.

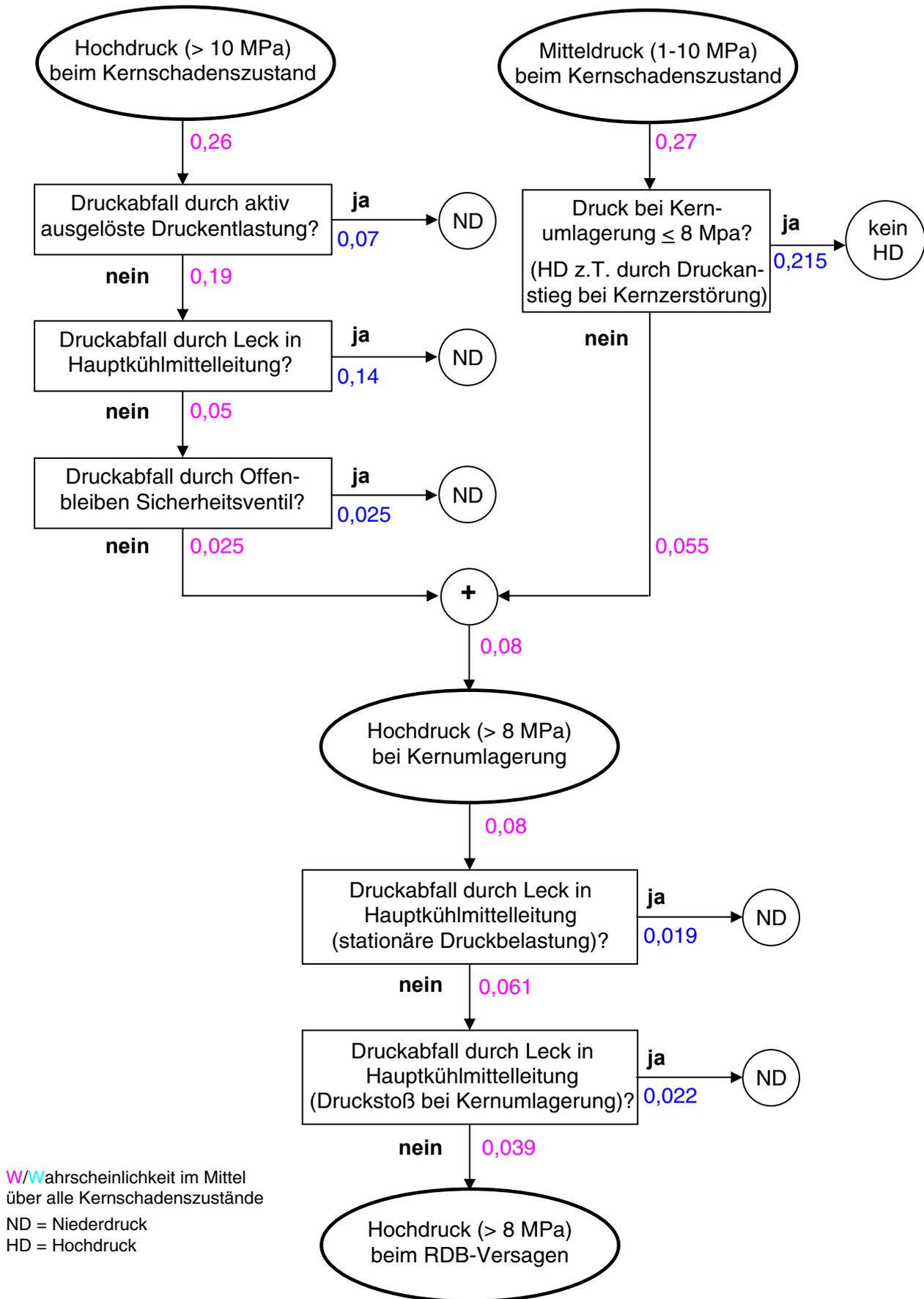


Abb. 6.8 Schematische Darstellung zum Verlauf des Drucks im Primärkreis bei Kernschadenszuständen bis zum Versagen des RDB

Diese Abbildung macht deutlich, dass die z.B. in Tabelle 6.9 angegebenen Daten zum RDB-Druck in Abhängigkeit vom auslösenden Ereignis nur eine zusammenfassende Information darstellen. Die in der Ereignisbaumanalyse dahinter stehenden Einzelphänomene sind in der Abbildung 6.8 angegeben.

6.6.3 Endzustand des Sicherheitsbehälters

Tabelle 6.10 fasst die Übergangswahrscheinlichkeiten von auslösenden Ereignissen zu Endzuständen des Sicherheitsbehälters zusammen.

Bei einem großflächigen Versagen des Reaktordruckbehälter-Bodens unter hohem Druck im Primärkreis - also bei Transienten ohne Druckentlastung sowie bei einem kleinen Primärkreisleck mit Druckanstieg bei der Kernzerstörung - ist anzunehmen, dass der Sicherheitsbehälter beschädigt wird.

Die in den Untersuchungen zum Kernschadenzustand quantifizierte Wahrscheinlichkeit für das Versagen des Lüftungsabschlusses ist bei allen Kernschadenzuständen unwesentlich.

Bei Schmelzeausstoß unter mittlerem Druck aus dem Reaktordruckbehälter-Boden ist ein anschließendes Sicherheitsbehälter-Versagen sehr unwahrscheinlich.

Ein Durchschmelzen des Sumpfansaugrohrs sowie ein Ausfall der Druckentlastung führen mit geringen, aber bei allen Kernschadenzuständen signifikanten Wahrscheinlichkeiten zum Versagen des Sicherheitsbehälters.

Eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters ist nur dann nicht erforderlich, wenn das Kernmaterial im Reaktordruckbehälter zurückgehalten werden kann. Deswegen ist der häufigste Endzustand für den Sicherheitsbehälter bei allen Fällen außer den Transienten die gefilterte Druckentlastung.

Wenn der Reaktordruckbehälter nicht intakt bleibt, kann eine Schmelze-Beton-Reaktion nicht vermieden werden. Nach heutiger Kenntnis ist nicht zu erwarten, dass diese Reaktion zum Stillstand kommt. Deshalb führen alle Fälle mit Versagen des Reaktordruckbehälters langfristig auch zur Penetration des Fundamentbetons bis zum Erdboden.

Beiträge zum Sicherheitsbehälter-Versagen infolge von Dampfexplosion oder durch Wasserstoffverbrennung haben sich in der Analyse als unwesentlich herausgestellt. Sie sind deshalb in der Tabelle nicht separat aufgeführt.

Tab. 6.10 Wahrscheinlichkeiten für den Übergang von Kernschadenzuständen zu Endzuständen des Sicherheitsbehälters für die auslösenden Ereignisse

Endzustand des Sicherheitsbehälters bei Kernschadenzuständen	Übergangswahrscheinlichkeiten von Kernschadenzuständen zu Endzuständen des Sicherheitsbehälters für die auslösenden Ereignisse ¹⁾ (Bezeichnung, Anteile)						
	L<25 0,53	L>25 0,10	LDH 0,15	LDE 0,07	TNS 0,10	T 0,05	Mittel über alle KSZ
Beschädigung nach Hochdruckversagen des RDB	0,01			0,016	0,01	0,003	0,039
Sicherheitsbehälter-Lüftungsabschluss versagt							
Überdruckversagen bei Schmelzeausstoß aus RDB	0,005			0,001			0,006
Durchschmelzen des Sumpfansaugrohrs	0,02	0,002	0,005	0,024	0,004		0,055
Überdruckversagen wegen Ausfall der Druckentlastung	0,02	0,002	0,005		0,004		0,031
Intakt mit Druckentlastung	0,345	0,036	0,08	0,02	0,068	0,003	0,552
Intakt ohne Druckentlastung (Kernmaterial im RDB)	0,13	0,06	0,06	0,009	0,014	0,044	0,317

Anmerkung:

Bei allen Endzuständen bis auf den letzteren durchdringt die Schmelze langfristig das Fundament.

1) vgl. Seite 223

KSZ Kernschadenzustände

LDE DE-Heizrohrlecks

LDH Lecks am Druckhalter

RDB Reaktordruckbehälter

T Transienten

TNS Notstromfall

6.6.4 Freisetzungspfade und Freisetzungskategorien für Radionuklide

Die Unfallauswirkungen außerhalb der Anlage hängen vor allem von der Menge freigesetzter Radionuklide ab. Für die Bewertung der Freisetzung sind neben dem oben beschriebenen Zustand des Sicherheitsbehälters auch die in Tabelle 6.11 angegebenen Freisetzungspfade von Bedeutung. Die Tabelle enthält zusammenfassend für die hier vorkommenden Freisetzungskategorien in der ersten Spalte den Namen (FKA bis FKJ; FKD und FKG sind für SB-Bypässe in den Ringraum vorgesehen, die hier wegen

ihrer geringen Häufigkeit nicht vorkommen). In den folgenden Spalten stehen der jeweilige Freisetzungspfad zur Atmosphäre, die in die Atmosphäre freigesetzten Anteile der angegebenen Radionuklide, sowie die Beiträge der einzelnen auslösenden Ereignisse zu den jeweiligen Freisetzungskategorien.

In den drei rechten Spalten der Tabelle 6.11 sind als Ergebnis der Unsicherheitsanalyse der Erwartungswert sowie die 5%-, 50%- und die 95%-Fraktile für die Häufigkeit der jeweiligen Freisetzungskategorie angegeben. Diese Fraktile sind ein Maß für die Aussagesicherheit. Beispielsweise ist man sich für die Freisetzungskategorie FKA zu 95 % (bzw. 50 %) sicher, dass sie nicht häufiger als $8,6 \cdot 10^{-7}/a$ (bzw. $0,52 \cdot 10^{-7}/a$) auftritt. Der Erwartungswert für FKA beträgt $2,1 \cdot 10^{-7}/a$.

Bei einem Versagen des Reaktordruckbehälter-Bodens unter Hochdruck muss nicht nur mit einer Beschädigung des Sicherheitsbehälters, sondern auch mit Folgeschäden am Ringraum gerechnet werden. Deshalb werden die Radionuklide in diesen Fällen direkt aus dem Sicherheitsbehälter in die Umgebung freigesetzt (FKA). Bei weniger energetischen Vorgängen - z.B. beim Durchschmelzen eines Sumpfansaugrohres - gelangen die Radionuklide aus dem Sicherheitsbehälter in den zunächst intakten Ringraum, wo bei Überdruck voraussichtlich als erstes die Lüftungsklappen der betrieblichen Lüftung versagen. Damit gelangen die Radionuklide nach einer gewissen Verweilzeit im Ringraum ungefiltert durch die Lüftungskanäle in die Umgebung (FKE). Bei geringer Leckage zum Ringraum reicht die dort installierte gefilterte Störfall-Ringraumabsaugung aus. In diesem Fall ist die auf diesem Pfad freigesetzte Radionuklidmenge gering (FKJ).

Bei einer gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters kann es zu brandbedingten Schäden am Abluftsystem kommen. Je nach Art des Schadens werden die Radionuklide in Kaminhöhe (FKI) oder in Dachhöhe (FKH) freigesetzt. Falls auch der Filter durch Brandeinwirkung beschädigt wird, ist die Freisetzung ungefiltert (FKF).

Das Verhalten der Radionuklide während der verschiedenen Unfallphasen wurde überwiegend anhand von MELCOR-Resultaten abgeschätzt. Tabelle 6.11 enthält für die Edelgase (Krypton, Xenon) sowie für die radiologisch bedeutenden Radionuklide Cäsium und Jod die Anteile des Kerninventars, die in die Atmosphäre freigesetzt werden.

Tab. 6.11 Wahrscheinlichkeiten für den Übergang von Kernschadenzuständen zu Freisetzungskategorien

Freisetzungskategorien				
Name	Freisetzungspfad zur Atmosphäre ¹⁾	Freisetzungsteile		
		Kr, Xe	Cs	J
FKA	SB → beschädigter RR → Umgebung oder Freisetzung durch unbedecktes DE-Heizrohrleck	~ 1,0	> 0,5	> 0,5
FKB	SB → betriebl. SB-Lüftung → Umgebung oder SB → RR früh → betriebl. RR-Lüft. → Umgebung	~ 1,0	0,13 ... 0,24	0,14... 0,23
FKC	Freisetzung durch bedecktes DE-Heizrohrleck	~ 1,0	0,02 ... 0,05	0,015
FKE	SB → RR spät → betriebl. RR- Lüftung → Umgebung	~ 0,9 spät	2,4E-4 ... 6E-3	0,055
FKF	SB → Venting ungefiltert Dachhöhe oder erhöhte SB-Leckage → RR → Umgebung	~ 0,9 spät	6E-6 ... 1,2E-4	0,0275
FKH	SB → Venting gefiltert Dachhöhe	~ 0,9 spät	2E-7 ... 1E-5	0,0001
FKI	SB → Venting gefiltert Kaminhöhe	~ 0,9 spät	2E-7 ... 1E-5	0,0001
FKJ	Auslegungsgemäße SB-Leckage → gefilterte Störfall-RR-Absaugung	~ 0,9 spät	3E-10 ... 2E-8	0,0001

- 1) alle Freisetzungskategorien außer FKJ
haben zusätzlich Erdboden-Kontamination
- 2) vgl. Seite 223
- DE Dampferzeuger

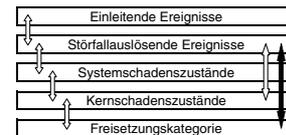
- E-Wert Erwartungswert
FKA-FKJ Freisetzungskategorien
LDE DE-Heizrohrlecks
LDH Lecks am Druckhalter

Generell nimmt die Häufigkeit der Freisetzungskategorien mit zunehmender Unfallauswirkung ab. Gefilterte Freisetzungen (FKH bis FKJ) machen im Mittel etwa 75 % aller Abläufe aus. Die ungefilterten Freisetzungen geschehen überwiegend spät im Unfallablauf (FKE, FKF). Ihr Häufigkeitsanteil beträgt 18 %. Es verbleiben etwa 8 % aller Abläufe mit sehr hohen und frühen Freisetzungen. Der Hauptbeitrag hierzu kommt vom Dampferzeuger-Heizrohrbruch mit von Wasser unbedeckter Leckstelle und von Fällen mit einem Hochdruckversagen des Reaktordruckbehälters (FKA).

Freisetzungskategorien und Unsicherheitsbereiche der Häufigkeiten der

Übergangswahrscheinlichkeiten der Kernschadenzustände für die auslösenden Ereignisse ²⁾ (Bezeichnung, Anteile)						Häufigkeit der Freisetzungskategorie (10 ⁻⁷ /a)		
L < 25	L > 25	LDH	LDE	TNS	T	5%- Fraktile	E-wert/ 50%- Fraktile	95%- Fraktile
0,53	0,10	0,15	0,07	0,10	0,05			
			0,06	0,01		0,025	2,1/ 0,52	8,6
						0,001	0,13/ 0,008	0,1
			0,01			0,003	0,23/ 0,04	0,84
0,04	0,004	0,009		0,008		0,17	1,4/ 0,77	4,5
0,013				0,068		0,10	2,1/ 0,79	7,6
0,076	0,007	0,02				0,09	2,6/ 1,1	8,9
0,256	0,024	0,058				0,93	8,8/ 4,2	26,6
0,13	0,06	0,06		0,014	0,044	0,63	7,7/ 3,1	24,9

RR Reaktorgebäude Ringraum
 SB Sicherheitsbehälter
 T Transienten
 TNS Notstromfall



Wenn die Leckstelle beim Dampferzeuger-Heizrohrbruch unter Wasser liegt, dann ist die Freisetzung erheblich niedriger (FKC) als bei einem unbedeckten Leck (FKA). Eine primärseitige Druckentlastung könnte die Freisetzung vor allem bei den Fällen mit unbedecktem Heizrohrleck erheblich reduzieren. Wegen verbleibender Unsicherheiten über die Durchführbarkeit einer primärseitigen Druckentlastung unter den hier vorliegenden Umständen, und da mögliche unerwünschte Folgen (u.a. plötzliche Freisetzung von Wasserstoff in den nicht dampfinertisierten Sicherheitsbehälter durch die Berstscheibe des Abblasetanks) noch nicht ausreichend untersucht sind, wurde diese

Möglichkeit nicht berücksichtigt. Da die Unfallfolgen bei Dampferzeuger-Heizrohrlecks sehr hoch sein können, sollten diese Fragen weiter verfolgt werden.

Die Tabelle 6.12 zeigt den Zusammenhang zwischen den Freisetzungskategorien und den Merkmalen des Kernschadenzustands „Druck im Reaktorkühlkreislauf“ und „Zeit vom auslösenden Ereignis zum Kernschadenzustand“ (vgl. Tabelle 5.11). Auf Grund der in Tabelle 6.12 unterschiedenen Merkmale können die Kernschadenzustände 6 und 7 (Mitteldruck, 4 – 12 h) bzw. die Kernschadenzustände 10 und 11 (Hochdruck, 2 - 4 h) jeweils zusammengefasst werden. Außerdem wird Kernschadenzustand 8 (Mitteldruck, > 12) wegen seiner relativ geringen Ergebnisrelevanz mit den Kernschadenzuständen 6 und 7 zusammengefasst. Folgende Zuordnungen sind zu erkennen:

- Die Freisetzungskategorie FKA ergibt sich aus Kernschadenzuständen mit Hochdruck (RDB-Versagen bei hohem Druck) und mit Mitteldruck (überwiegend unbedeckte Dampferzeuger-Heizrohrlecks).
- Die Freisetzungskategorie FKC, die ausschließlich aus dem Dampferzeuger-Bypass mit Wasserüberdeckung des Heizrohrs stammt, hat beim Kernschadenzustand Mitteldruck.
- Die Freisetzungskategorie FKE mit einem späten Versagen des Sicherheitsbehälters durch Kernschmelzeinfluss ergibt sich einerseits aus (Niederdruck-) Leckstörfällen und andererseits aus Hochdruckfällen (Transienten), die bis zum Versagen des Reaktordruckbehälters zwar eine passive Druckentlastung erfahren, bei denen aber die primärseitige Bespeisung nicht funktioniert.
- Die Freisetzungskategorie FKF setzt sich vor allem aus Niederdruckfällen zusammen, bei denen der Filter des Druckentlastungssystems brandbedingt beschädigt wird, und aus Hochdruckfällen (Transienten) mit Ausfall der Notstromversorgung, bei denen die Leckabsaugung an Durchdringungen des Sicherheitsbehälters wegen des Stromausfalls nicht in Betrieb ist und bei denen der über Leckagen in den Ringraum gelangende Wasserstoff dort zu Bränden führt.
- Freisetzungskategorie FKI mit der auslegungsgemäßen Druckentlastung des Sicherheitsbehälters kommt bei allen Fällen mit Versagen des Reaktordruckbehälters vor, soweit sie nicht einer Freisetzungskategorie mit höherer Freisetzung zuzuordnen sind.

- Freisetzungskategorie FKJ entsteht aus den Hoch- und Mitteldruckfällen, die nach Druckabfall zu Niederdruckfällen werden, bei denen durch eine Bespeisung des Primärsystems die Kernmaterialien im RDB zurückgehalten werden können.

6.7 Ergebnisunsicherheiten

Die Unsicherheitsanalyse der Ereignisbaumauswertung wurde mit dem Programmsystem SUSA /KLO 99/ durchgeführt. Sie befasst sich mit den Kenntnisstandunsicherheiten (auch als epistemische Unsicherheiten bezeichnet) und erfolgte mit Hilfe einer Monte-Carlo-Simulation. Der Stichprobenumfang betrug dabei 5.000, d.h. 5.000 Auswertungen des Ereignisbaums mit jeweils anderen Werten der epistemischen Unsicherheiten. Bei letzteren handelt es sich um unsichere Eingabedaten des Ereignisbaums. Der Kenntnisstand hierzu wurde mittels subjektiver Wahrscheinlichkeitsverteilungen ausgedrückt. Beispiele hierfür sind in den Diskussionen des Abschnitts 6.5 zu finden. Im Bereich der Stufe 2 wurden zu insgesamt 120 unsicheren Eingabedaten subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen spezifiziert. Vorgänge mit besonders zahlreichen unsicheren Eingabedaten sind die Wasserstoffverbrennung (z.B. Zündwahrscheinlichkeiten oder Parameter zur Berechnung der Wasserstoffverteilung im Sicherheitsbehälter), die Dampfexplosion (Parameter zur Berechnung der mechanischen Energiefreisetzung) und die Druckbelastung des Sicherheitsbehälters durch verschiedene Phänomene (z.B. Kühlmittelverlust, Wasserstoffbrand, Schmelze-Beton-Wechselwirkung). Eine eingehendere Beschreibung der unsicheren Eingabedaten ist zusammen mit den spezifizierten Verteilungen in /LÖF 00/ enthalten. Zusätzlich wurden epistemische Unsicherheiten aus der PSA der Stufe 1 in die Ereignisbaumanalyse übernommen. Die in Stufe 1 ermittelte gemeinsame subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung der zu erwartenden Eintrittshäufigkeiten der Kernschadenzustände wurde für die Unsicherheitsanalyse in Form einer Stichprobe vom Umfang 5.000 an Stufe 2 übergeben. Damit kann die epistemische Unsicherheit der Endergebnisse, z.B. der zu erwartenden Eintrittshäufigkeiten der Freisetzungskategorien, auf Grund der Beiträge aus Stufe 1 und aus Stufe 2 ausgewiesen werden.

Neben den mit subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen versehenen Eingabedaten enthält der Ereignisbaum auch sehr viele Daten, für die nur Punktwerte eingegeben werden. Diese Daten sind entweder genau bekannt, oder ihre Unsicherheit wurde als nicht entscheidend für die Ergebnisse der PSA der Stufe 2 und deren Unsicherheit eingeschätzt. Ein Überblick über diese Eingabedaten ist ebenfalls in /LÖF 00/ enthalten.

Tab. 6.12 Häufigkeiten der Freisetzungskategorien und der Wahrscheinlichkeiten für

Freisetzungskategorien		
Name	Hauptursache für die Freisetzung ¹⁾	Häufigkeit (10 ⁻⁷ /a)
FKA	Hochdruckversagen des Reaktor-Druckbehälters <i>oder</i> Bypass durch unbedecktes Dampferzeugerleck	2,1
FKB	Versagen des Sicherheitsbehälter-Lüftungsabschlusses	0,13
FKC	Bypass durch bedecktes Dampferzeugerleck	0,23
FKE	Versagen der Sumpfansaugrohre <i>oder</i> Versagen der Sicherheitsbehälter-Druckentlastung	1,4
FKF	Filterschaden durch Wasserstoffbrand <i>oder</i> Ringraumleck durch Wasserstoffbrand	2,1
FKH	Rohrleitungsschaden am Druckentlastungssystem durch Wasserstoffbrand (Filter intakt)	2,6
FKI	Auslegungsgemäße Druckentlastung des Sicherheitsbehälters	8,8
FKJ	Uneingeschränkte Funktion des Sicherheitsbehälters	7,7

1) alle Freisetzungskategorien außer FKJ haben zusätzlich Erdbodenkontamination

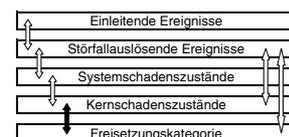
2) vgl. Tabelle 5.11
3) vgl. Tabelle 5.8
FK Freisetzungskategorie

Die Tabelle 6.11 enthält Angaben zu den 5%-, 50%- und 95%-Fraktile der resultierenden subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen der zu erwartenden Eintrittshäufigkeiten der Freisetzungskategorien. Das Verhältnis der 95%-Fraktile zu den 5%-Fraktile ist für die weniger häufigen und gravierenderen Kategorien höher als für die häufigeren und weniger schwerwiegenden Kategorien. Beispielsweise ist das Verhältnis für die Freisetzungskategorie FKA etwa 340, während es bei FKJ etwa 40 beträgt. Dies spiegelt wider, dass die Bewertung seltener Phänomene mit schwerwiegenderen Auswirkungen mit einer höheren epistemischen Unsicherheit verbunden ist als die Bewertung häufigerer mit weniger schwerwiegenden Auswirkungen.

den Übergang von Kernschadenzuständen zu Freisetzungskategorien

Übergangswahrscheinlichkeiten der Kernschadenzustände ²⁾ zu Freisetzungskategorien (Nr. ³⁾ , Primärkreisdruck, Zeitpunkt, Häufigkeit)						
2	3	4	5	6, 7, 8	9	10, 11
ND	ND	MD	MD	MD	HD	HD
2 - 4 h	4 - 12 h	< 2 h	2 - 4 h	> 4 h	< 2 h	2 - 4 h
2,8E-7	8,7E-7	2,7E-7	9,5E-8	3,1E-7	3,1E-7	3,5E-7
0,0				0,51	0,06	0,07
	0,012					0,004
0,0	0,0	0,0	0,0	0,077	0,0	0,0
0,10	0,10			0,013		0,06
0,02	0,027					0,51
0,21	0,20			0,03		
0,67	0,65			0,10		0,0
0,0	0,0	0,93	0,82	0,25	0,81	0,34

HD Hochdruck
MD Mitteldruck
ND Niederdruck



Die Abbildung 6.9 zeigt zusammenfassend die simulativ gewonnenen subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen der zu erwartenden Eintrittshäufigkeiten der Freisetzungskategorien. Die Abbildung zeigt die 5%-, 25%-, 50%-, 75%- und 95%-Fraktilen, sowie den Erwartungswert der ermittelten Häufigkeiten. Beispielsweise liegt die zu erwartende Eintrittshäufigkeit der Freisetzungskategorie FKA in 95 % aller Auswertungen unter dem Wert $8,6 \cdot 10^{-7}/a$. Damit kommt zum Ausdruck, dass 95 % des gemeinsamen Einflusses aller berücksichtigten epistemischen Unsicherheiten unter diesem Wert liegen, oder mit anderen Worten: Die zu erwartende Eintrittshäufigkeit liegt mit subjektiver Wahrscheinlichkeit 0,95 unter $8,6 \cdot 10^{-7}/a$.

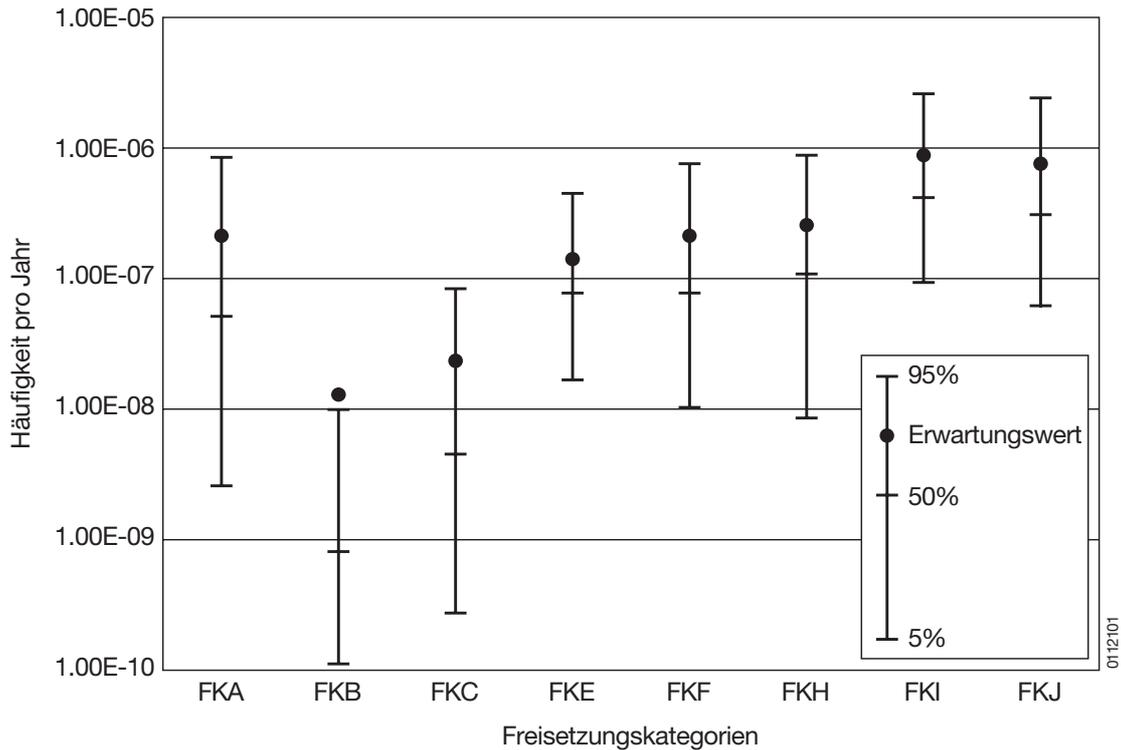


Abb. 6.9 Subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen der zu erwartenden Eintrittshäufigkeiten der Freisetzungskategorien

Für die weniger gravierenden Kategorien FKJ und FKI liegen die Fraktile der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilung ihrer zu erwartenden Eintrittshäufigkeit stets über denen aller anderen Kategorien. Diese günstige Aussage wird dadurch eingeschränkt, dass für die Kategorie FKA (sehr hohe Freisetzungen) mit nicht unerheblicher subjektiver Wahrscheinlichkeit nennenswerte Eintrittshäufigkeiten berechnet werden. Bei sehr hohen Fraktile der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen ist die Häufigkeit für FKA die dritthöchste unter allen Kategorien. Ein Vergleich auf der Basis der Fraktileangaben der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen in Tabelle 6.11 zeigt, dass sich bei einer Risikobetrachtung im Sinne eines Produktes aus Schadensausmaß und Häufigkeit Kategorie FKA als dominant erweisen dürfte.

Die Unsicherheitsanalyse ist auch mit einer Sensitivitätsanalyse verbunden. Damit lassen sich die Hauptursachen für die Ergebnisunsicherheiten ermitteln. Die Sensitivitätsanalyse wurde auf den Bereich der PSA der Stufe 2 beschränkt. Die relative Bedeutung der Beiträge von Unsicherheiten aus der Stufe 1 kann somit nicht ausgewiesen werden.

Als Ursache für die erhebliche Unsicherheit über die zu erwartende Eintrittshäufigkeit der Freisetzungskategorie FKA erwies sich hauptsächlich die epistemische Unsicherheit über die Temperatur der Hauptkühlmitteleitung. Diese Temperatur beeinflusst die Wahrscheinlichkeit für den primärseitigen Druckabfall.

Die Freisetzungen FKB und FKC haben mit sehr hoher subjektiver Wahrscheinlichkeit eine nur sehr geringe zu erwartende Eintrittshäufigkeit. Die hohen Häufigkeitswerte für FKB, welchen insgesamt nur sehr niedrige subjektive Wahrscheinlichkeit zugeordnet wird, hängen vor allem mit der Wasserstoffentstehung im Reaktordruckbehälter zusammen. Diese verursacht in seltenen Fällen Detonationen, durch die der Sicherheitsbehälter nicht direkt durch Innendruck, sondern durch indirekte mechanische Einwirkungen an seinen Durchführungen ein Leck erhält.

Die zu erwartende Eintrittshäufigkeit der Kategorie FKE liegt mit hoher subjektiver Wahrscheinlichkeit (0,95) unter $0,45 \cdot 10^{-6}/a$. Hauptsächlich Beitrag zur Breite der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilung ist hier die Unsicherheit über die Versagenswahrscheinlichkeit der Sumpfsaugrohre unter Kernschmelzeinfluss und über die Ausfallwahrscheinlichkeit der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters.

Eindeutig dominierende Beiträge zur Unsicherheit der zu erwartenden Eintrittshäufigkeit der Freisetzung FKF konnten nicht identifiziert werden.

Die subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung der zu erwartenden Eintrittshäufigkeit der Freisetzung FKH drückt erhebliche Unsicherheit aus. Die hauptsächlichsten Unsicherheitsbeiträge stehen im Zusammenhang mit der Bewertung von Zündquellen im Abluftkanal bei der gefilterten Druckentlastung des SB.

Die zu erwartenden Eintrittshäufigkeiten der Freisetzungen FKI und FKJ verhalten sich tendenziell konträr zu jenen der anderen Freisetzungen, d.h. wenn für eine zufällig gewählte Kombination von Werten unsicherer Eingabedaten die errechneten Eintrittshäufigkeiten der anderen Freisetzungen sinken, so ergeben sich für FKI und FKJ in der Tendenz höhere Eintrittshäufigkeiten und umgekehrt. Deshalb sind die hauptsächlichsten Unsicherheitsbeiträge zur Eintrittshäufigkeit von FKI und FKJ dieselben wie für die Eintrittshäufigkeiten der anderen Freisetzungen, allerdings mit umgekehrter Einflussrichtung.

6.8 Erkenntnisse zu den PSA-Methoden und zum Anlagenverhalten

6.8.1 PSA-Methoden

Mit der probabilistischen Analyse von kernzerstörenden Unfällen ausgehend von Kernschadenzuständen bis hin zur Ermittlung von Freisetzungskategorien hat die hier vorliegende Untersuchung die Methode der Ereignisbaumanalyse in Deutschland anlagenspezifisch evaluiert. Diese Methode erlaubt die Nachbildung sehr komplexer Zusammenhänge, die Berücksichtigung unsicherer Daten und Annahmen und die Behandlung der zahlreichen möglichen Kernschadenzustände und Verzweigungen des Ablaufs in einer einheitlichen rechentechnischen Formulierung. Damit wird ein über die deterministischen Analysen hinausgehender Kenntniserwerb möglich. Insbesondere das Auffinden sensitiver Abhängigkeiten und Unsicherheiten kann mit dieser Methode unter Verwendung von Monte-Carlo-Simulationen geleistet werden. Dazu trägt vor allem auch die weitgehend vollständige Abbildung des gesamten Ablaufs einschließlich menschlicher Handlungen bei, die von deterministischen Analysemethoden bei weitem und auf lange Sicht noch nicht erreicht werden kann.

Die Ereignisbaumanalyse geht grundsätzlich von Diskretisierungen des Unfallablaufs aus. Stetige Größen, wie z.B. Druck oder Zeit werden dabei in Kategorien eingeteilt, z.B. in hohen, mittleren oder niedrigen Druck. Damit ist eine inhärente Schwäche der Methode verbunden, wenn einzelne Größen im Randbereich einer Kategorie liegen. Ferner sind wiederkehrende Vorgänge, wie z.B. das wiederholte Ein- und Ausschalten eines Systems, nur schwer darstellbar. Um diese Nachteile zu vermeiden, sind bei der GRS methodische Entwicklungen im Gange, bei der die stochastische Variabilität unsicherer Parameter in ein deterministisches Rechenprogramm eingefügt wird. Diese Entwicklung ist noch nicht einsatzreif. Sie wird ferner auch auf lange Sicht noch auf Einzelaspekte des Unfallablaufs beschränkt bleiben. Ereignisbaumanalysen wie die hier vorgestellte werden deshalb auch weiterhin erforderlich bleiben.

Die für die hier beschriebene Untersuchung entwickelte konsistente Kopplung der durch Fehlerbaumanalysen ermittelten Kernschadenzustände mit der Ereignisbaumanalyse des Unfallablaufs ermöglicht es, besonders relevante Resultate, z.B. die Häufigkeit großer Freisetzungen von Radionukliden, auf die grundlegenden Ursachen auf der Ebene der Systemausfälle zurückzuführen. So können etwaige Schwachstellen der Anlage eingegrenzt und benannt werden.

6.8.2 Anlagenverhalten

In etwa 32 % aller Kernschmelzfälle beginnt eine primärseitige Bespeisung so rechtzeitig, dass das Kernmaterial im Kernbereich oder im unteren Plenum des Reaktordruckbehälters zurückgehalten wird. Eine Bespeisung ist vor allem dann möglich, wenn die Bespeisungssysteme beim Kernschadenzustand wegen hohem Primärkreisdruck zunächst nicht einspeisen können, und wenn anschließend ein Leck am Primärkreis zur Druckentlastung führt. Dieser Ablauf geschieht überwiegend bei einem kleinen Leck am Primärkreislauf oder bei Transienten mit Spannungsversorgung. In den meisten anderen Fällen findet keine Bespeisung statt, so dass ein Versagen des Reaktordruckbehälter-Bodens unter Kernschmelzeinfluss nicht zu verhindern ist.

Bei Hochdruckfällen kann ein Druckabfall kurz vor Reaktordruckbehälter-Versagen durch aktiv ausgelöste Druckentlastungen, durch Lecks an heißen Leitungen oder durch offen bleibende Ventile geschehen. Alle drei Druckentlastungsmöglichkeiten sind im Ereignisbaum berücksichtigt. Es ergibt sich, dass in etwa 90 % aller Fälle mit Hochdruck beim Kernschadenzustand eine Druckentlastung vor dem RDB-Versagen stattfindet. Der Hauptbeitrag stammt vom Versagen der heißen Hauptkühlmittelleitungen.

Bei den Fällen mit Hochdruck beim RDB-Versagen (3,9 % aller Kernschmelzfälle, wobei auch Fälle mit Nieder- und Mitteldruck beim Kernschadenzustand vertreten sind, bei denen zwischen Kernschadenzustand und RDB-Versagen ein Druckanstieg stattfindet) ist als Folge zugleich eine Beschädigung des Sicherheitsbehälters anzunehmen. Dieser Ablauf hat so schwerwiegende Konsequenzen, dass in zukünftigen Analysen die Aussagesicherheit über die Druckentlastungsvorgänge weiter abgesichert werden sollte.

Beim Schmelzeausstoß unter mittlerem Druck aus dem Reaktordruckbehälter-Boden ist ein damit zusammenhängendes Sicherheitsbehälter-Versagen durch den Druckaufbau sehr unwahrscheinlich (0,6 % aller Kernschmelzfälle).

Eine ebenfalls hohe Radionuklidfreisetzung ergibt sich bei einer Umgehung des Sicherheitsbehälters durch ein Dampferzeuger-Heizrohrleck in 7 % aller Kernschadenzustände. Für diesen Ablauf liegen derzeit nur wenige Analysen vor, wegen seiner Bedeutung wären vertiefte Untersuchungen sinnvoll.

Dampfexplosion, Wasserstoffverbrennung und langfristiger Überdruck sind bekannte und seit langem untersuchte Schädigungsmöglichkeiten für den Sicherheitsbehälter. Ein Sicherheitsbehälter-Versagen durch eine Dampfexplosion ist in der Ereignisbaumanalyse nicht vorgekommen, obwohl die beteiligten Parameter mit einer großen Unsicherheitsbandbreite eingegeben worden sind. Durch die Wirkung der Wasserstoff-Rekombinatoren und die Notfallmaßnahme der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters tragen auch die beiden anderen Phänomene nur gering zum Sicherheitsbehälter-Versagen bei. Der Hauptbeitrag zu dieser Art des Sicherheitsbehälter-Versagens (etwa 3 % aller Kernschadenszustände) stammt von einer nicht funktionierenden Druckentlastung.

Eine erst im Verlauf der Untersuchungen erkannte Schädigungsmöglichkeit besteht im Versagen der Sumpfansaugrohre durch die Belastung mit Kernmaterial, so dass ein Leck vom Sicherheitsbehälter zum Ringraum entsteht (etwa 5,5 % aller Kernschadenszustände). Die hierzu erforderlichen Schätzungen zum Verhalten der Kernschmelze und der Sumpfansaugrohre sind mangels einschlägiger Analysen sehr ungenau.

Bei der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters gelangt wasserstoffhaltiges Gas in die Abluftanlage auf dem Dach des Hilfsanlagegebäudes. Verbrennungen und daraus folgende Beschädigungen führen in etwa 10 % aller Kernschadenszustände zu Leckagen an den betreffenden Leitungen, so dass die Freisetzung nicht in Kaminhöhe, sondern in Dachhöhe geschieht. In weiteren 1,5 % aller Kernschadenszustände wird auch der Filter des Druckentlastungssystems beschädigt, so dass die Freisetzung ungefiltert erfolgt. Alle Annahmen im Zusammenhang mit diesen Vorgängen sind sehr ungenau. Eine auslegungsgemäße gefilterte Druckentlastung ohne weitere Schädigungen findet in 34 % der Kernschadenszustände statt.

Nach dem Versagen des RDB-Bodens (in 68 % aller Kernschadenszustände) findet eine Erosion des Fundamentbetons durch die Kernschmelze statt. Es konnten keine belastbaren Argumente dafür gefunden werden, dass dieser Vorgang zum Stillstand kommt, auch dann nicht, wenn die Schmelze mit Wasser bedeckt ist. Deshalb ist in diesen Fällen langfristig von einer vollständigen Penetration des Fundaments und einer Kontamination des Erdbodens auszugehen.

Weitere Schädigungsmöglichkeiten für den Sicherheitsbehälter sind nicht festgestellt worden.

Das Verhalten und die Freisetzung von Radionukliden wurde für alle Versagensarten des Sicherheitsbehälters abgeschätzt. Dabei wurde u.a. auch der Weg der Radionuklide durch den Ringraum und die dortigen Lüftungsanlagen verfolgt. Alle Freisetzungen wurden in 8 Freisetzungskategorien eingeteilt. Generell gilt, dass die quantitativen Angaben zur Menge freigesetzter Radionuklide mit großen Unsicherheiten behaftet sind.

Zusammenfassend ist festzustellen:

Bei 32 % aller Kernschadenzustände (Häufigkeit etwa $8 \cdot 10^{-7}/a$) wird das Kernmaterial im Reaktordruckbehälter zurückgehalten. Es geschehen nur sehr geringe Freisetzungen über die gefilterte Störfall-Ringraumabsaugung. Der Hauptbeitrag zu diesen Abläufen stammt von Kernschadenzuständen mit Hochdruck beim Kernschadenzustand, bei denen das Versagen einer Hauptkühlmittelleitung zu einem Druckabfall und dadurch zu einer Bespeisung durch Not- und Nachkühlsysteme führt.

44 % aller Kernschadenzustände (etwa $11 \cdot 10^{-7}/a$) haben eine begrenzte Freisetzung über die Filter der Sicherheitsbehälter-Druckentlastung. Diese Freisetzungsort ist zu erwarten, wenn der Reaktordruckbehälter durch die Kernschmelzeinwirkung versagt, aber ansonsten keine Phänomene auftreten, die den Sicherheitsbehälter oder den Filter des Druckentlastungssystems in besonderer Weise belasten.

In 1,5 % aller Kernschadenzustände (etwa $0,3 \cdot 10^{-7}/a$) wird bei ansonsten intaktem Sicherheitsbehälter der Filter des Druckentlastungssystems durch Wasserstoffbrand beschädigt, so dass eine späte ungefilterte Freisetzung erfolgt. Eine ähnlich hohe Radionuklidfreisetzung wird bei Notstromausfall in 7 % aller Kernschadenzustände (etwa $1,7 \cdot 10^{-7}/a$) angesetzt, wenn ungefilterte SB-Leckagen durch den Ringraum in die Umgebung gelangen.

In 6 % aller Kernschadenzustände (etwa $1,5 \cdot 10^{-7}/a$) versagt der Sicherheitsbehälter relativ spät wegen Ausfall der Druckentlastung durch Überdruck oder durch das Durchschmelzen eines Sumpfansaugrohres. Die Freisetzung erfolgt aus dem Sicherheitsbehälter durch den Ringraum und dann ungefiltert durch die Kanäle der betrieblichen Ringraum-Lüftung.

In 0,5 % aller Kernschadenzustände (etwa $0,1 \cdot 10^{-7}/a$) geschieht eine frühe ungefilterte Freisetzung, weil der Lüftungsabschluss des Sicherheitsbehälters nicht funktioniert, oder weil ein Wasserstoffbrand zu einem Leck am Sicherheitsbehälter führt.

Bei 5 % aller Kernschadenzustände (etwa $1,3 \cdot 10^{-7}/a$) geschieht eine hohe Freisetzung durch ein Dampferzeuger-Heizrohrleck und den Sekundärkreislauf. Die Untersuchungen zu Ablauf und Radionuklidfreisetzung für dieses auslösende Ereignis sollten noch vertieft werden.

Bei 3,9 % aller Kernschadenzustände (etwa $1 \cdot 10^{-7}/a$) herrscht hoher Druck beim Versagen des Reaktordruckbehälter-Bodens, so dass sich anschließend auch eine Beschädigung des Sicherheitsbehälters und eine sehr hohe Freisetzung ergibt. Hauptbeiträge stammen aus Abläufen mit kleinen Lecks an Hauptkühlmittelleitungen oder am Dampferzeuger, bei denen durch den Kernabsturz in das noch wassergefüllte untere Plenum kurz vor den RDB-Versagen ein hoher Druck aufgebaut wird. Weitere Beiträge stammen aus Fällen mit hohem Druck beim Kernschadenzustand, bei denen weder eine aktive noch eine passive Druckentlastung stattfindet.

Bei allen Kernschadenzuständen, bei denen der Reaktordruckbehälter versagt, erodiert die Schmelze langfristig den Fundamentbeton und gelangt in das Erdreich.

Die genannten Häufigkeiten sind die Erwartungswerte der in der PSA ermittelten Verteilungen.

7 PSA der Stufe 1 für den Nichtleistungsbetrieb

7.1 Einführung

Die zur Durchführung der PSA für den Leistungsbetrieb herangezogene Basis-PSA enthielt keine Analysen zu auslösenden Ereignissen während des Nichtleistungsbetriebs. Zur Einbeziehung des Nichtleistungsbetriebs in die probabilistische Sicherheitsbewertung der Anlage wurden die vorhandenen Methoden der PSA für den Leistungsbetrieb auf die Anlagenzustände des Nichtleistungsbetriebs übertragen und - soweit erforderlich - um spezifische Vorgehensweisen ergänzt.

Die erforderlichen Ergänzungen betrafen insbesondere:

- Die Ermittlung von Betriebsphasen beim Nichtleistungsbetrieb am Beispiel einer Revision zum Brennelementwechsel (siehe Abschnitt 7.2).
- Die Ermittlung von auslösenden bzw. einleitenden Ereignissen und ihren Eintrittswahrscheinlichkeiten (siehe Abschnitt 7.3).
- Die Anpassung der Daten für gemeinsam verursachte Ausfälle an die Betriebsbedingungen des Nichtleistungsbetriebs (siehe Abschnitt 7.4.1).
- Die Analyse und Bewertung von Personalhandlungen, soweit sie auf der Basis von Erfahrungen aus der betrieblichen Praxis durchgeführt werden (siehe Abschnitt 7.4.1),
- die Ermittlung der zeitabhängigen Nichtverfügbarkeiten technischer Einrichtungen während einer Revision (siehe Abschnitt 7.4.2 bis 7.4.9).

Der Nichtleistungsbetrieb umfasst das Abfahren der Anlage, den abgeschalteten Zustand und das Anfahren bis zum Erreichen des Betriebs mit konstanter Leistung. Zweck einer geplanten Abschaltung aus dem ungestörten bestimmungsgemäßen Betrieb kann die Durchführung von Instandsetzungen, die Revision der Anlage einschließlich dem Wechsel von Brennelementen oder - bei einer länger dauernden Abschaltung - die Nachrüstung der Anlage sein. Eine - nicht geplante - Abschaltung kann bei Störungen oder Störfällen erforderlich werden. In diesen Fällen erfolgt in der Regel eine automatische oder von Hand ausgelöste Reaktorschnellabschaltung.

Während des Nichtleistungsbetriebs werden verschiedene Betriebsphasen durchlaufen. Dabei kann sich der physikalische und systemtechnische Zustand der Anlage wesentlich ändern. Beispiele sind:

- Physikalische Zustandsänderungen:
 - Druck, Temperatur und Füllstand des Primär- und Sekundärkreises
 - Öffnen bzw. Schließen des Reaktordruckbehälters
- Systemtechnische Zustandsänderungen:
 - Betriebsweise und Verfügbarkeit von betrieblichen Systemen
 - Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme
 - Anzahl der wirksamen Barrieren

Die vorliegende PSA zum Nichtleistungsbetrieb untersucht interne auslösende und einleitende Ereignisse (siehe Abschnitt 7.3). Übergreifende interne und externe Ereignisse wurden nicht in die Untersuchungen einbezogen, da dies den Analyseaufwand sehr stark erhöht hätte. Es kann allerdings nicht ausgeschlossen werden, dass solche Ereignisse einen erheblichen Risikobeitrag liefern. Außerdem wurden mögliche Auswirkungen einer störungsbedingten Deborierung des Kühlmittel auf das Kritikalitätsverhalten des Reaktorkerns nicht berücksichtigt, da diese Vorgänge bisher nicht in belastbarer Weise rechnerisch simuliert werden können.

Reparaturmaßnahmen und Maßnahmen des präventiven anlageninternen Notfallschutzes wurden nicht in die Bewertung einbezogen. Erprobte Methoden zur Berücksichtigung dieser Maßnahmen sowie für die Stufe 2 einer PSA für den Nichtleistungsbetrieb liegen derzeit nicht vor.

7.2 Betriebsphasen

Die vorliegende Untersuchung bezieht sich auf eine Revision mit Brennelementwechsel. Der Nichtleistungsbetrieb beginnt mit dem Einfahren der Steuerstäbe aus dem bestimmungsgemäßen Betrieb mit dem Ziel der nuklearen Abschaltung der Anlage. Der Nichtleistungsbetrieb ist beendet, wenn nach dem Wiederauffahren der konstante Leistungsbetrieb erreicht ist.

In der Referenzanlage sind vier verschiedene Revisionstypen vorgeplant:

- eine 7-tägige Kurzrevision mit Brennelementumladung
- eine 14-tägige Standardrevision

- eine 21-tägige Revision mit umfangreicher Armaturenprüfung
- eine 28-tägige Revision mit Druckprobe des Reaktordruckbehälters

Der vorliegenden Untersuchung liegt die 14-tägige Standardrevision am Beispiel der Revision 1995 zu Grunde. Alle Betriebsphasen, die in dieser Revision durchfahren werden, treten auch bei den anderen Revisionstypen auf. Handlungen und Maßnahmen, die nur in den anderen Revisionstypen vorkommen, wurden nicht untersucht.

Zur Beschreibung der sich verändernden systemtechnischen und physikalischen Zustände wird der Revisionsablauf für die Untersuchungen in der PSA in Betriebsphasen unterteilt. Die Betriebsphasen werden so gewählt, dass der systemtechnische Zustand der Anlage innerhalb einer Phase möglichst konstant ist, während sich der physikalische Zustand innerhalb einer Phase ändern kann.

Die untersuchte 14-tägige Revision wurde deshalb so unterteilt, dass innerhalb einer bestimmten Betriebsphase möglichst keine Veränderungen in der Betriebsweise und im Umfang der elektrischen Freischaltungen auftreten. Unter dieser Voraussetzung wurden 13 Betriebsphasen definiert. Sie sind in Tabelle 7.1 jeweils durch die wesentlichen systemtechnischen und physikalischen Merkmale charakterisiert. Diese Unterteilung ist anlagenspezifisch und nicht ohne weiteres auf andere Anlagen übertragbar. Bei der in Tabelle 7.1 als „ $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb“ bezeichneten Betriebsweise wird der Füllstand auf $\frac{3}{4}$ des Durchmessers der Hauptkühlmittelleitung abgesenkt. Diese Betriebsweise wird auch als „Mitte-Loop-Betrieb“ bezeichnet.

7.3 Auslösende Ereignisse

Wie bei der PSA für den Leistungsbetrieb werden zunächst auslösende Ereignisse identifiziert. Beim Nichtleistungsbetrieb sind zwei Klassen von auslösenden Ereignissen zu unterscheiden:

1. Ereignisse, bei denen die Systemfunktionen zur Brennelementkühlung nicht im erforderlichen Umfang verfügbar sind.
2. Ereignisse, durch die größere Mengen Deionat im Primärkreis gebildet oder in den Primärkreis eingetragen werden.

Tab. 7.1 Betriebsphasen einer 14-tägigen Standardrevision der Referenzanlage

Kenn- zeichnung	Physikalische Zustandsänderungen / Systemtechnische Merkmale
(1) A0	Leistungsabsenkung bis auf den Zustand unterkritisch heiß / Reaktorschutzsignale und Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme wie im Leistungsbetrieb
(1) A1	Abfahren über die Dampferzeuger bis auf Primärkreisdruck 31 bar und Primärkreistemperatur 120 °C / Alle Reaktorschutzsignale sind weiterhin wirksam
(1) B1	Abkühlen des Primärkreises in den Zustand drucklos kalt / Inbetriebnahme des Nachkühlsystems bei 120 °C; Druckspeicher und Hochdruck-Pumpen werden freigeschaltet
(1) B2	Füllstandsabsenken auf $\frac{3}{4}$-Loop, $\frac{3}{4}$-Loop-Betrieb / Kern im Reaktordruckbehälter, Primärkreis druckdicht verschlossen
(1) C	Öffnen des Reaktordruckbehälters, $\frac{3}{4}$-Loop-Betrieb / Kern im Reaktordruckbehälter, Primärkreis nicht druckdicht verschlossen, Dichtschütz zwischen Absetz- und Brennelementbecken gesetzt
(1) D	Fluten der Reaktorgrube, Ausladen der Brennelemente / Kern ganz oder teilweise im Reaktordruckbehälter, Dichtschütz zwischen Absetz- und Brennelementbecken gezogen
E	Entleeren der Reaktorgrube und des Reaktordruckbehälters / Kern voll ausgeladen, Dichtschütz zwischen Absetz- und Brennelementbecken gesetzt, Arbeiten bei Unterkante Kreislauf
(2) D	Auffüllen der Reaktorgrube, Einladen der Brennelemente / Kern ganz oder teilweise im Reaktordruckbehälter, Dichtschütz zwischen Absetz- und Brennelementbecken gezogen
(2) C	Füllstandsabsenkung auf $\frac{3}{4}$-Loop, Schließen des Reaktordruckbehälters / Kern im Reaktordruckbehälter, Primärkreis nicht druckdicht verschlossen, Dichtschütz zwischen Absetz- und Brennelementbecken gesetzt
(2) B2	Evakuieren und Auffüllen des Primärkreises / Kern im Reaktordruckbehälter, Primärkreis druckdicht verschlossen
(2) B1	Aufheizen des Primärkreises mit den Hauptkühlmittelpumpen / Alle Reaktorschutzsignale sind wirksam
(2) A1	Entborieren des Kühlmittels und Kritischmachen des Reaktors / Ziehen von Steuerstäben oder/und Entborieren
(2) A0	Leistungserhöhung bis zur vorgegebenen Leistung / Reaktorschutzsignale und Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme wie im Leistungsbetrieb

(1) Betriebsphasen beim Abfahren

(2) Betriebsphasen beim Wiederanfahren

Zur Kühlung der Brennelemente werden auslegungsgemäß in den einzelnen Betriebsphasen bestimmte betriebliche Funktionen genutzt. Bei der ersten Klasse von auslösenden Ereignissen fallen diese betrieblichen Funktionen aus oder sie stehen nicht in erforderlichem Umfang zur Verfügung. Um diese auslösenden Ereignisse zu beherrschen, sind entweder die ausgefallenen betrieblichen Funktionen wiederherzustellen oder es sind andere betriebliche Funktionen und/oder Sicherheitsfunktionen zu nutzen. Die zur Beherrschung auslösender Ereignisse genutzten Systemfunktionen können automatisch oder durch das Personal von Hand aktiviert werden. Da beim Nichtleistungsbetrieb in der Regel viel Zeit für Maßnahmen zur Beherrschung von auslösenden Ereignissen zur Verfügung steht, werden die meisten Systemfunktionen von Hand aktiviert.

Der störungsbedingte Eintrag größerer Mengen von Deionat in den Primärkreis wird auslegungsgemäß durch technische und administrative Maßnahmen verhindert. Wenn diese Maßnahmen ausfallen, werden bei der zweiten Klasse von auslösenden Ereignissen größere Mengen Deionat in den Primärkreis eingetragen, die die Unterkritikalität des Reaktors gefährden können. Außerdem können bei einem Ausfall der primärseitigen Nachwärmeabfuhr während des $\frac{3}{4}$ -Loop-Betriebs durch die Kondensation von im kernverdampftem Primärkühlmittel im Dampferzeuger größere Mengen von Deionat auf der kalten Seite der Dampferzeuger-Primärseite gebildet werden. Dies ist auf die Einstellung einer Gegenstrombegrenzung am Eintritt der Dampferzeuger-Heizrohre für gleichzeitig stagnierendem Naturanlauf zurückzuführen. Wenn das Deionat unvermischt in den Reaktordruckbehälter gelangt, könnte der Reaktorkern durch eine Reaktivitätsexkursion zerstört werden. Bisher gibt es jedoch keine belastbaren Analysen zur Durchmischung eines Deionatpfropfens mit dem borierten Kühlmittel und zu den möglichen Auswirkungen auf den Reaktorkern. Zur Ermittlung auslösender Ereignisse wurden folgende Quellen herangezogen:

- Die Betriebserfahrung mit der Referenzanlage während des Nichtleistungsbetriebs
- Die meldepflichtigen Ereignisse vergleichbarer deutscher Anlagen
- Die internationale Betriebserfahrung
- Erkenntnisse aus PSA zum Nichtleistungsbetrieb für ausländische Anlagen

Tab. 7.2 Auslösende Ereignisse bei Nichtleistungsbetrieb

Auslösendes Ereignis	
Bezeichnung der Ereignisgruppe	Kenn- zeichnung
Bezeichnung des Ereignisses	
Transienten	
Notstromfall - extern	T1.1
Notstromfall - intern	T1.2
Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke	T2
Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser	T3
Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke	T4
Frischdampf-Leck außerhalb Sicherheitsbehälter	T5.1
Frischdampf-Leck innerhalb Sicherheitsbehälter	T5.2
Speisewasser-Leitungsleck im Maschinenhaus	T6.1
Speisewasser-Leitungsleck innerhalb SB; nicht absperrbar	T6.2
Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch	T7
– fehlerhafte Füllstandsabsenkung	T7.1
– Betriebsversagen der Nachkühlketten	T7.2
– Fehlerhafte Anregung der Notkühlsignale	T8
Kühlmittelverluste	
Kleines Primärkreislauf-Leck $F < 25 \text{ cm}^2$	S1
Kleines Primärkreislauf-Leck $25 \text{ cm}^2 < F < 200 \text{ cm}^2$	S2
Fehloffenes Druckhalter-Sicherheitsventil	S3
Mittleres Primärkreislauf-Leck $200 \text{ cm}^2 < F < 500 \text{ cm}^2$	S4
Großes Primärkreislauf-Leck $F > 500 \text{ cm}^2$	S5
Fehloffenes Druckhalter-Abblaseventil durch Wartungsfehler	S6
Fehloffenes Druckhalter-Abblaseventil im Notstromfall	S6/T1
Fehloffenes Druckhalter-Abblaseventil nach TUSA	S6/T2
Dampferzeuger-Heizrohrleck	S7
Leck im Nachkühlsystem im Sicherheitsbehälter	S8.1
Leck im Nachkühlsystem im Ringraum	S8.2
Leck im Volumenregelsystem	S9
Leck am Flutraum/Absetzbecken	S10
Leck in ein angeschlossenes System	S11
Deborierungen	
Lecks aus deionatführenden Systemen	D1
– Dampferzeuger-Heizrohrleck	D1.1
– Leck im Nachkühler	D1.2
– Leck einer Gleitringdichtung	D1.3
– Fehlerhafte Einspeisung in Primärkreislauf	D1.4
Fehlerhaft Deionat im Nachkühlsystem	D2
Deborieren bei Dekontaminationsarbeiten	D3
Entborieren beim Anheben des Füllstands	D4
Fehler beim Borieren zum Abfahren	D5
Fehlerhaftes Entborieren beim Anfahren nach Ausfall aller HKMP	D6/T1
Kritikalitätsereignisse	
Fehlausfahren der Steuerstäbe	K1
Ausfall der Reaktorschnellabschaltung	K2

auslösende Ereignisse, für die die Eintrittswahrscheinlichkeit ermittelt wurde

1) siehe Tabelle 7.1
 HKMP Hauptkühlmittelpumpe
 RDB Reaktordruckbehälter

SB Sicherheitsbehälter
 TUSA Turbinenschnellabschaltung

Betriebsphasen ¹⁾													
Abfahren				Betriebsphasen ¹⁾					Anfahren				
A0	A1	B1	B2	C	D	E	D	C	B2	B1	A1	A0	
RDB geschlossen				RDB offen					RDB geschlossen				
x	x	X	U	U	x	x	x	x	x	x	x	x	x
					x	x	x						
x	X										X	X	
x	X										X	X	
x	X										X	X	
x	X										X	X	
x	X										X	X	
x	X										X	X	
		x	x	x	x		x	x	x	x			
			U						x				
		x	U	U	x		x	x	x	x			
			U										
x	x	x									x	x	x
x	x	x									x	x	x
x	x	x									x	x	x
x	x	x									x	x	x
x	x	x									x	x	x
	x	x	x						x	x	x		
x	x	x									x	x	x
x	x	x									x	x	x
x	x	x									x	x	x
		x	U	U	x	x	x	x	x	x			
		x	U	U	x	x	x	x	x	x			
x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
					x		x						
		x	x	x	x	x	x	x	x	x			
		x	x	x	x	x	x	x	x	x			
		x	x	x	x	x	x	x	x	x			
		x	x	x	x	x	x	x	x	x			
								x					
									x				
	x												
												x	
											x	x	
x													x

■ Betriebsphasen mit hoher Relevanz für das jeweilige auslösende Ereignis

U auslösende Ereignisse, die bis zu Systemschadenszuständen untersucht werden
 x das auslösende Ereignis kann in dieser Betriebsphase auftreten

Die auslösenden Ereignisse wurden den Betriebsphasen zugeordnet, in denen sie auftreten können. Diese Zuordnung führt zu einem Spektrum von auslösenden Ereignissen, das aus Tabelle 7.2 zu ersehen ist. Die auslösenden Ereignisse werden in vier Gruppen unterteilt. Bei den ersten beiden Gruppen, den Transienten und Kühlmittelverlusten, stehen die Systemfunktionen zur Brennelementkühlung nicht mehr zur Verfügung. Bei der dritten Gruppe, den Deborierungen, sind die Systemfunktionen zur Vermeidung des Eintrags von Deionat in den Primärkreis ausgefallen. Bei der vierten Gruppe, den Kritikalitätsereignissen, ist die Brennelementkühlung nicht mehr gewährleistet, da Abschaltssysteme ausfallen und deshalb die Reaktorleistung nicht reduziert werden kann.

Anders als beim Leistungsbetrieb wird beim Nichtleistungsbetrieb in der Gruppe der Transienten zwischen einem Notstromfall - extern und einem Notstromfall - intern unterschieden. Der Notstromfall, der dem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung entspricht, kann durch externe einleitende Ereignisse (z.B. Blitzschlag, Netzausfall) oder durch interne einleitende Ereignisse (Fehlschaltungen bei Wartungsarbeiten) ausgelöst werden. Durch Fehlschaltungen ausgelöste Notstromfälle können im Gegensatz zu externen Notstromfällen nicht in allen Betriebsphasen auftreten und ihre Eintrittswahrscheinlichkeit ist nicht zeitabhängig. Die beiden Fälle werden daher getrennt behandelt.

Für jedes auslösende Ereignis wird in der zweiten Spalte der Tabelle 7.2 ein Kurzzeichen angegeben. Auslösende Ereignisse, für die Wahrscheinlichkeiten pro Revision ermittelt wurden (siehe Abschnitt 7.3.1), sind rosa unterlegt. Die weiteren Spalten der Tabelle 7.2 bezeichnen die Betriebsphasen entsprechend den Kurzbezeichnungen in Tabelle 7.1. Auslösende Ereignisse, die in einer bestimmten Betriebsphase auftreten können, sind in der entsprechenden Spalte mit (x) oder (U) gekennzeichnet. Mit (U) sind auslösende Ereignisse gekennzeichnet, die für die entsprechende Betriebsphase mit Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen untersucht wurden. Bei auslösenden Ereignissen, die in mehreren Betriebsphasen auftreten können, sind die Betriebsphasen mit der höchsten Relevanz grau unterlegt. Sind mehrere Betriebsphasen grau unterlegt, so kann die Betriebsphase mit der höchsten Relevanz erst nach weiteren Untersuchungen bestimmt werden.

Für die auslösenden Ereignisse werden Eintrittswahrscheinlichkeiten während der Revision bzw. während einer Betriebsphase ermittelt. Die ermittelten Wahrscheinlich-

keiten für die in der vorliegenden PSA näher untersuchten auslösenden Ereignisse werden in Abschnitt 7.3.1 behandelt. Diese Ereignisse sind in Tabelle 7.3 zusammengestellt. Sie sind identisch mit den in Tabelle 7.2 rosa unterlegten auslösenden Ereignissen. Die ermittelten Wahrscheinlichkeiten für auslösende Ereignisse, die in der PSA nicht näher untersucht wurden, werden in Abschnitt 7.3.2 diskutiert.

Auslösende Ereignisse, deren Wahrscheinlichkeiten direkt aus der Betriebserfahrung ermittelt werden können, sind in Tabelle 7.3 durch „BE“ gekennzeichnet. Ist ein auslösendes Ereignis noch nie aufgetreten, so ist der Schätzwert der Wahrscheinlichkeit ausschließlich durch die Beobachtungsbasis (Zeitraum oder Anzahl der Revisionen) bestimmt. Bei der relativ geringen Beobachtungsbasis kann dies zu einer starken Überschätzung der tatsächlichen Wahrscheinlichkeit führen. Um in solchen Fällen zu realistischen Abschätzungen zu kommen, wird das auslösende Ereignis (z.B. Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch fehlerhafte Füllstandsabsenkung) auf einleitende Ereignisse zurückgeführt, deren Wahrscheinlichkeit aus der Betriebserfahrung ermittelt werden kann (z.B. fehlerhaftes Offenbleiben eines Ventils). Die auslösenden Ereignisse, die auf einleitende Ereignisse zurückgeführt werden, sind in Tabelle 7.3 durch „FB“ gekennzeichnet.

Die in der Tabelle 7.3 gelb unterlegten auslösenden Ereignisse werden mit Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen weiter untersucht.

7.3.1 Untersuchte auslösende Ereignisse und ihre Wahrscheinlichkeiten

In der PSA wurden nur solche auslösende Ereignisse im Detail untersucht, die typisch für den Nichtleistungsbetrieb sind und von denen wesentliche Beiträge zur Wahrscheinlichkeit von Systemschadenzuständen zu erwarten sind.

- **Ermittlung der Wahrscheinlichkeiten**

Den Wahrscheinlichkeiten, die auf der Basis der Betriebserfahrung ermittelt wurden, liegt eine Auswertung der Betriebserfahrung mit Druckwasserreaktoren in Deutschland für das An- und Abfahren sowie den Stillstand im Zeitraum von 1986 bis 1996 zu Grunde. Bei auslösenden Ereignissen, für die dieser Beobachtungszeitraum zu gering war (z.B. für Lecks), wurde zusätzlich die weltweite Betriebserfahrung mit DWR-Anlagen herangezogen.

Tab. 7.3 Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten für auslösende Ereignisse während der 14-tägigen Standardrevision

Auslösendes Ereignis				
Bezeichnung der Ereignisgruppe	Kennzeichnung		p	W
Bezeichnung des Ereignisses	Ereignis	Betriebsphase		
Transienten				
Notstromfall - extern (20 h $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb)	T1.1	1B2, 1C	4,8E-4	BE
Notstromfall - intern	T1.2	D,E	2,5E-2	BE
Ausfall HWs ohne Ausfall HSpW	T3	1A1	6,6E-3	BE
Ausfall HSpW mit Ausfall der HWs	T4	1A1	3,9E-3	BE
Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch	T7			
– fehlerhafte Füllstandsabsenkung	T7.1	1C	4,9E-6	FB
– Betriebsversagen der Nachkühlketten	T7.2	1B2, 1C	4,8E-5	FB
– Fehlerhafte Anregung der Notkühlsignale ¹⁾	T8	1B2	7,6E-3	BE
Kühlmittelverluste				
Fehloffenes DH-AV durch Wartungsfehler	S6	1A1	6,7E-3	BE
Dampferzeuger-Heizrohrleck < 2 F	S7	1B1	5,0E-4	BE
Leck im Nachkühlsystem < 25 cm ²	S8		5,0E-4	BE
– S8 im Sicherheitsbehälter, RDB geschlossen	S8.1	1B2, 1C	1,25E-4	
– S8 im Ringraum, RDB geschlossen	S8.2	1B2, 1C	1,25E-4	
Leck im Volumenregelsystem < 25 cm ²	S9	1B1	5,0E-5	BE
Leck am Flutraum/Absetzbecken	S10	1D	4,0E-5	FB
Leck in ein angeschlossenes System	S11	1B2,1C	<1,0E-7	FB
Deborierungen				
Lecks aus deionatführenden Systemen	D1			
– Dampferzeuger-Heizrohrleck	D1.1	1B2,1C	5,0E-4	BE
– Leck im Nachkühler	D1.2	1B2,1C	5,0E-4	BE
– Leck einer Gleitringdichtung	D1.3	1B2,1C	9,5E-3	BE
– Fehlerhafte Einspeisung in Primärkreis über Abblasebehälter/Druckhalter	D1.4	1B2	4,6E-6	FB
Fehler beim Borieren zum Abfahren	D5	1A1	2,3E-4	FB
Fehlerhaftes Entborieren beim Anfahren nach Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen	D6/T1	2A1	3,0E-8	FB

 auslösende Ereignisse, die bis zu Systemschadenzuständen untersucht werden
 1) Wahrscheinlichkeit ohne Abkopplung des Reaktorschutzes 3,6E-2
 AV Abblaseventil
 BE Betriebserfahrung

DH Druckhalter
 FB Fehlerbaumanalyse
 HSpW Hauptspeisewasser
 HWs Hauptwärmesenke
 p Wahrscheinlichkeit
 RDB Reaktordruckbehälter
 W Wahrscheinlichkeitsermittlung

Bei der Ermittlung der Wahrscheinlichkeit eines Ereignisses auf der Basis der Betriebserfahrung wird unterschieden, ob das Ereignis von der zeitlichen Dauer der Betriebsphasen oder von bestimmten Handlungen abhängig ist. Ist das Ereignis zeitabhängig, werden die beobachteten Ereignisse auf die kumulierten Zeiten der ausgewerteten Betriebserfahrung bezogen. Die Wahrscheinlichkeit für das Eintreten des Ereignisses innerhalb einer Betriebsphase wird dann auf der Basis der Dauer der Betriebsphase ermittelt. Ein Beispiel hierfür ist der „Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspisewasser“, der zu jedem Zeitpunkt innerhalb der Betriebsphasen beim Abfahren und Anfahren auftreten kann.

Ereignisse, die auf bestimmte Handlungen zurückzuführen und damit unabhängig von der Dauer einer Betriebsphase sind, werden auf die Anzahl der ausgewerteten Betriebsphasen bezogen, in denen sie auftreten können. Ein Beispiel hierfür ist der „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Fehlanregung der Notkühlsignale“, der nur zu einem bestimmten Zeitpunkt während der Füllstandsabsenkung unter den Druckhalterfüllstand von 2,28 m auftreten kann. Bei diesem auslösenden Ereignis wurde berücksichtigt, dass in der Referenzanlage in neun von elf Revisionen der Reaktorschutz in der relevanten Betriebsphase abgekoppelt wurde und somit das Ereignis in diesen Revisionen nicht auftreten konnte.

Bei der Wahrscheinlichkeit für Leckagen sind die unterschiedlichen Randbedingungen in Abhängigkeit vom Leckort und dem Zeitpunkt des Lecks zu berücksichtigen. Ein Leck am Nachkühlstrang (S8) während des $\frac{3}{4}$ -Loop-Betriebs kann entweder innerhalb des Sicherheitsbehälters (S8.1) oder innerhalb des Ringraums (S8.2) auftreten, wobei der Reaktordruckbehälter geschlossen (Betriebsphase 1B2) oder offen (Betriebsphase 1C) sein kann. Die Wahrscheinlichkeit wurde dementsprechend zu gleichen Anteilen aufgeteilt.

Für auslösende Ereignisse, die in der Betriebserfahrung nicht beobachtet wurden, wurden durch eine Fehlerbaumanalyse die einleitenden Ereignisse ermittelt (in Tabelle 7.3 mit „FB“ gekennzeichnet), die zum Auslöser führen können und für die Zuverlässigkeitsdaten aus der Betriebserfahrung vorliegen. Im Unterschied zum Leistungsbetrieb wird dabei z.T. eine große Anzahl von Kombinationen von einleitenden Ereignissen analysiert, die zudem die angeforderten Systemfunktionen zur Beherrschung des Ereignisses beeinflussen können. In diesen Fällen ist es erforderlich, den Fehlerbaum der einleitenden Ereignisse in den Gesamtfehlerbaum zur Ermittlung der System-

schadenszustände einzubinden. Die auf diese Weise ermittelten Wahrscheinlichkeiten für auslösende Ereignisse spiegeln die Anlagentechnik der Referenzanlage wider.

Tabelle 7.4 enthält für diejenigen auslösenden Ereignisse, die auf einleitende Ereignisse zurückgeführt wurden, die Wahrscheinlichkeiten der dominanten Einleiter, die zugehörigen bedingten Wahrscheinlichkeiten für das Versagen von Gegenmaßnahmen unter der Bedingung, dass das einleitende Ereignis vorliegt, und die sich insgesamt ergebenden Wahrscheinlichkeiten der auslösenden Ereignisse. Nachfolgend werden die einleitenden Ereignisse beschrieben:

- Der „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch fehlerhafte Füllstandsabsenkung (T7.1)“ kann durch einen Ausfall der $\frac{3}{4}$ -Loop-Messung in Richtung hoch ODER den Ausfall des Schließens der ND-Reduzierstation UND den Ausfall der automatischen Absperrung UND den Ausfall der Absperrung von Hand durch das Betriebspersonal verursacht werden. Die dominanten Einleiter in Tabelle 7.4 sind die ersten vier Ausfallkombinationen der Fehlerbaumauswertung.
- Der „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Betriebsversagen der Nachkühlketten (T7.2)“ wird durch den Ausfall aller in Betrieb befindlicher Nachkühlketten durch GVA oder durch GVA in Kombination mit unabhängigen Ausfällen verursacht. Die dominanten Einleiter in Tabelle 7.4 sind ebenfalls die ersten vier Ausfallkombinationen der Fehlerbaumauswertung.
- Beim „Leck am Flutraum/Absetzbecken (S10)“ wird der Absturz eines Brennelementes beim Transport vom Reaktordruckbehälter in das Brennelementlagerbecken auf die Dichtmembran im Übergangsbereich zwischen Reaktordruckbehälterflansch und Flutraum unterstellt. Das einleitende Ereignis wurde auf Basis der deutschen Betriebserfahrung zum Transport von Brennelementen ermittelt (Nullfehlerstatistik). Die Absturzwahrscheinlichkeit auf den relevanten Bereich berücksichtigt die Länge des Absturzbereichs im Vergleich zum Transportweg.
- Zur Ermittlung der Wahrscheinlichkeit für ein „Leck in ein angeschlossenes System (S11)“ wurden die Möglichkeiten einer fehlerhaften Kühlmittelentnahme aus dem Primärkreis untersucht. Leckagen mit weniger als 1 Mg/h Massenstrom oder einer Wahrscheinlichkeit $< 1,0 \cdot 10^{-7}$ wurden als vernachlässigbar eingeschätzt. Die Untersuchung zeigte keine relevanten Leckmöglichkeiten. Die in Tabelle 7.4 angegebenen Werte wurden für den Ausfall des Schließens der HD-Reduzierstation ermittelt.

- Zur Ermittlung möglicher Einträge von Deionat in den Primärkreis aus deionat-führenden Systemen wurden systematisch alle Anschlüsse an den Primärkreis untersucht. Die „Fehlerhafte Einspeisung über Abblasebehälter/Druckhalter (D1.4)“ ist auf Grund der großen Deionatmengen das dominierende Ereignis.
- Die Deborierungen „Fehler beim Borieren zum Abfahren (D5)“ und „Fehlerhaftes Entborieren beim Anfahren nach Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen (D6/T1)“ sind durch den Ausfall der Einspeisekonzentrationsüberwachung bedingt. Beim Ereignis D6/T1 führt der Notstromfall beim Entborieren zum Anfahren als Einleiter zum Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen.

- **Untersuchte auslösende Ereignisse**

Die in der PSA für den Nichtleistungsbetrieb detailliert untersuchten auslösenden Ereignisse sind in Tabelle 7.3 gelb unterlegt. In der zweiten Spalte der Tabelle 7.3 ist neben der Kurzbezeichnung des auslösenden Ereignisses die jeweils relevante Betriebsphase angegeben. Die untersuchten Ereignisse führen entweder zu einem Ausfall der Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlketten bei $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb oder zu einer Deborierung.

Die Transienten und Kühlmittelverluste werden in den Betriebsphasen 1B2 und 1C während des Abfahrens analysiert, da in diesen Phasen der Füllstand auf $\frac{3}{4}$ des Durchmessers der Hauptkühlmittelleitung ($\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb oder Mitte-Loop-Betrieb) abgesenkt und die Nachwärmeleistung noch vergleichsweise hoch ist. Die Mindestanforderungen an die Systemfunktionen zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses sind daher in diesen Betriebsphasen höher als während des $\frac{3}{4}$ -Loop-Betriebs vor dem Anfahren. Die Nachwärmeleistung beträgt zu diesem Zeitpunkt noch etwa 24 MW. Der $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb wird in der betrachteten Revision etwa 20 h bei geschlossenem und weitere 20 h bei geöffnetem Primärkreis durchgeführt.

Bei den auslösenden Ereignissen mit einer Deborierung des Primärkreises beschränken sich die Analysen auf die Systemfunktionen, mit denen eine Einspeisung in den Primärkreis verhindert wird. Belastbare Aussagen zur Vermischung des Deionats sowie zur Reaktivitätsrückwirkung beim Durchgang durch den Kern sind mit den derzeit verfügbaren Methoden nicht möglich.

Tab.7.4 Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten pro Revision von einleitenden Ereignissen

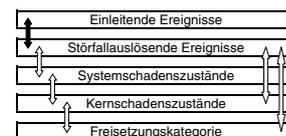
Einleitendes Ereignis		Übergangswahrschein-
Bezeichnung	p	Relevante Systemfunktion
GVA Messumformer der Loop-Messung 3v4 (2 relevante Kombinationen)	2,8E-6	Wird durch die Verknüpfungen der einleitenden Ereignisse (Basisereignisse) zum auslösenden Ereignis (TOP-Ereignis im Fehlerbaum) bestimmt
GVA Messumformer der Loop-Messung 4v4	8,0E-7	
Ausfall des Schließens der ND-Reduzierstation	9,6E-7	
Rest	3,4E-7	
GVA Betriebsversagen Nachkühlpumpen 4v4	1,9E-5	Wird durch die Verknüpfungen der einleitenden Ereignisse (Basisereignisse) zum auslösenden Ereignis (TOP-Ereignis im Fehlerbaum) bestimmt
GVA Betriebsversagen Nachkühlpumpen 3v4 (2 relevante Kombinationen)	1,3E-5	
GVA Betriebsversagen Nachkühlpumpen 2v4	4,3E-6	
Rest	1,2E-5	
Absturz eines Brennelementes pro Fahrt	4,0E-3	Absturz auf die Dichtmembran im Übergangsbereich zwischen RDB und Absetzbecken
HD-Reduzierstation schließt nicht (automatisch oder von Hand) und Stellungsüberwachung fällt aus	2,7E-5	Operateur schließt HD-Reduzierstation nicht und Schieber nach HD-Reduzierstation schließt nicht
Ausfall der Füllstandsregelung des Abblasebehälters und Ausfall der Füllstandsmeldung	2,3E-3	Ausfall weiterer Meldungen
Ausfall der Einspeisekonzentrationsüberwachung	2,3E-4	Wird durch die Verknüpfungen (siehe T7.1, 1C)
Notstromfall beim Entbohren zum Anfahren	1,3E-4	Ausfall der Einspeisekonzentrationsüberwachung

1) dominanter Beitrag GVA
 GVA gemeinsam verursachte Ausfälle
 HD Hochdruck

ND Niederdruck
 p Wahrscheinlichkeit
 RDB Reaktordruckbehälter

Ereignissen und für den Übergang von einleitenden Ereignissen zu auslösenden

Wahrscheinlichkeit p	Auslösendes Ereignis		Kennzeichnung
	Bezeichnung	p	
	Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch fehlerhafte Füllstandsabsenkung	4,9E-6	T7.1, 1C
	Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Betriebsversagen der Nachkühlketten	4,8E-5	T7.2 1B2 oder 1C
1,0E-2	Leck am Flutraum/ Absetzbecken	4,0E-5	S10, 1D
3,7E-3	Leck über HD-Reduzierstation	1,0E-7	S11, 1B2 ¹⁾
2,0E-3	Fehlerhafte Einspeisung in Primärkreis über Abblasebehälter/Druckhalter	4,6E-6	D1.4, 1B2
	Fehler beim Borieren zum Abfahren	2,3E-4	D5, 1A1
2,3E-4	Fehlerhaftes Entborieren beim Anfahren nach Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen	3,0E-8	D6/T1, 2A1



7.3.2 Abschätzungen zu nicht oder nicht vollständig untersuchten auslösenden Ereignissen

Bei den nicht weiter analysierten Ereignissen aus Tabelle 7.2 sind folgende Fälle zu unterscheiden:

- auslösende Ereignisse, für die eine Eintrittswahrscheinlichkeit ermittelt, aber keine Ereignisablaufanalyse durchgeführt wurde (siehe Abschnitt 7.3.2.1),
- auslösende Ereignisse, die nur in ausgewählten Betriebsphasen analysiert wurden (siehe Abschnitt 7.3.2.2),
- auslösende Ereignisse, für die keine Wahrscheinlichkeiten ermittelt und keine Analysen durchgeführt wurden (siehe Abschnitt 7.3.2.3),
- Eintrag von Deionat in den Primärkreis, für den die möglichen Ursachen untersucht aber keine vollständige Analyse (bis zu einem Systemschadenzustand) durchgeführt wurde (siehe Abschnitt 7.3.2.4).

7.3.2.1 Ereignisse, deren Wahrscheinlichkeit ermittelt wurde

Diese Ereignisse sind in Tabelle 7.3 aufgeführt, aber nicht gelb unterlegt. Die Wahrscheinlichkeit für diese Ereignisse wurde ermittelt:

- aus der Betriebserfahrung,
- aus der PSA für den Leistungsbetrieb oder
- aus der Analyse einleitender Ereignisse.

• Notstromfall - intern

Die Wahrscheinlichkeit für den „Notstromfall - intern“ wurde auf Grund der Betriebserfahrung ermittelt. Die beobachteten Notstromfälle wurden durch (interne) Freischaltefehler während einer eingeschränkten Netzeinbindung der Anlage ausgelöst. Dieses Ereignis tritt nur in Betriebsphasen auf, bei denen der Flutraum gefüllt ist und somit eine sehr lange Karenzzeit zur Beherrschung des Ereignisses zur Verfügung steht. Mögliche Probleme bei der Wiederschaltung des Netzes auf Grund einer eingeschränkten Netzeinbindung wurden nicht untersucht.

- **Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser**

Die „Ausfälle Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser“ wurden in der Betriebserfahrung beim Ab- und Anfahren beobachtet. Die Ereignisse wurden daraufhin untersucht, ob sie sowohl beim Abfahren als auch beim Anfahren hätten auftreten können. Die Einleiter der Ereignisse beim Anfahren waren jedoch anfahrtspezifisch (Fehler infolge von Wartungsmaßnahmen) und konnten beim Abfahren nicht auftreten. Die weitere Untersuchung erfolgte daher getrennt für das Ab- und das Anfahren. Es zeigte sich, dass die Ereignisse während des Anfahrens im Vergleich zu denjenigen beim Abfahren vernachlässigbar sind. Dies ist auf die geringe Nachwärmeleistung und den daraus resultierenden langen Karenzzeiten und geringen Anforderungen an die Systemfunktionen zurückzuführen. Die Untersuchungen beinhalten daher nur die zwei Ereignisse, die beim Abfahren aufgetreten sind. Auf dieser Basis wurde eine Wahrscheinlichkeit von $6,6 \cdot 10^{-3}$ für das auslösende Ereignis ermittelt (siehe Tabelle 7.3). Mit der bei den Untersuchungen zum Leistungsbetrieb ermittelten Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen von $1,9 \cdot 10^{-5}$ wird ein Beitrag zu den Systemschadenzuständen von ca. $1,2 \cdot 10^{-7}$ abgeschätzt. Der Beitrag des Ereignisses zur Gesamtwahrscheinlichkeit für Systemschadenzustände liegt damit bei etwa 5 %. Dieser Beitrag wurde nicht berücksichtigt. Zur endgültigen Bewertung ist eine detaillierte Analyse des auslösenden Ereignisses erforderlich.

- **Ausfall Hauptspeisewasser mit Ausfall Hauptwärmesenke**

In der Referenzanlage trat während des Abfahrens ein „Ausfall Hauptspeisewasser mit Ausfall Hauptwärmesenke“ auf. Mit der bei den Untersuchungen zum Leistungsbetrieb ermittelten Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen von $3,9 \cdot 10^{-5}$ wird für dieses auslösende Ereignis ein Beitrag zur Häufigkeit von Systemschadenzuständen von ca. $1,5 \cdot 10^{-7}$, entsprechend etwa 6 % des Gesamtergebnisses, abgeschätzt. Das Ereignis wurde mit der gleichen Begründung wie zum vorhergehenden „Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser“ bei der Gesamtwahrscheinlichkeit für Systemschadenzustände nicht berücksichtigt.

- **Fehloffenes Druckhalter-Abblaseventil (DH-AV) durch Wartungsfehler**

Ein „Fehloffenes DH-AV durch Wartungsfehler“ wurde in der Referenzanlage zweimal beobachtet. In einem Fall öffnete das Abblaseventil infolge eines Verdrahtungsfehlers kurzzeitig beim Anfahren bei niedrigem Druck. Im zweiten Fall öffnete es infolge eines Wartungsfehlers im Zustand unterkritisch heiß. Die beiden Ereignisse unterscheiden sich hinsichtlich der Anforderungen an die Systemfunktionen so signifikant, dass sie getrennt zu untersuchen sind. Das erste Ereignis kann nur bei niedrigem Anfahrdruck auftreten und wird auf Grund der geringen Anforderungen an die Systemfunktionen vernachlässigt. Das zweite Ereignis führt zu einem Leck am Druckhalter, wenn das Absperrventil ausfällt (Nichtverfügbarkeit $6,4 \cdot 10^{-3}$ bei dreimonatlicher Prüfung). Mit einer Wahrscheinlichkeit von $3,4 \cdot 10^{-3}$ (für ein Ereignis) ergibt sich eine Wahrscheinlichkeit von ca. $2 \cdot 10^{-5}$ für ein Leck am Druckhalter. Bei der PSA für den Leistungsbetrieb wurde dieses Leck gegen das wahrscheinlichere „Leck durch ein fehloffenes Sicherheitsventil“ vernachlässigt. Mit der Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen von $4,8 \cdot 10^{-4}$ bei diesem Leck kann für den Beitrag zu den Systemschadenzuständen eine Wahrscheinlichkeit in der Größenordnung von $1 \cdot 10^{-8}$ abgeschätzt werden. Dies entspricht einem Beitrag von weniger als 1 % zum Gesamtergebnis. Das auslösende Ereignis wurde daher vernachlässigt.

- **Dampferzeuger-Heizrohrleck**

Die Wahrscheinlichkeit für ein „Dampferzeuger-Heizrohrleck“ wurde aus der Wahrscheinlichkeit für ein derartiges Leck während des Leistungsbetriebs abgeleitet. Dabei wurden die spezifischen Belastungen beim Abfahren sowie die weltweite Betriebserfahrung, soweit übertragbar, berücksichtigt.

Die Wahrscheinlichkeit für ein „Dampferzeuger-Heizrohrleck“ während des Abfahrens der Anlage wurde mit $5 \cdot 10^{-4}$ ermittelt. Die Untersuchungen zum „Dampferzeuger-Heizrohrleck“ bei Leistungsbetrieb ergaben eine Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen von $8,5 \cdot 10^{-5}$. Verwendet man diese Nichtverfügbarkeit auch für den Nichtleistungsbetrieb, ergibt sich ein Beitrag zu den Systemschadenzuständen von etwa $4 \cdot 10^{-8}$. Dieser Wert entspricht ca. 1 % der Gesamtwahrscheinlichkeit für Systemschadenzustände. Das auslösende Ereignis wurde deshalb nicht näher untersucht. Es wurden

auch keine Untersuchungen dazu durchgeführt, inwieweit die Beherrschung schwieriger wird, wenn das Leck nicht mehr durch die N16-Detektion lokalisiert werden kann.

- **Leck im Volumenregelsystem**

Die Wahrscheinlichkeit für ein „Leck im Volumenregelsystem“ wurde gleichfalls aus der Wahrscheinlichkeit für ein derartiges Leck während des Leistungsbetriebs abgeleitet.

Ereignisabläufe infolge eines „Lecks im Volumenregelsystem“ im nicht absperrbaren Bereich zum Nachkühlsystem verlaufen wie das untersuchte Leck im Nachkühlsystem im Ringraum. Für die Abschätzung des Beitrags zur Wahrscheinlichkeit von System-schadenzuständen kann daher die Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen für ein Leck im Nachkühlsystem von $2,2 \cdot 10^{-4}$ herangezogen werden. Mit der Wahrscheinlichkeit von $5 \cdot 10^{-5}$ für das Leck ergibt sich eine Wahrscheinlichkeit von etwa $1 \cdot 10^{-8}$ für Systemschadenzustände infolge des Lecks. Der Beitrag liegt somit in einer Größenordnung von etwa 1 % und wird daher vernachlässigt. Für eine Lecklage in einem Bereich des Volumenregelsystems, der gegen das Nachkühlsystem absperrbar ist, werden die Beiträge zu den Systemschadenzuständen auf Grund der geringeren Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen als noch geringer eingeschätzt.

- **Leck am Flutraum/Absetzbecken**

Als Ursache eines „Lecks am Flutraum/Absetzbecken“ wurde der Absturz eines Brennelementes auf den Übergangsbereich zwischen Reaktordruckbehälter und Absetzbecken untersucht. Die Wahrscheinlichkeit des Lecks wurde mit $4 \cdot 10^{-5}$ ermittelt. Über das Leck würde das Kühlmittel über Verbindungsleitungen aus dem Raum unterhalb des RDB in den Sumpf abströmen bis, bei Ausfall der Überspeisungsmöglichkeiten, der Flutraum entleert ist. Der Kern bleibt mit Kühlmittel überdeckt. Das auslösende Ereignis wurde als vernachlässigbar eingestuft, da die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter durch das Leck nicht gefährdet wird.

- **Leck in ein angeschlossenes System**

Zur Ermittlung der Wahrscheinlichkeit eines „Lecks in ein angeschlossenes System“ wurden alle Anschlüsse an den Primärkreis systematisch auf Komponenten- und

Wartungsfehler untersucht, die zu diesem Ereignis führen können. Dabei zeigte sich, dass die Leckmassenströme entweder sehr gering oder die Wahrscheinlichkeit für ein Leck $< 1 \cdot 10^{-7}$ ist. Das auslösende Ereignis wurde daher vernachlässigt.

7.3.2.2 Ereignisse, die nur in ausgewählten Betriebsphasen untersucht wurden

Die untersuchten auslösenden Ereignisse wurden für die Betriebsphasen analysiert, in denen die Mindestanforderungen an die Systemfunktionen zur Beherrschung der Ereignisse am höchsten sind. Es wurde allerdings nicht analysiert, ob in den bisher nicht untersuchten Betriebsphasen Zustände auftreten können, die die Beherrschung des Ereignisses erschweren.

7.3.2.3 Ereignisse, für die keine Wahrscheinlichkeiten ermittelt und keine Analysen durchgeführt wurden

Bei diesen Ereignissen handelt es sich im Wesentlichen um Transienten und Kühlmittelverluste, die im Leistungsbetrieb untersucht werden, die jedoch auch in den Betriebsphasen A0 und A1 während des Abfahrens bzw. während des Anfahrens auftreten können. Da während dieser Phasen der Reaktorschutz wie im Leistungsbetrieb verfügbar ist, wird angenommen, dass diese auslösenden Ereignisse durch die Untersuchungen zum Leistungsbetrieb hinsichtlich der möglichen Abläufe abgedeckt sind. In der PSA wurde jedoch nicht untersucht, ob während des Ab- bzw. Anfahrens Reaktorschutzsignale auf Grund der vorliegenden thermohydraulischen Randbedingungen nicht angeregt werden und damit die Voraussetzungen zur Beherrschung des Ereignisses ungünstiger werden als im Leistungsbetrieb.

7.3.2.4 Behandlung von Deborierungsereignissen

In verschiedenen Betriebsphasen des Nichtleistungsbetriebs kann es zu ungeplanten Deborierungen des Kühlmittels kommen. Eine der Möglichkeiten, die Ansammlung von nahezu borfreiem Kondensat bei der Wärmeabfuhr über einen Dampferzeuger, wurde bereits im Zusammenhang mit dem Ausfall der Nachwärmeabfuhr behandelt. Weiterhin wurden ungeplante Deborierungen untersucht, die durch einen Deionateintrag von außen in den Primärkreis verursacht werden können. Diese Untersuchungen schließen

jedoch nur den Ausfall der Systemfunktionen ein, die den Eintrag von Deionat in den Primärkreis verhindern. Möglichkeiten zur Erkennung und Unterbrechung des Deionateintrags über primärseitige Anzeigen wurden noch nicht analysiert. Die Untersuchungen sind insofern nicht abgeschlossen und liefern als Endzustände noch keine Systemschadenszustände. Ebenso können noch keine belastbaren Aussagen zur Vermischung des eingebrachten Deionats auf dem Weg bis zum Durchgang durch den Kern und zu den möglichen Reaktivitätsrückwirkungen gemacht werden. Die erwartete Wahrscheinlichkeit für das auslösende Ereignis, das zu einem Deionateintrag in den Primärkreis führt, ist aus den Tabellen 7.3 und 7.4 zu entnehmen. Nachfolgend werden die untersuchten Ursachen für einen Deionateintrag beschrieben.

- **Deionateintrag über ein Dampferzeuger-Heizrohrleck (D1.1), Betriebsphase 1B2, 1C, (3/4-Loop-Betrieb, RDB geschlossen, RDB offen)**

Der Deionateintrag wird dadurch ausgelöst, dass während des Abfahrens ein unentdecktes Dampferzeuger-Heizrohrleck auftritt. Nachdem der Druck im Primärkreis abgesenkt und ein Druckausgleich mit dem Sekundärkreis erreicht wurde, kann über ein Dampferzeuger-Heizrohrleck im unteren Bereich des Dampferzeugers Deionat aus dem Sekundärkreis entweder in den heißen oder den kalten Strang des Primärkreises eingetragen werden. Bei einem Leck im kalten Strang kommt es zu einer Ansammlung von Deionat im Pumpenbogen. Bei einer Deborierung des heißen Strangs kann von einer guten Vermischung ausgegangen werden, entweder durch ein in Betrieb befindliches Nachkühlsystem im entsprechenden Kühlkreis oder durch das Kühlmittelvolumen im oberen Plenum. Die eingebrachte Masse an Deionat hängt vom Leckmassenstrom ab.

- **Deionateintrag über ein Leck im Nachkühler (D1.2), Betriebsphase 1B2, 1C, (3/4-Loop-Betrieb, RDB geschlossen, RDB offen)**

Nach der Druckabsenkung im Primärkreis ist der Druck im Nachkühlkreis niedriger als im Zwischenkühlkreis. Über ein Leck im Nachkühler könnte dann Deionat in den Nachkühlstrang eingetragen werden. Deionat kann nur dann eingetragen werden, wenn das Leck in dem Nachkühlstrang auftritt, der in Flutbereitschaft steht, da bei in Betrieb befindlichem Nachkühlstrang der Pumpendruck einen Eintrag von Deionat verhindert.

Bei einem Umschalten des zunächst in Flutbereitschaft stehenden Flutstrangs auf die Funktion Nachkühlen würde dann das Deionat in den Primärkreis eingespeist.

Das Leck kann durch Füllstandsanzeigen im Zwischenkühlkreis erkannt werden. In Abhängigkeit von der Funktion der Nachspeisung des Zwischenkühlkreises stellen sich zwei verschiedene Ereignisabläufe ein. Für den Fall, dass die automatische Nachspeisung ausfällt, wurde eine Übergangswahrscheinlichkeit von $4 \cdot 10^{-2}$ dafür ermittelt, dass das Leck nicht erkannt wird. Ein Deionateintrag erfolgt dann mit einer Wahrscheinlichkeit von $2 \cdot 10^{-5}$. Bei funktionierender automatischer Nachspeisung kommt es nur dann zum Eintrag größerer Deionatmengen, wenn die Erkennungsmöglichkeiten des Lecks sowie die tägliche Bilanzierung der Deionatnachspeisungen durch menschliche Fehlhandlung ausfallen. Für diesen Fall wurde eine Übergangswahrscheinlichkeit von $1,4 \cdot 10^{-4}$ und somit eine Wahrscheinlichkeit von $7 \cdot 10^{-8}$ für die Ansammlung einer größeren Deionatmenge im Nachkühlstrang ermittelt.

- **Deionateintrag über ein Leck einer Gleitringdichtung (D1.3), Betriebsphase 1B2, 1C, (3/4-Loop-Betrieb, RDB geschlossen, RDB offen)**

Die Wahrscheinlichkeit für die Leckage einer Gleitringdichtung wurde auf der Basis der Betriebserfahrung ermittelt. Unter Berücksichtigung der verschiedenen Möglichkeiten zur Erkennung des Lecks wurde eine Übergangswahrscheinlichkeit von $6,5 \cdot 10^{-4}$ dafür ermittelt, dass unerkannt Deionat in den Nachkühlstrang eingebracht wird. Daraus ergibt sich eine Wahrscheinlichkeit von $6,2 \cdot 10^{-6}$ für eine größere Deionatmenge im Nachkühlstrang. Analog zum Ereignis D1.2 wird davon ausgegangen, dass das Leck im Flutstrang auftritt und dass Deionat bei einem Wechsel des Nachkühlstrangs auf den Flutstrang in den Primärkreis eingespeist wird.

- **Deionateintrag durch fehlerhafte Einspeisung in den Primärkreis (D1.4), Betriebsphase 1B2, (3/4-Loop-Betrieb, RDB geschlossen)**

Die Möglichkeiten einer fehlerhaften Einspeisung von Deionat wurden untersucht und bewertet. Das relevante auslösende Ereignis ist die fehlerhafte Einspeisung in den Druckhalter über den Abblasebehälter aus dem Deionatversorgungssystem GHC infolge eines Ausfalls der Füllstandsmessung (siehe Tabelle 7.4). Mit einer Wahrscheinlichkeit von $4,6 \cdot 10^{-6}$ kommt es zu einer Einspeisung von Deionat in den Druck-

halter und nach dem Auffüllen der Kalotte zu einer Einspeisung über die Surgeline in den heißen Strang. Es wurde abgeschätzt, dass etwa 180 Mg/h Deionat eingespeist werden

können. Der weitere Ereignisablauf hängt davon ab, ob der Nachkühlstrang im betroffenen Kühlkreis in Betrieb ist. Mit einer Wahrscheinlichkeit von $5 \cdot 10^{-1}$ wird das eingespeiste Deionat über den in Betrieb befindlichen Nachkühlstrang angesaugt und vermischt. Mit einer Wahrscheinlichkeit von ebenfalls $5 \cdot 10^{-1}$ kommt es zu einem Eintrag von Deionat ins obere Plenum und hier zur Vermischung. In beiden Fällen kommt es zu einer homogenen Vermischung des Deionats mit entsprechend langen Zeiten bis zum Erreichen kritischer Borkonzentrationen. Möglichkeiten der Erkennung, wie z.B. über den Füllstandsanstieg im Primärkreis, wurden noch nicht untersucht.

- **Fehler beim Borieren zum Abfahren (D5), Betriebsphase 1A1 (Abfahren über die Dampferzeuger)**

Fehler beim Borieren zum Abfahren können durch einen Ausfall der Einspeisekonzentrationsüberwachung auftreten, indem zwar Deionat, aber kein Bor eingespeist wird. Die Nichtverfügbarkeit der Einspeisekonzentrationsüberwachung wurde mit $2,3 \cdot 10^{-4}$ ermittelt. Es wurde abgeschätzt, dass sich eine Deionatmenge von ca. 30 Mg bilden kann.

- **Fehlerhaftes Entborieren beim Anfahren nach Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen (D6/T1), Betriebsphase 2A1, (Entborieren und Kritischmachen des Reaktors)**

Zur Bildung eines Deionatpfropfens kann es während des Deborierens beim Anfahren kommen, wenn während diesem Vorgang sowohl die Hauptkühlmittelpumpen als auch die Einspeisekonzentrationsüberwachung ausfallen. Als Ausfallursache für die Hauptkühlmittelpumpen wird ein Notstromfall für die Dauer dieses Vorgangs von 5 h angenommen. Die Nichtverfügbarkeit der Einspeisekonzentrationsüberwachung wurde mit $2,3 \cdot 10^{-4}$ ermittelt. Dies führt zu einer Wahrscheinlichkeit von $3 \cdot 10^{-8}$ für das auslösende Ereignis (siehe Tabelle 7.4).

Tab. 7.5 Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten pro Revision des Übergangs Systemschadenzustände

Systemschadenzustände					Übergangswahrscheinlich- (Ereignisgruppe, Ereignis- Tran-		
Nr.	Kennzeichnung			p	T1.1, 1B2	T1.1, 1C	T7.1, 1C
	A	D	K [h]		4,8E-4	4,8E-4	4,9E-6
Brennelementkühlung							
1	<u>P</u> (b1,b3)S	ND	2 - 3	9,6E-8		2,0E-4	
2	<u>P</u> (b1)S	ND	3 - 4	1,4E-6		5,1E-4	
3	<u>P</u> (b3)S	MD	1 - 2	< E-9			< E-9
4	<u>P</u> (b3)S	ND	1 - 2	< E-9			
5	<u>P</u> (b1)S	MD	3 - 6	1,1E-6	9,8 E-5		9,4E-5
6	<u>P</u> (b1)S	HD	5	9,1E-8			
7	<u>P</u> (b4)S	HD	1 - 2	< E-9			
Deborierung							
8	<u>P</u> (d)S		4 h	3,5E-8	4,6E-6		2,0E-7

- | | | | |
|----|---------------------------------------|----|--|
| 1) | vgl. Tabelle 7.3 | d | Deborierung nach Ausfall der Nachwärmeabfuhr |
| A | Ausfallursache | D | Druck im Primärkreis |
| b1 | Ausfall der Nachwärmeabfuhr | HD | Hochdruck |
| b3 | Ausfall der Bespeisung | K | Karenzeiten für Notfallmaßnahmen und Reparatur |
| b4 | unzulässig hoher Druck im Primärkreis | | |

7.4 Übergang von auslösenden Ereignissen zu Systemschadenzuständen

Ausgehend vom Nichtleistungsbetrieb kann die Anlage in einen Systemschadenzustand übergehen,

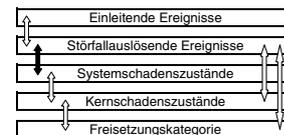
- wenn die Kühlung der Brennelemente ausfällt (bei einem nicht beherrschten auslösenden Ereignis der Klasse 1) oder
- wenn größere Mengen Deionat im Primärkreis gebildet oder in den Primärkreis eingetragen werden (bei einem nicht beherrschten auslösenden Ereignis der Klasse 2).

Je nach auslösendem Ereignis und Ereignisablauf können Systemschadenzustände mit unterschiedlichen Merkmalen auftreten. Welche Systemschadenzustände im Nichtleistungsbetrieb auftreten können, wird durch Ereignisablaufanalysen für die zu

von auslösenden Ereignissen zu Systemschadenzuständen und der

Wahrscheinlichkeit für auslösende Ereignisse ¹⁾ (Betriebsphase, -Kennzeichnung)						
Ausfälle			Leckagen			
T7.2, 1B2	T7.2, 1C	T8, 1B2	S8.1, 1B2	S8.1, 1C	S8.2, 1B2	S8.2, 1C
4,8E-5	4,8E-5	7,6E-3	1,3E-4	1,3E-4	1,3E-4	1,3E-4
5,8E-6						
1,7E-2		1,42E-3		1,42E-3		
< E-9			2,4E-7		2,4E-7	
2,3E-3		1,2E-4		5,7E-6		5,7E-6
2,17E-4		2,17E-4				
4		1,2E-5				
		< E-9				
6,5E-4		5,4E-6		5,4E-6		

- MD Mitteldruck
- ND Niederdruck
- p Wahrscheinlichkeit
- P primärseitiger Ausfall
- S sekundärseitiger Ausfall



untersuchenden auslösenden Ereignisse ermittelt. Diese Analysen werden in den Abschnitten 7.4.2 bis 7.4.9 dargestellt, ihre Ergebnisse sind in den Tabellen 7.5 bis 7.7 (sowie in den Abbildungen 7.1 bis 7.5) zusammengefasst. Zum besseren Verständnis der im Folgenden geschilderten Ereignisablaufanalysen werden die ermittelten Typen von Systemschadenzuständen bereits an dieser Stelle charakterisiert.

In der PSA für den Nichtleistungsbetrieb werden acht Typen von Systemschadenzuständen unterschieden, von denen sieben mit einem Ausfall der Brennelementkühlung verbunden sind und einer mit der Bildung von Deionat in den Primärkreis. Für Ereignisse, die zum Eintrag von Deionat in den Primärkreis führen, wurden keine Ereignisablaufanalysen durchgeführt. Diese Ereignisse werden in Abschnitt 7.3.2.4 diskutiert, zum Teil werden ihre Wahrscheinlichkeiten abgeschätzt.

Im Einzelnen haben die Systemschadenzustände die folgenden Merkmale:

– Systemschadenzustände der Brennelementkühlung

1.	$\underline{P}(b1,b3)S$	ND	2 - 3 h
2.	$\underline{P}(b1)S$	ND	3 - 4 h
3.	$\underline{P}(b3)S$	MD	1 - 2 h
4.	$\underline{P}(b3)S$	ND	1 - 2 h
5.	$\underline{P}(b1)\underline{S}$	MD	3 - 6 h
6.	$\underline{P}(b1)\underline{S}$	HD	5 h
7.	$\underline{P}(b4)\underline{S}$	HD	1 - 2 h

– Systemschadenzustand der Deborierung

8.	$\underline{P}(d)S,$		4 h
----	----------------------	--	-----

Die Systemschadenzustände sind durch die folgenden Merkmale gekennzeichnet:

- Ausfall sekundärseitiger „S“ bzw. primärseitiger „P“ Systemfunktionen zur Wärmeabfuhr bzw. zur Vermeidung einer Deborierung.
- Primäre Ausfallursache, die zum Systemschadenzustand führt: b1 (Ausfall der Nachwärmeabfuhr), b3 (Ausfall der Bespeisung), b4 (unzulässig hoher Druck im Primärkreis) und d (Deborierung nach Ausfall der Nachwärmeabfuhr).
- Druck im Primärkreis (ND = niedrig, MD = mittel, HD = hoch).
- Zeitraum der zur Verfügung steht, um Kernschadenzustände zu verhindern.

Die in den verschiedenen Betriebsphasen verfügbar zu haltenden Systemfunktionen sind im Betriebshandbuch festgehalten. Zur Ermittlung der Mindestanforderungen an die Systemfunktionen wurden thermohydraulische Analysen durchgeführt.

Mit den Methoden der Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalyse wurden in der PSA die Wahrscheinlichkeiten dafür ermittelt, dass ein auslösendes Ereignis mit den vorgesehenen Systemfunktionen nicht beherrscht wird und der Ereignisablauf in einen Systemschadenzustand mündet. Tabelle 7.5 zeigt die Wahrscheinlichkeiten (Erwartungswerte) für den Übergang von auslösenden Ereignissen zu Systemschadenzuständen. In der Tabelle sind auch die Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten der Systemschadenzustände angegeben. Die Wahrscheinlichkeiten der einzelnen Systemschadenzustände ergeben sich aus der Summe der Produkte aus den Wahrscheinlichkeiten der auslösenden Ereignisse und den zugehörigen Übergangswahrscheinlichkeiten.

In Tabelle 7.6 werden für die auslösenden Ereignisse die Erwartungswerte der Nichtverfügbarkeiten der erforderlichen Systemfunktionen, die Hauptbeiträge zu den Nichtverfügbarkeiten, sowie die Anteile von gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA) und von menschlichen Fehlhandlungen (MF) an der gesamten Nichtverfügbarkeit zusammengestellt. Außerdem sind die Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten der zu den auslösenden Ereignissen gehörenden Systemschadenzustände und deren Summen angegeben.

Im folgenden Abschnitt 7.4.1 wird zunächst die Vorgehensweise bei der Ermittlung der Zuverlässigkeitskenngrößen geschildert. Anschließend werden (in den Abschnitten 7.4.2 bis 7.4.9) die Ereignisablaufanalysen für die im Detail untersuchten auslösenden Ereignisse dargestellt.

7.4.1 Zuverlässigkeitskenngrößen

Zur Ermittlung der Übergangswahrscheinlichkeiten von auslösenden Ereignissen zu Systemschadenzuständen sind Zuverlässigkeitskenngrößen für Komponenten und Handmaßnahmen erforderlich. Nachfolgend wird die Ermittlung dieser Kenngrößen für den Nichtleistungsbetrieb eingegangen.

- **Unabhängige Ausfälle**

Die Zuverlässigkeitskenngrößen für unabhängige Ausfälle beim Nichtleistungsbetrieb wurden im Wesentlichen auf der Basis des Datensatzes der Zuverlässigkeitskenngrößen für den Leistungsbetrieb ermittelt. Soweit gleiche Komponenten und gleiche Ausfallarten vorlagen, wurden die Zuverlässigkeitskenngrößen aus dem Datensatz übernommen. Für ähnliche Komponenten wurden unter Berücksichtigung von Unterschieden bei Betriebsmittelart, Betriebsweisen und Instandhaltungskonzepten Zuverlässigkeitskenngrößen aus dem Datensatz für den Leistungsbetrieb abgeleitet. Beispiele dafür sind:

- „Füllstandsregelung $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb regelt nicht“ ist ähnlich „Schwachlastregelung regelt nicht“,
- „Druckspeicher-Rückschlagventil öffnet nicht im Tipp-Betrieb“ ist ähnlich „Druckspeicher-Rückschlagventil schließt bzw. öffnet nicht mit Motor“.

Zuverlässigkeitskenngrößen für Komponenten, die im Leistungsbetrieb nicht zur Beherrschung von auslösenden Ereignissen erforderlich sind bzw. deren Ausfallart abweichend war, wurden entweder durch eine anlagenspezifische oder, falls dies nicht möglich war, durch eine generische Auswertung der Betriebserfahrung ermittelt. In diese Kategorie fielen z.B.:

- Komponenten, die zur Mitte-Loop-Messung gehören
- Komponenten des Nachkühlsystems, die in der Nachkühlfunktion erforderlich sind,
- Komponenten der ND-Reduzierstation
- Komponenten der Borsäure und Deionat Durchflussmessung

Für eine Komponente (Durchflussmessung Borsäure) wurde bisher für die Anwendung in der Kerntechnik noch keine Zuverlässigkeitskenngröße ermittelt. Unter Beachtung der Einsatzbedingungen in der Kerntechnik konnten hier Erfahrungen in Chemieanlagen verwendet werden, d.h.

- „Durchflussmessung Borsäure gibt zu hohen Wert aus“ ist ähnlich „ph-Messung in Chemieanlagen gibt zu hohen Wert aus“

- **Ausfälle aus gemeinsamer Ursache**

Auch zur Ermittlung der Zuverlässigkeitskenngrößen für Ausfälle aus gemeinsamer Ursache (GVA) wurde auf den Datensatz für den Leistungsbetrieb zurückgegriffen. Anforderungen an bisher nicht betrachtete Komponenten bzw. bisher nicht betrachtete Ausfallarten führten jedoch zu neuen Anforderungen. Dies betraf insbesondere die Komponenten

- Durchflussmessung der Borsäure- und Deionateinspeisung
- Füllstandsmessung bei $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb
- Betriebsversagen der Nachkühlketten während $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb

Für die Durchflussmessungen der Borsäure- und Deionateinspeisung wurden die GVA-Wahrscheinlichkeiten entsprechend dem monatlich versetzten Testintervall der Durchflussmessungen berechnet. Nach einer geänderten Prüfanweisung werden die Messkreise der $\frac{3}{4}$ -Loop-Messung maximal zehn Tage vor dem Abfahren der Anlage getestet, und die Wirkdruckleitungen werden kurze Zeit vor dem Absenken des

Füllstands bei bereits reduziertem Primärkreisdruck gespült. Auf Grund dieser geänderten Vorgehensweise wurde für die Messumformer und die Grenzsinalgeber eine GVA-Entdeckungszeit von 240 h und für die Wirkdruckleitungen eine GVA-Entdeckungszeit von 24 h angenommen.

Zur Berücksichtigung des gleichzeitigen Ausfalls mehrerer Nachkühlstränge während des $\frac{3}{4}$ -Loop-Betriebs wurden die GVA-Ereignisse zu Kreiselpumpen für die Ausfallart „fördert nicht“ neu bewertet und zu einem eigenen Datensatz zusammengestellt. Zur Ermittlung der Beobachtungszeiten wurden die jährlichen Betriebszeiten der Nachkühlpumpen, Zwischenkühlwasserpumpen und der Nebenkühlwasserpumpen aus den Betriebserfahrungen eines repräsentativen Kernkraftwerks mit DWR und eines mit SWR ermittelt. Für alle anderen bei der Auswertung der GVA-Ereignisse berücksichtigten Anlagen wurden die Betriebszeiten der Pumpen auf der Basis dieser repräsentativen Zeiten entsprechend des Reaktortyps und der Betriebszeit der jeweiligen Anlage berechnet.

Da die Betriebszeiten der Zwischenkühlwasser- und Nebenkühlwasserpumpen und der Nachkühlpumpen stark unterschiedlich waren, wurde zur Festlegung der Bezugszeiten eine differenzierte Vorgehensweise gewählt. Für die Zwischenkühlwasser- und Nebenkühlwasserpumpen wurde als Beobachtungszeitraum die Gesamtbetriebszeit aller drei Pumpengruppen festgelegt. Für die Nachkühlpumpen wurde als Beobachtungszeitraum die Betriebszeit der Nachkühlkette festgelegt, d.h. der Betriebszeitraum, in dem alle drei Komponentengruppen gleichzeitig in Betrieb waren. Als GVA-Entdeckungszeit wurde die Dauer der Anforderung an die Nachkühlkette bei diesem Ereignisablauf gewählt. Die Berechnungen der GVA-Wahrscheinlichkeiten wurden für diese Fälle mit dem neuen Kopplungsmodell der GRS /KRE 98/ durchgeführt

- **Menschliche Handlungen**

Die Bewertung der Personalhandlungen erfolgte analog zum Leistungsbetrieb mit dem im PSA-Leitfaden /FAK 97/ empfohlenen THERP-Verfahren nach Swain und Guttmann /SWA 83/.

Tab. 7.6 Erwartungswerte der Nichtverfügbarkeiten von Systemfunktionen und der von Deborierungen nach Ausfall der Nachwärmeabfuhr pro Revision

Auslösendes Ereignis ¹⁾		Nichtverfügbarkeiten von		
Nr.	Bezeichnung Kennzeichnung	p/Rev	NV	Hauptbeiträge Systemfunktionen
Notstromfall - extern				Wiederinbetriebnahme der NWA
1	T1.1, 1B2	4,8E-4	9,8E-5	und der NWA über die DE
2	T1.1, 1C	4,8E-4	7,1E-4	und Inbetriebnahme der Notnachkühlkette
Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch				
– fehlerhafte Füllstandsabsenkung				
3	T7.1, 1C	4,9E-6	9,4E-5	Wiederinbetriebnahme der NWA und der NWA über die DE
– Betriebsversagen der Nachkühlketten				Inbetriebnahme
4	T7.2, 1B2	4,8E-5	2,3E-3	der Notnachkühlkette und der NWA über die DE
5	T7.2, 1C	4,8E-5	1,7E-2	der Notnachkühlkette
– fehlerhafte Anregung der Notkühl-signale				
6	T8, 1B2	7,6E-3	1,3E-4	Wiederinbetriebnahme der NWA und der NWA über die DE
Leck am Nachkühl-system < 25 cm²				
– im SB				Wiederinbetriebnahme der NWA
7	S8.1, 1B2	1,3E-4	2,2E-4	und der NWA über die DE
8	S8.1, 1C	1,3E-4	1,4E-3	und Umschalten auf FIST
– im Ringraum				Wiederinbetriebnahme der NWA
9	S8.2, 1B2	1,3E-4	2,2E-4	und der NWA über die DE
10	S8.2, 1C	1,3E-4	1,4E-3	und Umschalten auf FIST

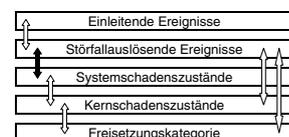
1) vgl. Tabelle 7.3
b1 Ausfall der Nachwärmeabfuhr
b3 Ausfall der Bespeisung
b4 unzulässig hoher Druck im Primärkreis
d Deborierungen nach Ausfall der NWA

DE Dampferzeuger
FIST Flutstrang
GVA gemeinsam verursachte Ausfälle
MF menschliches Fehlverhalten

Wahrscheinlichkeiten von Systemschadenzuständen der Brennelementkühlung und

Systemfunktionen			Wahrscheinlichkeit von Systemschadenzuständen				
%	Anteil [%]		Brennelementkühlung			Summe	Debor. d
	GVA	MF	b1	b3	b4		
100	41	28	4,7E-8			4,7E-8	2,2E-9
100	38	28	3,4E-7			3,4E-7	
100	80	99	< E-9	< E-9		< E-9	< E-9
100	97	13	1,1E-7	< E-9		1,1E-7	3,3E-8
100	97	10	8,1E-7			8,1E-7	
79	2	100	1,0E-6		< E-9	1,0E-6	
100	5	83	2,7E-8	< E-9		2,7E-8	< E-9
100	3	84	1,8E-7	< E-9		1,8E-7	
100	5	68	2,7E-8	< E-9		2,7E-8	< E-9
100	3	68	1,8E-7	< E-9		1,8E-7	
Summe	40	60	2,7E-6	< E-9	< E-9	2,7E-6	3,5E-8

NV Summe der Nichtverfügbarkeiten
 NWA Nachwärmeabfuhr
 p/Rev Wahrscheinlichkeit pro Revision
 SB Sicherheitsbehälter



Fertigkeits- und regelbasierte Handlungen können mit der Methode THERP analysiert und bewertet werden. Wissensbasierte Handlungen können nur dann bewertet werden, wenn die Wahrscheinlichkeit zu ermitteln ist, dass Diagnoseaufgaben innerhalb eines vorgegebenen Zeitintervalls nicht erfolgreich abgeschlossen werden. Bei den Analysen zur Beherrschung von auslösenden Ereignissen im Nichtleistungsbetrieb sind häufig Personalhandlungen zu bewerten, deren Vorplanungstiefe im Vergleich zum Leistungsbetrieb sehr gering ist. Dies drückt sich insbesondere darin aus, dass keine schriftlichen Unterlagen dazu vorliegen, bei welchem Kriterium vorgesehene Maßnahmen zu ergreifen, wie sie durchzuführen und wann sie zu beenden sind.

Zur Bewertung der Zuverlässigkeit derartiger Handlungen wurde zunächst untersucht, inwieweit die Vorgehensweise durch betriebliche Praxis oder durch Schulungen dem regelbasierten Bereich (Teilaspekt verinnerlichte Regeln) zugeordnet werden kann. Dabei wurde auch berücksichtigt, wenn Handlungen, die dem Personal aus dem Leistungsbetrieb bekannt sind, beim Nichtleistungsbetrieb unter veränderten Randbedingungen durchzuführen sind.

Um Handmaßnahmen beim Nichtleistungsbetrieb in den bestehenden Vorschriften formal besser festzulegen, wurde die Betriebsdokumentation vom Betreiber erweitert. Diese erweiterte Betriebsdokumentation wurde in den Untersuchungen berücksichtigt.

7.4.2 Notstromfall - extern ($\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb, RDB geschlossen)

- **Benötigte Systemfunktionen**

Die Nachwärme wird bei $\frac{3}{4}$ -Loop über zwei Nachkühlstränge abgeführt, die über das Nachkühlregelventil mit gedrosseltem Durchsatz betrieben werden. Die Anlage verbleibt nach dem Abfahren für etwa 20 h im $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb bei druckdicht verschlossenem Reaktordruckbehälter. Im Betriebshandbuch sind die zulässigen Varianten der mindestens verfügbaren Systemfunktionen bei reduziertem Füllstand und „Reaktordruckbehälter druckdicht verschlossen“ festgehalten. Erforderlich sind mindestens drei Nachkühlstränge und ein Notnachkühlstrang. Einer der Nachkühlstränge muss in Flutbereitschaft geschaltet sein. Weiterhin stehen sechs Druckspeicher in Einspeisebereitschaft und ein Dampferzeuger zur Nachwärmeabfuhr bereit.

Zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses erfolgt ein automatischer Start der Notstromdiesel des Notstromnetzes 1 mit nachfolgender Wiederschaltung der Nachkühlketten. Zum Ausfall der Wiederschaltung wurden thermohydraulische Analysen durchgeführt, um die Mindestanforderungen zu ermitteln. In diesem Fall kann die in Flutbereitschaft stehende Nachkühlkette auf Nachkühlung umgeschaltet oder die Notnachkühlkette zugeschaltet werden. Der Massenstrom ist hierzu auf die erforderliche Menge hochzuregeln. Fallen auch diese Möglichkeiten zur Nachwärmeabfuhr aus, kann die Nachwärme über den in Bereitschaft stehenden Dampferzeuger abgeführt werden. Der Dampferzeuger wird dabei über das zugeordnete Notspeiseteilsystem bespeist, die Frischdampfabgabe erfolgt über das Abblaseregelventil in betrieblicher Regelung. Die thermohydraulischen Analysen zeigen, dass in diesem Fall zur Vermeidung einer Deborierung des Kühlmittels der Primärkreis aus einem Flutbehälter oder mit mindestens zwei Druckspeichern bis zu einem Druckhalter-Füllstand $L_{DH} > 3$ m geflutet werden muss. Fällt die Frischdampfabgabe über das Abblaseregelventil aus, kann die Frischdampfabgabe auch bei hohem Druck über das Frischdampfsicherheitsventil erfolgen. Fällt die Stromversorgung des Notstromnetzes 1 aus, werden die Notstromdiesel des Notstromnetzes 2 gestartet. Mit dem Notstromnetz 2 kann dann nur die Notnachkühlkette zur Nachwärmeabfuhr genutzt werden.

- **Wahrscheinlichkeiten der Systemschadenzustände**

Für den Übergang vom auslösenden Ereignis „Notstromfall - extern“ in der Betriebsphase 1B2 zu den Systemschadenzuständen wurde für den Systemschadenzustand der Brennelementkühlung eine Wahrscheinlichkeit von $9,8 \cdot 10^{-5}$ und für den Systemschadenzustand der Deborierung eine Wahrscheinlichkeit von $4,6 \cdot 10^{-6}$ ermittelt. Mit der Wahrscheinlichkeit von $4,8 \cdot 10^{-4}$ für das Eintreten des auslösenden Ereignisses innerhalb der Betriebsphase 1B2 ergibt sich hieraus für Systemschadenzustände der Brennelementkühlung ein Erwartungswert für die Wahrscheinlichkeit von $4,7 \cdot 10^{-8}$ und für Systemschadenzustände der Deborierung von $2,2 \cdot 10^{-9}$.

- **Merkmale der Systemschadenzustände**

Die Systemschadenzustände der Brennelementkühlung werden bestimmt durch den Ausfall der Wiederinbetriebnahme der Nachwärmeabfuhr und der Nachwärmeabfuhr über den Dampferzeuger. Bei entleertem Dampferzeuger stellt sich nach frühestens

3 h, bei gefülltem Dampferzeuger nach frühestens 6 h ein Schadenszustand bei mittlerem Druck im Primärkreis ein.

Ein Systemschadenzustand der Deborierung stellt sich bei einer Nachwärmeabfuhr über den Dampferzeuger ein, wenn der Primärkreis nicht geflutet wird. Nach ca. 2 h kondensiert nahezu borfreies Kühlmittel im Dampferzeuger und nach ca. 4 h haben sich ca. 5 Mg deboriertes Kühlmittel im Pumpenbogen und ca. 15 Mg im Dampferzeuger angesammelt. Analysen zur Vermischung des deborierten Kühlmittels beim Transport bis zum Kern sowie Analysen zum Reaktivitätsverhalten des Kerns wurden begonnen. Aussagen zum Ausmaß eines möglichen Kernschadens sind jedoch noch nicht möglich.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Die wesentlichen Beiträge zur Übergangswahrscheinlichkeit werden von den Systemfunktionen geliefert, die eine Möglichkeit zur Nachwärmeabfuhr bereitstellen. Zu einem Ausfall der Brennelementkühlung kommt es nur dann, wenn diese Systemfunktionen ausfallen. Der Anteil der Systemfunktionen

- Wiederinbetriebnahme der Nachkühlsysteme,
- Umschalten des Reservestranges auf Nachkühlfunktion,
- Inbetriebnahme einer Notnachkühlkette und
- Nachwärmeabfuhr über einen Dampferzeuger

an den Ausfallkombinationen ist daher in jedem Fall 100 %. Das heißt, in allen Minimalschnitten, die zu einem Systemschadenzustand führen, sind diese Systemfunktionen enthalten.

Dies trifft ebenso für die Übergangswahrscheinlichkeit zum Systemschadenzustand der Deborierung zu, da hierzu zunächst auch die Nachwärmeabfuhr mit den Nachkühlketten ausfallen muss. Darüber hinaus tragen dann noch die Systemfunktionen, die zum Fluten des Primärkreises herangezogen werden (Fluten mit dem Reservestrang und Fluten mit den Druckspeichern) mit einer Importanz von jeweils 100 % zum Ergebnis bei. Das heißt, die Systemfunktionen sind in allen Minimalschnitten enthalten, die zu einem Systemschadenzustand der Deborierung führen.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Zu den Ausfallursachen tragen gemeinsam verursachte Ausfälle mit 41 % und menschliche Fehlhandlungen mit 28 % bei. Bei diesem auslösenden Ereignis erfolgt eine automatische Aktivierung von Systemfunktionen (Starten der Notstromdiesel und der Wiederschaltung der Nachkühlketten). Menschliche Fehlhandlungen tragen aus diesem Grund nicht dominant zum Ergebnis bei und gemeinsam verursachte Ausfälle haben eine höhere Relevanz als menschliche Fehlhandlungen. Das Startversagen aller vier D1-Notstromdiesel trägt als gemeinsam verursachter Ausfall mit einer Importanz von 13 % zur Nichtverfügbarkeit bei. Menschliche Handlungen kommen erst dann zum tragen, wenn die automatischen Aktionen ausgefallen sind.

Bei den Einzelbeiträgen zum Ausfall der Nachwärmeabfuhr mit den Nachkühlketten treten keine stark dominierenden Beiträge auf. Die höchsten Beiträge liefern das Betriebsversagen der Notnebenkühlwasserpumpe mit einer Importanz von 38 % und die Zuschaltung des Notnachkühlsystems mit 27 % Importanz.

Beiträge, die zum Ausfall des Nachkühlsystems führen, haben eine Importanz von 10 bis 18 %. Hierzu gehören z.B. der Ausfall des Zuschaltsignals des Nachkühlsystems, das Nichtöffnen des Rückschlagventils in der Saugleitung des Nachkühlsystems oder das Startversagen der Zwischenkühlpumpe.

Zum Ausfall der Wärmeabfuhr mit dem Dampferzeuger trägt das Betriebsversagen der Notspeisepumpe mit einer Importanz von 42 % und das Betriebsversagen des Notspeisediesels im Pumpbetrieb mit 20 % bei.

Zum Systemschadenzustand der Deborierung tragen menschliche Fehlhandlungen beim Auffüllen des Primärkreises 95 % bei.

7.4.3 Notstromfall - extern ($\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb, RDB offen)

- **Benötigte Systemfunktionen**

Bei nicht druckdicht verschlossenem Reaktordruckbehälter wird der $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb ebenfalls etwa 20 h mit zwei gedrosselten Nachkühlsträngen betrieben. Außer dem Dampferzeuger, der in dieser Betriebsphase zur Nachwärmeabfuhr nicht mehr genutzt

werden kann, stehen die gleichen Systemfunktionen wie in der Betriebsphase 1B2 (Abschnitt 7.4.2) bereit.

Die erforderlichen Maßnahmen zur Beherrschung des Ereignisses entsprechen im Wesentlichen denjenigen der Betriebsphase 1B2, außer dass eine Nachwärmeabfuhr mit dem Sekundärkreis nicht mehr möglich ist. Damit kann bei offenem Reaktordruckbehälter eine Deborierung des Kühlmittels durch Kondensation im Dampferzeuger nicht auftreten. Wie bei geschlossenem Reaktordruckbehälter muss zur Beherrschung des Ereignisses eine der Möglichkeiten zur Nachwärmeabfuhr mit den Nachkühlketten in Betrieb genommen werden. Bei einem Ausfall der Nachwärmeabfuhr dampft das Kühlmittelinventar in den Sicherheitsbehälter aus. Ein Fluten des Primärkreises mit dem Flutbehälter bzw. den Druckspeichern verlängert dann die für Gegenmaßnahmen, wie z.B. der Reparatur von ausgefallenen Komponenten, verfügbare Zeit.

- **Wahrscheinlichkeiten der Systemschadenzustände**

Für den Übergang vom auslösenden Ereignis „Notstromfall - extern“ in der Betriebsphase 1C zu einem Systemschadenzustand der Brennelementkühlung wurde eine Wahrscheinlichkeit von $7,1 \cdot 10^{-4}$ ermittelt. Mit der Wahrscheinlichkeit von $4,8 \cdot 10^{-4}$ für das bedingte Eintreten des auslösenden Ereignisses innerhalb der Betriebsphase 1C ergibt sich hieraus für Systemschadenzustände der Brennelementkühlung eine Wahrscheinlichkeit von $3,4 \cdot 10^{-7}$. Da in dieser Betriebsphase der Dampferzeuger nicht mehr zur Nachwärmeabfuhr genutzt werden kann, erhöht sich die Wahrscheinlichkeit für Systemschadenzustände um einen Faktor von 7,2 gegenüber der Betriebsphase 1B2.

- **Merkmale der Systemschadenzustände**

Die Systemschadenzustände werden bestimmt durch den Ausfall der Inbetriebnahme von Systemfunktionen zur Nachwärmeabfuhr bzw. der Bespeisung. Nach 3 - 4 h stellt sich mit einer Übergangswahrscheinlichkeit von $5,1 \cdot 10^{-4}$ ein Schadenszustand bei niedrigem Druck und offenem Primärkreis als Folge des Ausfalls der Nachwärmeabfuhr ein. Der Ausfall der Einspeisung aus dem Flutbehälter oder den Druckspeichern führt bereits nach 2 - 3 h zu einem Schadenszustand. Dieser Zustand wird mit einer Übergangswahrscheinlichkeit von $2,0 \cdot 10^{-4}$ erreicht.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Die wesentlichen Beiträge zur Übergangswahrscheinlichkeit werden auch bei diesem Ereignis von den Systemfunktionen geliefert, die eine Möglichkeit zur Nachwärmeabfuhr bereitstellen. Zu einem Ausfall der Brennelementkühlung kommt es nur dann, wenn alle diese Systemfunktionen ausfallen. Der Anteil der Systemfunktionen

- Wiederinbetriebnahme der Nachkühlsysteme,
- Umschalten des Reservestranges auf Nachkühlfunktion und
- Inbetriebnahme einer Notnachkühlkette

an den Ausfallkombinationen ist daher, wie beim analogen auslösenden Ereignis in der Betriebsphase 1B2 (Abschnitt 7.4.2), in jedem Fall 100 %.

Der Ausfall des Auffüllens des Reaktordruckbehälters bis zum Deckelflansch trägt mit einer Importanz von 29 % zu den Systemschadenzuständen bei.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Zu den Ausfallursachen tragen gemeinsam verursachte Ausfälle mit 38 % und menschliche Fehlhandlungen mit 28 % bei. Auch in dieser Betriebsphase werden die Systemfunktionen zunächst automatisch aktiviert, so dass menschliche Fehlhandlungen bei diesem Ereignis ebenfalls einen relativ geringen Beitrag liefern.

Bei den Einzelbeiträgen zum Ausfall der Nachwärmeabfuhr mit den Nachkühlketten treten keine stark dominierenden Beiträge auf. Die höchsten Beiträge liefern das Betriebsversagen der Notnebenkühlwasserpumpe mit einer Importanz von 38 % und die Zuschaltung des Notnachkühlsystems mit 27 % Importanz.

Beiträge, die zum Ausfall des Nachkühlsystems führen, haben wie beim analogen auslösenden Ereignis in der Betriebsphase 1B2 (Abschnitt 7.4.2), eine Importanz von etwa 10 - 18 %. Hierzu gehören auch bei offenem Reaktordruckbehälter der Ausfall des Zuschaltsignals des Nachkühlsystems, das Nichtöffnen des Rückschlagventils in der Saugleitung des Nachkühlsystems oder das Startversagen der Zwischenkühlpumpe.

7.4.4 Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch fehlerhafte Füllstandsabsenkung (Füllstandsabsenken auf $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb, RDB geschlossen)

- **Benötigte Systemfunktionen**

Als einleitende Ereignisse werden Ausfälle in der $\frac{3}{4}$ -Loop-Füllstandsmessung oder ein Ausfall des Schließens der ND-Reduzierstation beim Absenken des Füllstands auf $\frac{3}{4}$ -Loop unterstellt (siehe Tabelle 7.4). Infolge einer zu tiefen Füllstandsabsenkung saugen die beiden in Betrieb befindlichen Nachkühlstränge Stickstoff aus dem Primärkreis an und fallen aus.

Zur Beherrschung des Ereignisses ist das Auffüllen des Primärkreises mit dem in Flutbereitschaft stehenden Nachkühlstrang bis zum Druckhalterfüllstand $L_{DH} > 3$ m und dem Umschalten des Flutstrangs in Nachkühlung mit einem ausreichenden Kühlmitteldurchsatz erforderlich. Der Füllstand kann alternativ auch durch Einspeisen von zwei von sechs Druckspeichern angehoben werden. Kann der Flutstrang nicht in die Funktion Nachkühlen umgeschaltet werden, muss entweder der in Bereitschaft stehende Notnachkühlstrang aktiviert werden oder die zuvor in Betrieb befindlichen Stränge müssen entlüftet und wieder in Betrieb genommen werden.

Bei einem Ausfall der Nachwärmeabfuhr mit den Nachkühlketten steht ein Dampferzeuger mit der sekundärseitigen Notbespeisung zur Nachwärmeabfuhr bereit. Die Frischdampfabgabe erfolgt über das Abblaseregelventil in betrieblicher Regelung. Um eine Deborierung des Kühlmittels zu vermeiden, muss das Fluten des Primärkreises erfolgreich gewesen sein. Fällt die Frischdampfabgabe über das Abblaseregelventil aus, kann die Frischdampfabgabe auch bei hohem Druck über das Frischdampfsicherheitsventil erfolgen.

- **Wahrscheinlichkeiten der Systemschadenzustände**

Für den Übergang vom auslösenden Ereignis „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch fehlerhafte Füllstandsabsenkung“ zu einem Systemschadenzustand der Brennelementkühlung wurde eine Wahrscheinlichkeit von $9,4 \cdot 10^{-5}$ ermittelt. Mit der Wahrscheinlichkeit von $4,9 \cdot 10^{-6}$ für das bedingte Eintreten des auslösenden Ereignisses beim Absenken des Füllstands ergibt sich hieraus für Systemschadenzustände der Brennelementkühlung eine Wahrscheinlichkeit von $< 1 \cdot 10^{-9}$. Die Übergangswahrschein-

lichkeit für Systemschadenzustände der Deborierung beträgt $2 \cdot 10^{-7}$. Damit ergibt sich auch für diesen Systemschadenzustand eine Wahrscheinlichkeit von $< 1 \cdot 10^{-9}$.

- **Merkmale der Systemschadenzustände**

Die Systemschadenzustände der Brennelementkühlung sind entweder dadurch bestimmt, dass der Primärkreis nicht mehr aufgefüllt oder nach dem Auffüllen die Nachwärmeabfuhr mit den Nachkühlketten nicht mehr in Betrieb genommen werden kann. Im ersten Fall stellt sich bereits nach 1 - 2 h ein Schadenzustand bei mittlerem Primärkreisdruck ein. Im zweiten Fall beträgt die Zeit 3 bzw. 6 h, je nachdem ob ein Dampferzeuger gefüllt oder fehlerhaft entleert war.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Die wesentlichen Beiträge zur Übergangswahrscheinlichkeit werden bei diesem Ereignis ebenfalls von den Systemfunktionen geliefert, die eine Möglichkeit zur Nachwärmeabfuhr bereitstellen. Zu einem Ausfall der Brennelementkühlung kommt es nur dann, wenn diese Funktionen sämtlich ausfallen. Der Anteil der Systemfunktionen

- Umschalten des Reservestranges auf Nachkühlfunktion,
- Wiederinbetriebnahme der Nachkühlsysteme und
- Nachwärmeabfuhr über den Dampferzeuger

an den Ausfallkombinationen ist daher in jedem Fall 100 %.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Zu den Ausfallursachen tragen gemeinsam verursachte Ausfälle mit 80 % und menschliche Fehlhandlungen mit 99 % bei. Der hohe Anteil menschlicher Fehlhandlungen ist darauf zurückzuführen, dass keine automatischen Maßnahmen zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses wirksam werden. Der ebenfalls hohe Anteil der gemeinsam verursachten Ausfälle ist darauf zurückzuführen, dass dieser Ausfallmechanismus bereits beim einleitenden Ereignis eine hohe Relevanz hat, wie z.B. der GVA der Messumformer. Da der Fehlerbaum des einleitenden Ereignisses auf Grund der Abhängigkeiten der Systemfunktionen in den Gesamt-Fehlerbaum integriert werden muss, zeigt sich diese Relevanz auch beim Ergebnis.

Auf die Anteile einzelner Ausfallursachen wird auf Grund der geringen Relevanz des Ereignisses im Vergleich zu den anderen auslösenden Ereignissen nicht weiter eingegangen.

7.4.5 Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Betriebsversagen der Nachkühlketten (3/4-Loop-Betrieb, RDB geschlossen)

- **Benötigte Systemfunktionen**

Als einleitende Ereignisse werden Ausfälle der beiden in Betrieb befindlichen Nachkühlketten unterstellt (siehe Tabelle 7.4). Die im Betriebshandbuch festgelegte Mindestverfügbarkeit der Systemfunktionen entspricht der in Abschnitt 7.4.2 angegebenen Verfügbarkeit in der Betriebsphase 1B2. Zur Ermittlung der nachfolgend aufgeführten Mindestanforderungen an diese Systemfunktionen wurden thermohydraulische Analysen durchgeführt.

Zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses muss der Primärkreis aus einem Flutbehälter oder mit mindestens zwei von sechs Druckspeichern bis zu einem Druckhalterfüllstand $L_{DH} > 3$ m geflutet werden. Zur Wiederherstellung der Nachwärmeabfuhr kann die in Flutbereitschaft stehende Nachkühlkette auf Nachkühlung umgeschaltet oder die Notnachkühlkette zugeschaltet werden. Der Massenstrom ist hierzu auf die erforderliche Menge hochzuregeln. Fallen diese Möglichkeiten zur Nachwärmeabfuhr aus, kann die Nachwärme über den in Bereitschaft stehenden Dampferzeuger abgeführt werden. Der Dampferzeuger wird über das zugeordnete Notspeiseteilsystem bespeist, die Frischdampfabgabe erfolgt über das Abblaseregelventil in betrieblicher Regelung. Erfolgreiches Fluten vermeidet in diesem Fall eine Deborierung des Kühlmittels. Fällt die Frischdampfabgabe über das Abblaseregelventil aus, kann die Frischdampfabgabe auch bei hohem Druck über das Frischdampfsicherheitsventil erfolgen.

- **Wahrscheinlichkeiten der Systemschadenzustände**

Für den Übergang vom auslösenden Ereignis „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Betriebsversagen der Nachkühlketten“ in der Betriebsphase 1B2 zu einem Systemschadenzustand der Brennelementkühlung wurde eine Wahrscheinlichkeit von $2,3 \cdot 10^{-3}$ ermittelt, für den Übergang zu einem Systemschadenzustand der Deborierung

ergab sich eine Wahrscheinlichkeit von $6,5 \cdot 10^{-4}$. Mit der Wahrscheinlichkeit von $4,8 \cdot 10^{-5}$ für das Eintreten des auslösenden Ereignisses innerhalb der Betriebsphase 1B2 ergibt sich damit für Systemschadenzustände der Brennelementkühlung eine Wahrscheinlichkeit von $1,1 \cdot 10^{-7}$ und für Systemschadenzustände der Deborierung eine Wahrscheinlichkeit von $3,3 \cdot 10^{-8}$.

- **Merkmale der Systemschadenzustände**

Die Systemschadenzustände der Brennelementkühlung werden durch den Ausfall der Möglichkeiten zur Nachwärmeabfuhr mit den Nachkühlketten und der Nachwärmeabfuhr über den Dampferzeuger bestimmt. Je nachdem, ob der Dampferzeuger entleert oder gefüllt war, stellt sich nach frühestens 3 bzw. 6 h ein Schadenszustand bei mittlerem Druck im Primärkreis ein. Ist auch das Auffüllen des Primärkreises ausgefallen, stellt sich der Schadenszustand bereits nach 1 - 2 h ein. Die Übergangswahrscheinlichkeit für diesen Schadenszustand ist jedoch vernachlässigbar.

Ein Systemschadenzustand der Deborierung stellt sich bei einer Nachwärmeabfuhr über den Dampferzeuger und nicht erfolgtem Fluten des Primärkreises, wie in Abschnitt 7.4.2 beschrieben, ein.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Die wesentlichen Beiträge zur Übergangswahrscheinlichkeit werden von den Systemfunktionen geliefert, die eine Möglichkeit zur Nachwärmeabfuhr bereitstellen. Die Systemfunktionen, die eine Nachkühlmöglichkeit bereitstellen wie

- Umschalten des Reservestranges auf Nachkühlfunktion,
- Inbetriebnahme einer Notnachkühlkette oder
- Nachwärmeabfuhr über einen Dampferzeuger

tragen mit einer Importanz von 100 % zum Systemschaden bei.

Bei den Systemschadenzuständen der Deborierung tragen die Systemfunktionen, die zum Fluten des Primärkreises benötigt werden, mit einer Importanz von jeweils 100 % zum Ergebnis bei.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Zu den Ausfallursachen tragen gemeinsam verursachte Ausfälle mit 97 % und menschliche Fehlhandlungen mit 13 % bei. Der hohe Anteil der gemeinsam verursachten Ausfälle ist darauf zurückzuführen, dass das einleitende Ereignis bereits zu 91 % durch gemeinsam verursachten Ausfälle bestimmt ist, die zu einem Ausfall der Nachwärmeabfuhr führen. Wegen dieses hohen Anteils, und da Möglichkeiten zur Reparatur nicht berücksichtigt wurden, ist der Anteil menschlicher Fehlhandlungen entsprechend gering.

Bei den Einzelbeiträgen zum Ausfall der Nachwärmeabfuhr mit den Nachkühlketten trägt der GVA (4v4) der Nebenkühlwasserpumpen mit 43 %, der GVA (4v4) der Nachkühlpumpen mit 25 % sowie der GVA (3v4) jeweils mit 14 % zum Ergebnis bei.

Die Beiträge zum Ausfall der Wärmeabfuhr mit dem Dampferzeuger sowie zum Systemschadenzustand der Deborierung entsprechen denjenigen beim Ereignis T1.1, 1B2 (siehe Abschnitt 7.4.2).

7.4.6 Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Betriebsversagen der Nachkühlketten ($\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb, RDB offen)

- **Benötigte Systemfunktionen**

Einleitende Ereignisse mit einem Ausfall der beiden in Betrieb befindlichen Nachkühlketten wurden auch bei offenem Reaktordruckbehälter untersucht (siehe Tabelle 7.4). Die Mindestverfügbarkeit der Systemfunktionen entspricht der in Abschnitt 7.4.5 angegebenen Verfügbarkeit in der Betriebsphase 1B2.

Die erforderlichen Maßnahmen zur Beherrschung des Ereignisses entsprechen im Wesentlichen denjenigen bei der Betriebsphase 1B2, jedoch ist eine Nachwärmeabfuhr mit dem Sekundärkreis nicht möglich. Zur Beherrschung des Ereignisses ist daher eine der Möglichkeiten zur Nachwärmeabfuhr mit den Nachkühlketten in Betrieb zu nehmen. Bei einem Ausfall der Nachwärmeabfuhr dampft das Kühlmittelinventar in den Sicherheitsbehälter aus. Durch das Fluten des Primärkreises mit dem Flutbehälter bzw. den Druckspeichern kann dann die für Gegenmaßnahmen verfügbare Zeit verlängert werden.

- **Wahrscheinlichkeiten der Systemschadenzustände**

Für den Übergang vom auslösenden Ereignis „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Betriebsversagen der Nachkühlketten“ in der Betriebsphase 1C zu einem Systemschadenzustand der Brennelementkühlung wurde eine Wahrscheinlichkeit von $1,7 \cdot 10^{-2}$ ermittelt. Mit der Wahrscheinlichkeit von $4,8 \cdot 10^{-5}$ für das bedingte Eintreten des auslösenden Ereignisses innerhalb der Betriebsphase 1C ergibt sich damit für Systemschadenzustände der Brennelementkühlung eine Wahrscheinlichkeit von $8,1 \cdot 10^{-7}$. Da in dieser Betriebsphase die Nachwärme nicht über einen Dampferzeuger abgeführt werden kann, erhöht sich die Wahrscheinlichkeit für Systemschadenzustände um einen Faktor von ca. 7,4 gegenüber dem analogen Ereignis in der Betriebsphase 1B2 (Abschnitt 7.4.5).

- **Merkmale der Systemschadenzustände**

Die Systemschadenzustände werden bestimmt durch den Ausfall der Inbetriebnahme der Möglichkeiten zur Nachwärmeabfuhr bzw. der Bespeisung. Nach 3 - 4 h stellt sich mit einer Übergangswahrscheinlichkeit von $1,7 \cdot 10^{-2}$ ein Schadenzustand bei niedrigem Druck und offenem Primärkreis als Folge des Ausfalls der Nachwärmeabfuhr ein. Der Ausfall der Einspeisung aus dem Flutbehälter oder den Druckspeichern führt bereits nach 2 - 3 h zu einem Schadenzustand. Dieser Zustand wird mit einer Übergangswahrscheinlichkeit von $5,8 \cdot 10^{-6}$ erreicht.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Die wesentlichen Beiträge zur Übergangswahrscheinlichkeit werden bei diesem Ereignis ebenfalls von den Systemfunktionen geliefert, die eine Möglichkeit zur Nachwärmeabfuhr bereitstellen. Zu einem Ausfall der Brennelementkühlung kommt es nur dann, wenn diese Systemfunktionen sämtlich ausfallen. Der Anteil der Systemfunktionen

- Umschalten des Reservestranges auf Nachkühlfunktion und
- Inbetriebnahme einer Notnachkühlkette

an den Ausfallkombinationen ist daher in jedem Fall 100 %.

Der Ausfall des Auffüllens des Reaktordruckbehälters bis zum Deckelflansch trägt mit einer Importanz von 1 % zum Ergebnis bei.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Wie beim analogen auslösenden Ereignis in der Betriebsphase 1B2 (Abschnitt 7.4.5) - und aus den gleichen Gründen - tragen gemeinsam verursachte Ausfälle stark dominierend (mit 97 %) und menschliche Fehlhandlungen nur gering (mit 10 %) bei.

Bei den Einzelbeiträgen zum Ausfall der Nachwärmeabfuhr mit den Nachkühlketten dominieren ebenfalls der GVA (4v4) der Nebenkühlwasserpumpen mit 44 %, der GVA (4v4) der Nachkühlpumpen mit 23 % sowie der GVA (3v4) jeweils mit 15 %.

7.4.7 Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch fehlerhafte Anregung der Notkühlsignale (¾-Loop-Betrieb, RDB geschlossen)

- **Benötigte Systemfunktionen**

Das auslösende Ereignis kann während des Absenkens des Füllstands auf ¾-Loop auftreten, wenn die entsprechenden Reaktorschutzsignale zu diesem Zeitpunkt angekoppelt sind. Infolge eines Ausfalls der Brückung des Signals „Druckhalterfüllstand < 2,28 m“ kommt es zur Anregung der Notkühlsignale und damit zur Umschaltung aller Nachkühlsysteme in die Funktion „Einspeisen“. Die im Betriebshandbuch festgelegte Mindestverfügbarkeit der Systemfunktionen entspricht der in Abschnitt 7.4.2 angegebenen Verfügbarkeit in der Betriebsphase 1B2.

Zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses ist das Rücksetzen der Notkühlsignale, das Abschalten der Zusatzborierpumpen und die Wiederinbetriebnahme der Nachwärmeabfuhr erforderlich. Misslingt das Rücksetzen der Notkühlsignale, wird die Druckbegrenzung des Primärkreislaufs und die Nachwärmeabfuhr über den Dampferzeuger erforderlich. Zur Funktion des Dampferzeugers sind das Notspeiseteilsystem und die Frischdampfabgabe erforderlich (siehe Abschnitt 7.4.2). Ein Systemschadenszustand der Deborierung infolge der Nachwärmeabfuhr über den Dampferzeuger kann bei diesem auslösenden Ereignis nicht auftreten, da das Fluten des Primärkreises bereits durch das auslösende Ereignis selbst erfolgt.

- **Wahrscheinlichkeiten der Systemschadenzustände**

Für den Übergang vom auslösenden Ereignis „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch fehlerhafte Anregung der Notkühlsignale“ in der Betriebsphase 1B2 zu einem Systemschadenzustand der Brennelementkühlung wurde eine Wahrscheinlichkeit von $1,3 \cdot 10^{-4}$ ermittelt. Mit der Wahrscheinlichkeit von $7,6 \cdot 10^{-3}$ für das bedingte Eintreten des auslösenden Ereignisses innerhalb der Betriebsphase 1B2 ergibt sich hieraus für Systemschadenzustände der Brennelementkühlung eine Wahrscheinlichkeit von $1,0 \cdot 10^{-6}$.

Nach Abschluss der Untersuchungen wurde festgestellt, dass die betriebliche Druckbegrenzung in der Betriebsphase 1B2 bei einem höheren Druck erfolgt, als zunächst ermittelt wurde. Zur Wiedereinschaltung der Nachkühlketten sind in diesem Fall oberhalb 3,1 MPa Maßnahmen zur Druckabsenkung erforderlich, die in der vorliegenden Analyse nicht mehr bewertet werden konnten. Die Auswirkungen dieser geänderten Voraussetzungen auf die Ergebnisse der PSA wurden bisher nicht untersucht.

- **Merkmale der Systemschadenzustände**

Bei diesem auslösenden Ereignis können sich unterschiedliche Systemschadenzustände der Brennelementkühlung einstellen, die durch den Ausfall der Wiederinbetriebnahme der Nachwärmeabfuhr mit den Nachkühlketten und der Nachwärmeabfuhr über den Dampferzeuger bestimmt sind. Mit einer Übergangswahrscheinlichkeit von $1,2 \cdot 10^{-4}$ kommt es nach 3 bzw. 6 h, je nachdem, ob der Dampferzeuger entleert oder gefüllt war, zu einem Schadenszustand bei mittlerem Druck im Primärkreis. Ein Systemschadenzustand bei hohem Primärkreisdruck infolge des Ausfalls der betrieblichen Druckbegrenzung stellt sich mit einer Übergangswahrscheinlichkeit von $1,2 \cdot 10^{-5}$ ein. In diesem Fall erfolgt die Druckbegrenzung mit dem Druckhalter-Sicherheitsventil. Die Übergangswahrscheinlichkeit zu Systemschadenzuständen mit einem Ausfall der Druckbegrenzung des Primärkreises ist $< 10^{-9}$ und somit vernachlässigbar.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Den wesentlichen Beitrag zur Übergangswahrscheinlichkeit liefert die Wiederinbetriebnahme der Nachwärmeabfuhr mit einer Importanz von 89 % und die Nachwärmeabfuhr über einen Dampferzeuger mit 100 %. Das Rücksetzen der Notkühlkriterien, das Abschalten der Zusatzborierpumpen und die Druckbegrenzung tragen jeweils mit etwa 10 % zur Übergangswahrscheinlichkeit bei.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Zu den Ausfallursachen tragen gemeinsam verursachte Ausfälle mit nur 2 % und menschliche Fehlhandlungen zu 100 % bei. Der geringe Anteil der gemeinsam verursachten Ausfälle ist darauf zurückzuführen, dass hier die Handmaßnahmen zur Rücksetzung der Notkühlsignale und zur Wiederschaltung der Nachwärmeabfuhr sehr stark dominieren. Zu den gemeinsam verursachten Ausfällen trägt ausschließlich das Startversagen der Notspeisediesel zur Dampferzeugerbespeisung bei. Zur Übergangswahrscheinlichkeit trägt das Betriebsversagen der Notspeisepumpe zur Dampferzeugerbespeisung mit einer Importanz von 42 % und das Betriebsversagen des Notspeisediesels mit 19 % bei.

7.4.8 Leck am Nachkühlsystem im Sicherheitsbehälter und im Ringraum < 25 cm² (3/4-Loop-Betrieb, RDB geschlossen)

- **Benötigte Systemfunktionen**

Als Leckmechanismen bei Nichtleistungsbetrieb werden Vibrationen, Temperaturwechselbeanspruchung und Wartungsfehler unterstellt. Ein Leck führt zu einem Füllstandsabfall bis die in Betrieb befindlichen Nachkühlketten Stickstoff aus dem Primärkreis ansaugen und ausfallen. Lecks innerhalb des Sicherheitsbehälter und im Ringraum wurden wegen der Unterschiede in der Detektierbarkeit zunächst getrennt untersucht. Bei Berücksichtigung der erweiterten Betriebsdokumentation des Betreibers ist dieser Einfluss jedoch vernachlässigbar, so dass beide Lecklagen gemeinsam behandelt werden können. Die geforderte Mindestverfügbarkeit der Systemfunktionen entspricht der Beschreibung in Abschnitt 7.4.2.

Zur Beherrschung eines Lecks in einem Nachkühlstrang ist das Fluten mit dem Flutstrang bis zum Druckhalterfüllstand $L_{DH} > 3$ m und das Umschalten des Flutstrangs zur Nachwärmeabfuhr sowie die Wiederinbetriebnahme des intakten Nachkühlstrangs nach Detektion des defekten Strangs erforderlich. Alternativ kann das Hochfluten auch mit den Druckspeichern und die Nachwärmeabfuhr entweder mit dem Notnachkühlstrang oder über den betriebsbereiten Dampferzeuger erfolgen. Bei einer Nachwärmeabfuhr über den Dampferzeuger ist zur Vermeidung einer Deborierung des Kühlmittels wiederum das Fluten des Primärkreises erforderlich.

- **Wahrscheinlichkeiten der Systemschadenzustände**

Für den Übergang vom auslösenden Ereignis „Leck am Nachkühlsystem im Sicherheitsbehälter“ in der Betriebsphase 1B2 zu einem Systemschadenzustand der Brennelementkühlung wurde eine Wahrscheinlichkeit von $2,2 \cdot 10^{-4}$ ermittelt, für den Übergang zu einem Systemschadenzustand der Deborierung ergab sich eine Wahrscheinlichkeit von $5,4 \cdot 10^{-6}$. Mit der Wahrscheinlichkeit von $1,3 \cdot 10^{-4}$ für das bedingte Eintreten des auslösenden Ereignisses innerhalb der Betriebsphase 1B2 ergibt sich hieraus für Systemschadenzustände der Brennelementkühlung eine Wahrscheinlichkeit von $2,7 \cdot 10^{-8}$ und für Systemschadenzustände der Deborierung eine Wahrscheinlichkeit von $< 10^{-9}$. Die gleichen Übergangswahrscheinlichkeiten ergeben sich für das „Leck am Nachkühlsystem im Ringraum“.

- **Merkmale der Systemschadenzustände**

Es treten zwei Systemschadenzustände der Brennelementkühlung auf, die entweder durch den Ausfall der Möglichkeiten zur Nachwärmeabfuhr oder durch einen Bespeisungsausfall gekennzeichnet sind. Mit einer Übergangswahrscheinlichkeit von $2,2 \cdot 10^{-4}$ stellt sich nach 3 bzw. 6 h, je nachdem, ob der Dampferzeuger entleert oder gefüllt war, ein Schadenszustand bei mittlerem Druck im Primärkreis infolge des Ausfalls der Nachwärmeabfuhr ein. Mit einer Übergangswahrscheinlichkeit von $2,4 \cdot 10^{-7}$ kommt es bereits nach 1 - 2 h zu einem Schadenszustand infolge eines Ausfalls des Flutens des Primärkreises.

Die Wahrscheinlichkeit des Systemschadenzustands der Deborierung ist vernachlässigbar.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Die wesentlichen Beiträge zur Übergangswahrscheinlichkeit liefern die Systemfunktionen, die eine Möglichkeit zur Nachwärmeabfuhr bereitstellen. Im Einzelnen tragen die Systemfunktionen

- Umschalten des Reservestranges auf Nachkühlfunktion,
- Wiederinbetriebnahme des intakten Nachkühlstrangs und
- Nachwärmeabfuhr über einen Dampferzeuger

mit jeweils 100 % Importanz zum Ergebnis bei.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Zu den Ausfallursachen tragen gemeinsam verursachte Ausfälle mit 5 % und menschliche Fehlhandlungen mit 83 % bei. Der hohe Anteil der menschlichen Fehler ist darauf zurückzuführen, dass bei diesem auslösenden Ereignis keine automatische Aktivierung von Systemfunktionen erfolgt.

Unabhängige Ausfälle tragen wesentlich zum Ergebnis bei: der Ausfall der Handmaßnahmen zur Wiederinbetriebnahme des intakten Nachkühlstrangs mit einer Importanz von 66 %, das Nichtöffnen des Rückschlagventils in der Saugleitung des Nachkühlsystems mit 32 % und das Nichtöffnen der Erstabspernung mit einer Importanz von 19 %. Weitere unabhängige Ausfälle folgen mit geringeren Importanzen.

Zum Ausfall der Wärmeabfuhr mit dem Dampferzeuger trägt im Wesentlichen, wie in Abschnitt 7.4.2 beschrieben, das Betriebsversagen der Notspeisepumpe und des Notspeisediesels im Pumpbetrieb bei.

7.4.9 Leck am Nachkühlsystem im Sicherheitsbehälter und im Ringraum < 25 cm² (3/4-Loop-Betrieb, RDB offen)

- **Benötigte Systemfunktionen**

Ein Leck im Nachkühlsystem kann bei offenem Reaktordruckbehälter auftreten. Auch hier werden die Lecklagen „Sicherheitsbehälter“ und „Ringraum“ unter Berücksichtigung der erweiterten Betriebsdokumentation des Betreibers gemeinsam behandelt. Die mindestens verfügbaren Systemfunktionen sind wieder identisch mit der Betriebsphase 1B2, jedoch ist der Dampferzeuger in dieser Betriebsphase zur Nachwärmeabfuhr nicht mehr wirksam.

Die erforderlichen Maßnahmen zur Beherrschung des Ereignisses sind die gleichen wie bei der Betriebsphase 1B2, ausgenommen die Nachwärmeabfuhr über den Sekundärkreis. Zur Beherrschung des Ereignisses muss daher eine der Möglichkeiten zur Nachwärmeabfuhr mit den (intakten) Nachkühlketten in Betrieb genommen werden. Bei einem Ausfall der Nachwärmeabfuhr dampft das Kühlmittelinventar in den Sicherheitsbehälter aus. Durch Fluten des Primärkreises mit dem Flutbehälter bzw. den Druckspeichern kann die für Gegenmaßnahmen verfügbare Zeit verlängert werden.

- **Wahrscheinlichkeiten der Systemschadenzustände**

Für den Übergang vom auslösenden Ereignis „Leck am Nachkühlsystem im Sicherheitsbehälter“ in der Betriebsphase 1C zu einem Systemschadenzustand der Brennelementkühlung wurde eine Wahrscheinlichkeit von $1,4 \cdot 10^{-3}$ ermittelt. Mit der Wahrscheinlichkeit von $1,3 \cdot 10^{-4}$ für das bedingte Eintreten des auslösenden Ereignisses innerhalb der Betriebsphase 1C ergibt sich hieraus für Systemschadenzustände der Brennelementkühlung eine Wahrscheinlichkeit von $1,8 \cdot 10^{-7}$. Die gleichen Übergangswahrscheinlichkeiten ergeben sich für das „Leck am Nachkühlsystem im Ringraum“. Da der Dampferzeuger in diesem Fall nicht zur Nachwärmeabfuhr eingesetzt werden kann, erhöht sich die Wahrscheinlichkeit für einen Systemschadenzustand gegenüber den analogen Ereignissen in der Betriebsphase 1B2 (Abschnitt 7.4.8) etwa um den Faktor 6,7.

- **Merkmale der Systemschadenszustände**

Die Systemschadenszustände werden bestimmt durch den Ausfall der Inbetriebnahme der Möglichkeiten zur Nachwärmeabfuhr oder einen Ausfall der Bespeisung. Nach 3 - 4 h stellt sich mit einer Übergangswahrscheinlichkeit von $1,4 \cdot 10^{-3}$ ein Schadenszustand bei niedrigem Druck und offenem Primärkreis infolge des Ausfalls der Nachwärmeabfuhr ein. Zu einem Ausfall des Flutens kommt es mit einer Übergangswahrscheinlichkeit von $5,7 \cdot 10^{-6}$. Ein Schadenszustand bei niedrigem Druck stellt sich dann nach 1 - 2 h ein.

- **Beiträge der Ausfälle von Systemfunktionen**

Die wesentlichen Beiträge zur Übergangswahrscheinlichkeit liefern auch in der Betriebsphase 1C die Systemfunktionen, die eine Möglichkeit zur Nachwärmeabfuhr bereitstellen. Im Einzelnen tragen die Systemfunktionen

- Umschalten des Reservestranges auf Nachkühlfunktion und die
- Wiederinbetriebnahme des intakten Nachkühlstrangs

mit jeweils 100 % Importanz zum Ergebnis bei.

- **Beiträge einzelner Ausfallursachen (Importanzen)**

Zu den Ausfallursachen tragen gemeinsam verursachte Ausfälle mit 3 % und menschliche Fehlhandlungen mit 84 % bei. Der hohe Anteil der menschlichen Fehlhandlungen ist bei diesem auslösenden Ereignis ebenfalls darauf zurückzuführen, dass keine automatische Aktivierung von Systemfunktionen erfolgt.

Wie beim geschlossenen RDB tragen auch hier unabhängige Ausfälle wesentlich zum Ergebnis bei. Die Importanzen sind analog zur Betriebsphase 1B2.

7.5 Zusammenfassende Erläuterungen zu den Systemschadenszuständen

Zur Erprobung der Methoden einer PSA für den Nichtleistungsbetrieb wurden auslösende Ereignisse untersucht, die typisch für den Nichtleistungsbetrieb sind und von

denen nach heutigem Kenntnisstand die wesentlichen Beiträge zu Systemschadenszuständen einer Anlage bei Nichtleistungsbetrieb erwartet werden. Dies sind auslösende Ereignisse (Transienten und Kühlmittelverluste), die zu einem Ausfall der Nachwärmeabfuhr führen können, sowie Ereignisse, die zur Bildung von Deionat im Primärkreis führen können (Deborierungen).

- **Auslösende Ereignisse**

Auslösende Ereignisse mit Ausfall der Nachwärmeabfuhr wurden für den $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb nach dem Abfahren bei geschlossenem und offenem Reaktordruckbehälter untersucht. Bei diesen Betriebsphasen (1B2 und 1C) sind die Anforderungen an die Systemfunktionen zur Brennelementkühlung am höchsten. Die größte Eintrittswahrscheinlichkeit hat die Transiente „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Fehlanregung der Notkühlsignale“. Ein solches Ereignis ist in deutschen Anlagen mit DWR mehrfach aufgetreten. Dabei ist jedoch zu beachten, dass das Ereignis nicht auftreten kann, wenn vor der Füllstandsabsenkung die entsprechenden Reaktorschutzsignale abgekoppelt werden. Auslösende Ereignisse durch Kühlmittelverlust werden bei druckentlastetem Primärkreis nur an den anschließenden Systemen, z.B. infolge von Vibrationen, unterstellt. Die Wahrscheinlichkeit für derartige Lecks ist vergleichsweise niedrig.

Für auslösende Ereignisse, die zu einem ungewollten Eintrag von Deionat von außen in den Primärkreis führen können (im Unterschied zur Deborierung des Kühlmittels durch Kondensatansammlung nach einem Ausfall der Nachwärmeabfuhr mit den Nachkühlketten), wurde die Wahrscheinlichkeit eines Deionateintrags in den Primärkreis untersucht. Erkennungskriterien am Primärsystem, wie z.B. ein Füllstandsanstieg, und daraus abzuleitende Gegenmaßnahmen zur Begrenzung des Deionateintrags wurden nicht bewertet. Aussagen zum Vermischungsverhalten bis zum Kerndurchgang sowie über das Kritikalitätsverhalten des Kerns können noch nicht getroffen werden. Wahrscheinlichkeiten für Systemschadenszustände bzw. für Kernschadenszustände infolge eines Eintrags von Deionat in den Primärkreis konnten daher nicht ermittelt werden.

- **Systemschadenzustände**

Die Häufigkeit für Systemzustände der Brennelementkühlung während des Nichtleistungsbetriebs liegt mit $2,7 \cdot 10^{-6}/a$ bei einer Revision pro Jahr in der Größenordnung der Häufigkeit von Systemzuständen im Leistungsbetrieb. In der PSA für den Nichtleistungsbetrieb werden zunächst Wahrscheinlichkeiten für Systemzustände pro Revision ermittelt. Multipliziert mit der Anzahl der Revisionen pro Jahr (Annahme hier: eine Revision) ergeben sich daraus Häufigkeiten pro Jahr, die mit den Ergebnissen zum Leistungsbetrieb vergleichbar sind. Die Beiträge der einzelnen auslösenden Ereignisse zur Summe der Häufigkeit sowie die Beiträge der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen sind in den Abbildungen 7.1 bis 7.4 für die Systemzustände der Brennelementkühlung und in Abbildung 7.5 für die Systemzustände der Deborierung dargestellt.

Die höchsten Beiträge, die für nicht untersuchte auslösende Ereignisse abgeschätzt wurden, sind die Beiträge für „Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser“ mit $1,2 \cdot 10^{-7}/a$ und „Ausfall Hauptspeisewasser mit Ausfall Hauptwärmesenke“ mit $1,5 \cdot 10^{-7}/a$. Berücksichtigt man diese Beiträge vorbehaltlich einer detaillierten Analyse der Ereignisse, erhöht sich das Gesamtergebnis unwesentlich auf ca. $3 \cdot 10^{-6}/a$.

Bei der oben genannten Gesamthäufigkeit liefert der „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch fehlerhafte Anregung der Notkühlsignale“ mit ca. $1 \cdot 10^{-6}/a$ den Hauptbeitrag. Dieses Ereignis kann nur auftreten, wenn der Reaktorschutz während der Füllstandsabsenkung noch vollständig angekoppelt ist. Für eine Revision, bei der die entsprechenden Reaktorschutzsignale frühzeitig abgekoppelt werden, erniedrigt sich das Gesamtergebnis auf $1,7 \cdot 10^{-6}/a$, bei angekoppeltem Reaktorschutz erhöht es sich auf ca. $6,4 \cdot 10^{-6}/a$. In der PSA wurden die Häufigkeiten mit und ohne Abkopplung der Reaktorschutzsignale mit der jeweiligen Anzahl der Revisionen gewichtet, bei denen in der Referenzanlage die Reaktorschutzsignale abgekoppelt bzw. nicht abgekoppelt waren.

Das frühzeitige Abkoppeln der Reaktorschutzsignale könnte eine effektive Maßnahme zur Minderung der Wahrscheinlichkeit für Systemzustände während des Nichtleistungsbetriebs darstellen. Eine abschließende Aussage hierzu ist derzeit jedoch nicht möglich, da mögliche negative Auswirkungen eines frühzeitigen Abkoppelns in der vorliegenden PSA nicht untersucht wurden.

Für die Systemschadenzustände mit Deborierung des Kühlmittels infolge Kondensatansammlung nach einem Ausfall der Nachwärmeabfuhr mit den Nachkühlketten wird eine Häufigkeit von $3,5 \cdot 10^{-8}/a$ ermittelt. Auch dieser Wert geht von einer Revision pro Jahr aus.

Systemschadenzustände treten etwa zu 45 % bei geschlossenem und zu ca. 55 % bei offenem Reaktordruckbehälter auf (siehe Abbildung 7.2). Zu etwa 85 % werden Systemschadenzustände durch Transienten und zu ca. 15 % durch Leckstörfälle ausgelöst.

Gemessen an ihrer Wahrscheinlichkeit sind Systemschadenzustände, die durch einen Ausfall der Bespeisung (b3) oder unzulässig hohem Druck im Reaktordruckbehälter (b4) gekennzeichnet sind, unbedeutend gegenüber Systemschadenzuständen infolge eines Ausfalls der Nachwärmeabfuhr (b1). Die minimalen Zeiten, nach denen eine Kernaufheizung beginnen kann, liegen zwischen etwa 1 h und ca. 6 h. Werden weitere Nachspeisemöglichkeiten berücksichtigt, beginnt die Kernaufheizung nach frühestens 10 h.

Bei den Transienten liefert in der Betriebsphase 1C, bei offenem Reaktordruckbehälter, das auslösende Ereignis „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Betriebsversagen der Nachkühlketten“ den dominierenden Beitrag. Dies ist im Wesentlichen auf den Ausfall der Nachwärmeabfuhr infolge eines Ausfalls aus gemeinsamer Ursache und auf das Fehlen alternativer Möglichkeiten der Nachwärmeabfuhr (z.B. über einen Dampferzeuger) zurückzuführen. In der Betriebsphase 1B2, bei geschlossenem Reaktordruckbehälter, liefert das auslösende Ereignis „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Fehlanregung der Notkühlsignale“ den dominierenden Beitrag zu den durch Transienten ausgelösten Systemschadenzuständen. Die Systemschadenzustände sind hier im Wesentlichen durch einen Ausfall der Wiederinbetriebnahme der Nachwärmeabfuhr gekennzeichnet.

Die Kühlmittelverluststörfälle tragen nur in der Betriebsphase 1C, bei offenem Reaktordruckbehälter, signifikant zu den Systemschadenzuständen bei (ca. 22 %). In der Betriebsphase 1B2, bei geschlossenem Reaktordruckbehälter, liegt der Beitrag nur bei ca. 4 %. Dies ist darauf zurückzuführen, dass bei geschlossenem Reaktordruckbehälter nach der Isolation des Lecks noch die Nachwärmeabfuhr über den Dampferzeuger möglich ist. Die Lecklage (im Ringraum oder im Sicherheitsbehälter) wirkt sich nicht auf

das Ergebnis aus, da die zusätzlich vom Betreiber erstellte Betriebsdokumentation zunächst keine Leckdetektion erfordert.

Die Häufigkeit für Systemschadenzustände durch Deborierung des Kühlmittels in Folge einer Kondensatansammlung nach einem Ausfall der Nachwärmeabfuhr mit den Nachkühlketten wird zu etwa 95 % vom auslösenden Ereignis „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Betriebsversagen der Nachkühlketten“ bestimmt. In diesem Fall ist bei einem gemeinsam verursachten Ausfall der Nachkühlstränge auch das Fluten des Primärkreises mit dem in Flutbereitschaft stehenden Nachkühlstrang zur Vermeidung einer Deborierung nicht verfügbar.

Das Gesamtergebnis ist durch einen GVA-Anteil mit einer Importanz von 40 % geprägt. Der Anteil variiert für die zehn untersuchten auslösenden Ereignisse zwischen 2 und 97 % (siehe Tabelle 7.6). Insbesondere bei den Kühlmittelverlusten ist der GVA-Anteil gering, da hier keine redundanten Systeme erforderlich sind. Menschliche Fehlhandlungen tragen außer beim Notstromfall (automatische Wiedereinschaltung der Systeme) und beim Betriebsversagen der Nachkühlketten wesentlich zum Ergebnis bei. Die Importanz bezogen auf das Gesamtergebnis liegt bei ca. 60 %. Beim „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Betriebsversagen“ ist der Anteil menschliche Fehlhandlungen infolge des dominierenden Ausfalls der Komponenten aus gemeinsamer Ursache als einleitendes Ereignis nur gering.

Die Untersuchungen zum Nichtleistungsbetrieb haben gezeigt, dass die Systemschadenzustände während dieser Betriebsphasen im Vergleich zum Leistungsbetrieb nicht vernachlässigbar sind und die Methoden einer PSA für den Leistungsbetrieb nach spezifischen Ergänzungen auch für den Nichtleistungsbetrieb angewendet werden können.

Bei der Bewertung der Ergebnisse ist zu berücksichtigen, dass die Untersuchungen primär der Erprobung der Methoden diene. Eine umfassende PSA der Stufe 1 für den Nichtleistungsbetrieb könnte weitgehend die gleichen Methoden wie die vorliegende PSA verwenden, sie würde jedoch erheblich höheren Aufwand erfordern. Neuartige Anforderungen an die Methoden könnten sich bei der Untersuchung der in dieser PSA nicht berücksichtigten übergreifenden Einwirkungen von innen und außen ergeben.

7.6 Unsicherheiten der Zuverlässigkeitsanalyse

Bei den quantitativen Untersuchungen zum Nichtleistungsbetrieb werden die Kenntnisunsicherheiten bei den Wahrscheinlichkeiten der auslösenden bzw. einleitenden Ereignisse und bei den Zuverlässigkeitsdaten für die Systemkomponenten und die Handmaßnahmen methodisch wie bei der PSA für den Leistungsbetrieb behandelt. Die Berücksichtigung der Kenntnisstandabhängigkeiten und die Ermittlung der Unsicherheiten erfolgten in der gleichen Weise, wie im Abschnitt 5.4 für den Leistungsbetrieb beschrieben.

Die Unsicherheiten der Ausfallraten bzw. -wahrscheinlichkeiten wurden bisher in der Regel durch angepasste Lognormal-Verteilungen dargestellt. Im Laufe der Arbeiten hat sich gezeigt, dass es sinnvoller ist, bei Ausfallraten Gamma-Verteilungen und bei Ausfallwahrscheinlichkeiten Beta-Verteilungen zu verwenden. Die entsprechenden Umstellungen wurden bei einer Betriebstransiente sowie bei ausgewählten Personalhandlungen mit dominanten Beiträgen und der Eintrittswahrscheinlichkeit eines dominanten auslösenden Ereignisses vorgenommen. Dies führte zur Anwendung der folgenden Verteilungen:

- Gamma-Verteilung für die Eintrittshäufigkeit von Betriebstransienten (Notstromfall - extern).
- Lognormal-Verteilung für
 - die Wahrscheinlichkeit von Leckagen
 - Ausfallraten für Ausfälle von Komponentenfunktionen
 - Ausfallwahrscheinlichkeiten von Komponentenfunktionen
- Beta-Verteilungen für
 - Wahrscheinlichkeiten für Personalhandlungen (ausgewählte Handlungen),
 - die Wahrscheinlichkeit des auslösenden Ereignisses
„Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Fehlanregung der Notkühlsignale“

Eine generelle Umstellung aller Lognormal-Verteilungen wurde in der vorliegenden PSA noch nicht vorgenommen.

- **Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse für Systemschadenzustände**

Die Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse für die Wahrscheinlichkeiten der System-schadenzustände der Brennelementkühlung sind in Tabelle 7.7 und für die Deborierung in Tabelle 7.8 aufgeführt. In den Tabellen sind die 5%-, 50%- und 95%-Fraktile der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilung sowie die Punkt- und Erwartungswerte der einzelnen auslösenden Ereignisse sowie die Gesamtwerte der Systemschadenzustände angegeben. In Abbildung 7.6 sind diese Ergebnisse (ausgenommen der Punktwerte) grafisch im logarithmischen Maßstab dargestellt.

Ein Maß für die Aussagesicherheit der ermittelten Wahrscheinlichkeiten für System-schadenzustände ist das Verhältnis zwischen der 95%-Fraktile und der 50%-Fraktile („Streufaktor“). Wie aus Abbildung 7.6 zu ersehen ist, sind diese Unsicherheiten bei den einzelnen auslösenden Ereignissen sehr unterschiedlich. Der Streufaktor beträgt bei den Transienten (T1.1 - T8) etwa 5 - 9, bei den Leckstörfällen (S8.1,2) etwa 15 - 18d und beim Systemschadenzustand Deborierung ca. 12 und 180. Bei der Deborierung sind die Verteilungen stark unsymmetrisch. Die Faktoren zwischen den 95%- und 5%-Fraktile betragen hier 275 und 930.

Die größeren Streufaktoren bei den Leckstörfällen sind auf die relativ großen Unsicherheiten der Eintrittswahrscheinlichkeit bei diesen auslösenden Ereignissen zurückzuführen. Der Streufaktor beträgt hier schon etwa 10.

Bei allen Systemschadenzuständen der Brennelementkühlung unterscheiden sich die ermittelten Punktwerte (siehe Tabelle 7.7) nur wenig von den Erwartungswerten. Die maximale Abweichung liegt bei einem Faktor von 1,2. Dies deutet darauf hin, dass Ausfallkombinationen, die ein Versagen mehrerer Komponenten mit kenntnisstand-abhängigen Zuverlässigkeitsdaten enthalten, nur wenig zum Ergebnis beitragen. Dennoch sollten auch bei der PSA für den Nichtleistungsbetrieb Punktwerte nicht als repräsentative Ergebnisse verwendet werden.

Bei den Systemschadenzuständen der Deborierung sind die großen Streufaktoren auf zwei Personalhandlungen mit gekoppelten Ausfallraten zurückzuführen. Die Unsicherheit dieser Handlungen ist beta-verteilt und die Handlungen haben, insbesondere beim Ereignis T7.2, 1B2, einen hohen Anteil am Ergebnis.

Die Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse für die Gesamthäufigkeit der Systemschadenzustände (SSZ-BE und SSZ-D) sind aus der jeweils letzten Zeile der Tabelle 7.7 und 7.8 bzw. aus der jeweils letzten Spalte in Abbildung 7.6 zu entnehmen. Beim Systemschadenzustand Brennelementkühlung unterscheiden sich Punkt- und Erwartungswert nur geringfügig und das Verhältnis zwischen 95%- und 5%-Fraktile beträgt ca. 16. Beim Systemschadenzustand Deborierung verhalten sich der Punkt- und Erwartungswert wie beim Ereignis T7.2, 1B2, das im Wesentlichen das Gesamtergebnis bestimmt. Der Faktor beträgt hier ca. 1,35. Das Verhältnis zwischen 95%- und 5%- Fraktile beträgt 625 und ist ebenfalls durch das Ereignis T7.2, 1B2 bestimmt.

7.7 Erkenntnisse zu den PSA-Methoden und der Anlagentechnik

7.7.1 PSA-Methoden

Bezüglich der Methoden einer PSA der Stufe 1 für den Nichtleistungsbetrieb haben sich aus den Arbeiten zur vorliegenden PSA neue Erkenntnisse ergeben:

- Generell können die vorhandenen PSA-Methoden unter Einbeziehung spezifischer Anpassungen zur Durchführung einer PSA für den Nichtleistungsbetrieb angewendet werden. Die Anpassungen betreffen:
 - Die Analyse des Revisionsablaufs zur Ermittlung von Betriebsphasen
 - Die Ermittlung von auslösenden bzw. einleitenden Ereignissen und ihrer Eintrittswahrscheinlichkeiten
 - Die Anpassung von Daten für gemeinsam verursachte Ausfälle an die speziellen Betriebsbedingungen
 - Die Analyse und Bewertung von Personalhandlungen, soweit sie auf der Basis von Erfahrungen aus der betrieblichen Praxis durchgeführt werden
 - Die Ermittlung der zeitabhängigen Nichtverfügbarkeiten technischer Einrichtungen während einer Revision

Auslösendes Ereignis	Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Systemschadenszustände der Brennelementkühlung von 2,7E-6/a	Beiträge der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen zur Summe der Häufigkeit der vom auslösenden Ereignis verursachten Schadenszustände der Brennelementkühlung	Beiträge der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen zur Summe der Häufigkeiten der Systemschadenszustände
Notstromfall - extern, RDB geschlossen	1,8 %		<ul style="list-style-type: none"> ■ Wiederinbetriebnahme der NWA und NWA über Dampferzeuger ■ Inbetriebnahme Notnachkühlkette und NWA über Dampferzeuger ■ Wiederinbetriebnahme der NWA und Inbetriebnahme Notnachkühlkette ■ Inbetriebnahme Notnachkühlkette ■ Rücksetzen Notkühlkriterien und NWA über Dampferzeuger ■ Abschalten Zusatzboriersystem und Ausfall MADTEB und NWA über Dampferzeuger ■ Wiederinbetriebnahme der NWA
Notstromfall - extern, RDB offen	12,7 %		
Fehlerhafte Füllstandsabsenkung	0,1 %		
Betriebsversagen der Nachkühlketten, RDB geschlossen	4,1 %		
Betriebsversagen der Nachkühlketten, RDB offen	30,2 %		
Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Fehlanregung der Notkühlensignale	37,7 %		
Leck am Nachkühl-system < 25 cm ² im Sicherheitsbehälter, RDB geschlossen	1,0 %		
Leck am Nachkühl-system < 25 cm ² im Ringraum, RDB geschlossen	1,0 %		
Leck am Nachkühl-system < 25 cm ² im Sicherheitsbehälter, RDB offen	6,7 %		
Leck am Nachkühl-system < 25 cm ² im Ringraum, RDB offen	6,7 %		

MADTEP Kühlmittel-Massen-, -Druck- und Temperatur-Gradienten-Begrenzung

NWA Nachwärmeabfuhr
RDB Reaktordruckbehälter

Abb. 7.1 Auslösende Ereignisse
Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Systemschadenszustände der Brennelementkühlung
Beiträge der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen

- Die durchgeführten Untersuchungen basieren auf einer typischen 14-tägigen Standardrevision der Referenzanlage mit Brennelementwechsel und konzentrieren sich auf auslösende Ereignisse, die für den Nichtleistungsbetrieb typisch sind. Zur Vervollständigung der Untersuchungen und zur Absicherung der Ergebnisse ist es daher erforderlich, die Betriebsphasen und die durchgeführten Arbeiten auch für andere Revisionen (z.B. eine 7-tägige Kurzrevision mit Umsetzung von Brennelementen ohne Ausladen des Kerns oder eine 4-wöchige Revision mit RDB-Druckprüfung) zu überprüfen. Dabei ist zu prüfen, ob während dieser Revisionen auslösende Ereignisse auftreten können, die durch das vorhandene Spektrum nicht abgedeckt sind. Des Weiteren sollte die Annahme überprüft werden, dass die aus dem vorhandenen Spektrum untersuchten auslösenden Ereignisse die wesentlichen Beiträge zu den Systemschadenszuständen liefern. Hierzu sind weitere thermohydraulische Analysen zum Anlagenverhalten nach auslösenden Ereignissen beim Abfahren oder Anfahren sowie Abschätzungen zum Beitrag zu den Systemschadenszuständen erforderlich.

Zustand des Primärkreises	Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Systemschadenszustände der Brennelementkühlung von 2,7E-6/a bei RDB geschlossen/offen	Beiträge zur Summe der Häufigkeit der Systemschadenszustände der Brennelementkühlung aus Transienten und Kühlmittelverlusten bei RDB geschlossen/offen
RDB geschlossen	 45 %	Kühlmittelverluste 4 %  Transienten 96 %
RDB offen	 55 %	Kühlmittelverluste 24 %  Transienten 76 %

RDB Reaktordruckbehälter

Abb. 7.2 Auslösende Ereignisse
Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Systemschadenszustände der Brennelementkühlung bei RDB geschlossen/offen
Beiträge der Systemschadenszustände aus Transienten und Kühlmittelverlusten

Auslösendes Ereignis	Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Systemschadenzustände der Brennelementkühlung von 2,7E-6/a bei geschlossenem Reaktordruckbehälter
Notstromfall - extern	 3,8 %
Fehlerhafte Füllstandsabsenkung	 0,2 %
Betriebsversagen der Nachkühlketten	 9,0 %
Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Fehlanregung der Notkühlsignale	 82,6%
Leck am Nachkühlsystem < 25 cm ² im Sicherheitsbehälter	 2,2 %
Leck am Nachkühlsystem < 25 cm ² im Ringraum	 2,2 %

Abb. 7.3 Auslösende Ereignisse
Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Systemschadenzustände der Brennelementkühlung bei geschlossenem Reaktordruckbehälter

- Unabhängig von den noch ausstehenden Arbeiten zur Vervollständigung und Absicherung der Methodik sollten die Untersuchungen zum Nichtleistungsbetrieb in die Periodischen Sicherheitsüberprüfungen einbezogen werden. Dies empfiehlt sich bereits aus dem Beitrag der auslösenden Ereignisse zu den Systemschadenzuständen, der im Vergleich zu den Systemschadenzuständen aus dem Leistungsbetrieb nicht zu vernachlässigen ist, obwohl möglicherweise wichtige Beiträge noch nicht berücksichtigt wurden. Ein weiteres, wichtiges Argument ist jedoch die systematische Methode, mit der das Vorgehen bei der Beherrschung der auslösenden Ereignisse unter den verschiedenen Randbedingungen der Ereignisabläufe analysiert wird.

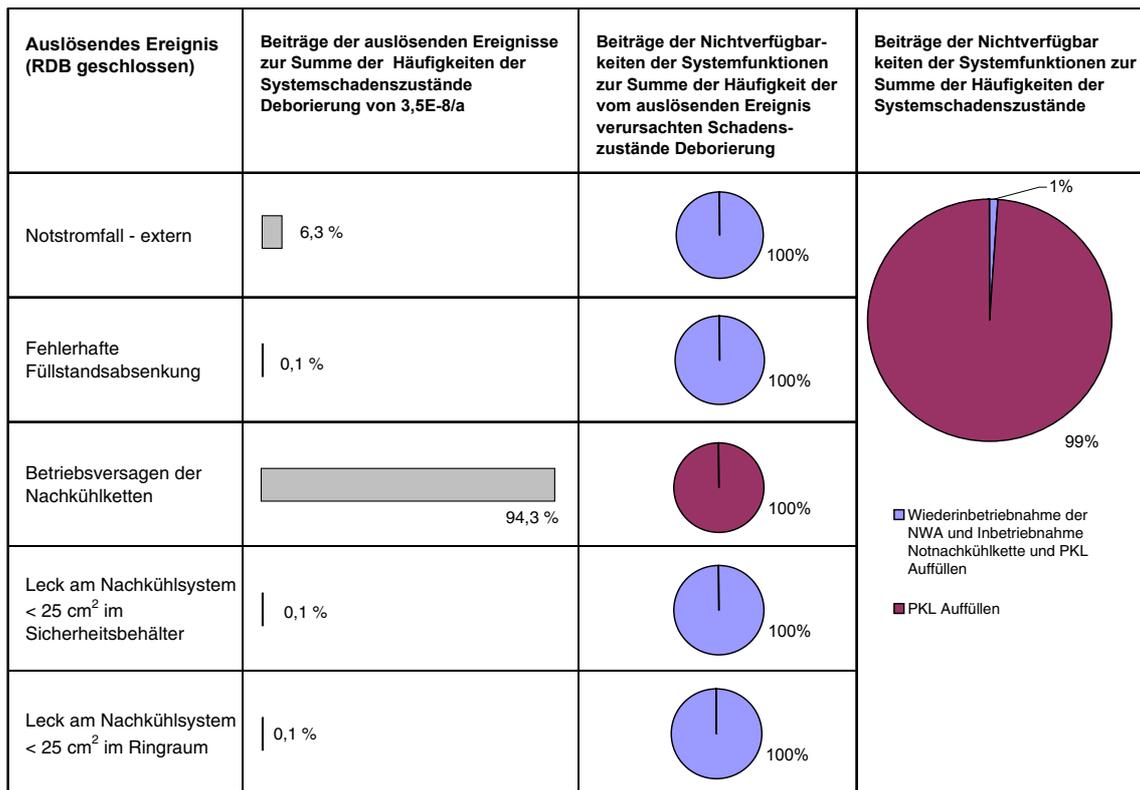
Auslösendes Ereignis	Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Systemschadenszustände der Brennelementkühlung von $2,7E-6/a$ bei offenem Reaktordruckbehälter
Notstromfall - extern	 22,5 %
Betriebsversagen der Nachkühlketten	 53,6 %
Leck am Nachkühlsystem < 25 cm ² im Sicherheitsbehälter	 12,0 %
Leck am Nachkühlsystem < 25 cm ² im Ringraum	 12,0 %

Abb. 7.4 Auslösende Ereignisse
Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Systemschadenszustände der Brennelementkühlung bei offenem Reaktordruckbehälter

- Eine Notwendigkeit für methodische Weiterentwicklungen wird weiterhin bei der Bewertung von Personalhandlungen gesehen. Dies gilt insbesondere für das Vorgehen und die Datenbasis für Handlungen im Bereich einer geringen Vorplantiefe (Handlungen mit dominant kognitiven Anteilen). Derartige Handlungen werden bei der Beherrschung auslösender Ereignisse immer eine Rolle spielen, auch wenn die wichtigsten Vorgehensweisen im Betriebshandbuch festgehalten werden. Bei der Methodenentwicklung ist es wesentlich, auch die schadensvergrößernden Möglichkeiten dieser Handlungen zu berücksichtigen und neben der Methodik der Bewertung auch die Datenbasis zu entwickeln. Ein weiteres Entwicklungspotential besteht bei der Bewertung von Personalhandlungen, wenn relativ viel Zeit, ggf. auch für Korrekturmöglichkeiten, zur Verfügung steht und bei der Modellierung von organisatorischen Einflussfaktoren. Die Erstellung einer Datenbasis zur Bewertung derartiger Einflussfaktoren sollte sich möglichst stark auf die Betriebserfahrung stützen. Analog zur Datenbasis für Komponenten wäre im Sinne einer realitätsnahen Bewertung eine Absicherung

der gesamten Datenbasis für Personalhandlungen anhand der heutigen Betriebserfahrung erstrebenswert. Erste Schritte in dieser Richtung werden derzeit in der GRS verfolgt.

- Unabhängig von den noch ausstehenden Arbeiten zur Vervollständigung und Absicherung der Methodik sollten die Untersuchungen zum Nichtleistungsbetrieb in die Periodischen Sicherheitsüberprüfungen einbezogen werden. Dies empfiehlt sich bereits aus dem Beitrag der auslösenden Ereignisse zu den Systemschadenszuständen, der im Vergleich zu den Systemschadenszuständen aus dem Leistungsbetrieb nicht zu vernachlässigen ist, obwohl möglicherweise wichtige Beiträge noch nicht berücksichtigt wurden. Ein weiteres, wichtiges Argument ist jedoch die systematische Methode, mit der das Vorgehen bei der Beherrschung der auslösenden Ereignisse unter den verschiedenen Randbedingungen der Ereignisabläufe analysiert wird.

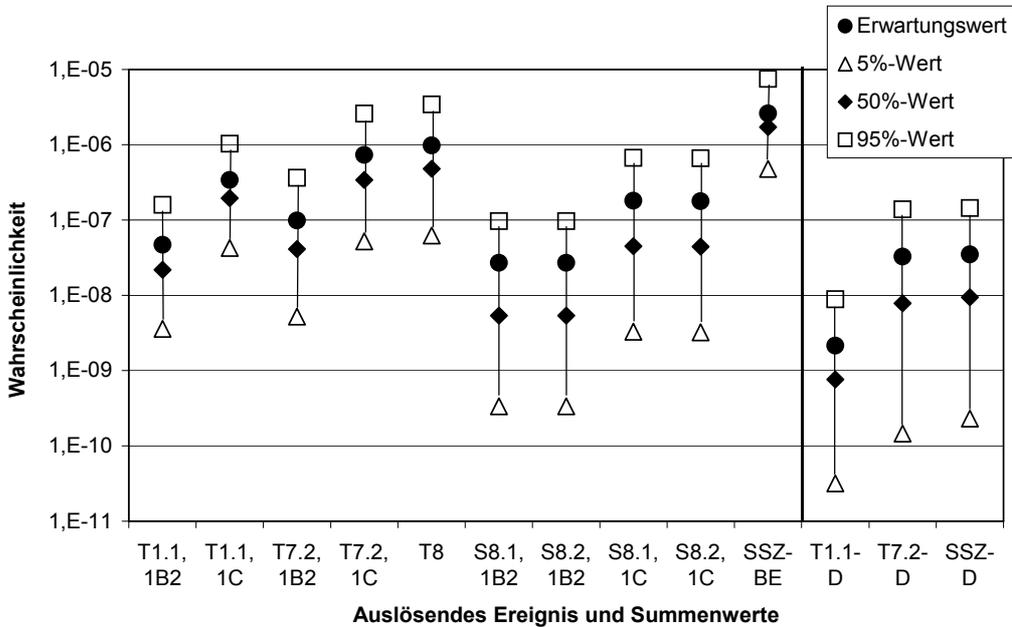


NWA Nachwärmeabfuhr
PKL Primärkreislauf

RDB Reaktordruckbehälter

Abb. 7.5 Auslösende Ereignisse
Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Sys-

temschadenszustände Deborierung
Beiträge der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen



Systemschadenszustände Brennelementkühlung:

- T1.1, 1B2 Notstromfall - extern, Reaktordruckbehälter (RDB) geschlossen
- T1.1, 1C Notstromfall - extern, RDB offen
- T7.2, 1B2 Betriebsversagen der Nachkühlketten, RDB geschlossen
- T7.2, 1C Betriebsversagen der Nachkühlketten, RDB offen
- T8 Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Fehlanregung der Notkühlsignale
- S8.1, 1B2 Leck am Nachkühlsystem < 25 cm² im Sicherheitsbehälter, RDB geschlossen
- S8.2, 1B2 Leck am Nachkühlsystem < 25 cm² im Ringraum, RDB geschlossen
- S8.1, 1C Leck am Nachkühlsystem < 25 cm² im Sicherheitsbehälter, RDB offen
- S8.2, 1C Leck am Nachkühlsystem < 25 cm² im Ringraum, RDB offen
- SSZ-BE Summe Systemzustände Brennelementkühlung

Systemschadenszustände Deborierung:

- T1.1-D Systemzustände Deborierung beim auslösenden Ereignis T1.1, 1B2
- T7.2-D Systemzustände Deborierung beim auslösenden Ereignis T7.2, 1B2
- SSZ-D Summe Systemzustände Deborierung

Abb. 7.6 Unsicherheiten der Systemzustände und der Summenwerte

Tab. 7.7 Fraktile, Punkt- und Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten pro Revision der Systemschadenzustände der Brennelementkühlung

Nr.	Bezeichnung	5%- Fraktile	M-Wert (50%- Fraktile)	Punkt- wert	E-Wert	95%- Fraktile
1	Notstromfall - extern (T1.1, 1B2)	3,6E-9	2,2E-8	4,4E-8	4,7E-8	1,6E-7
2	Notstromfall - extern (T1.1, 1C)	4,3E-8	2,0E-7	3,4E-7	3,4E-7	1,0E-6
3	Fehlerhafte Füllstands- absenkung (T7.1)	n.e.	n.e.	n.e.	< E-9	n.e.
4	Betriebsversagen der Nach- kühlketten (T7.2, 1B2)	5,2E-9	4,1E-8	1,1E-7	1,1E-7	3,6E-7
5	Betriebsversagen der Nach- kühlketten (T7.2, 1C)	5,2E-8	3,4E-7	8,1E-7	8,1E-7	2,6E-6
6	Ausfall der Nachwärmeab- fuhr durch Fehlanregung der Notkühlsignale (T8)	6,2E-8	4,8E-7	1,0E-6	1,0E-6	3,4E-6
7	Leck am Nachkühlsystem < 25 cm ² im Sicherheits- behälter (S8.1, 1B2)	3,4E-10	5,4E-9	2,3E-8	2,7E-8	9,6E-8
8	Leck am Nachkühlsystem < 25 cm ² im Ringraum (S8.2, 1B2)	3,4E-10	5,4E-9	2,3E-8	2,7E-8	9,6E-8
9	Leck am Nachkühlsystem < 25 cm ² im Sicherheitsbe- hälter (S8.1, 1C)	3,3E-9	4,5E-8	1,6E-7	1,8E-7	6,7E-7
10	Leck am Nachkühlsystem < 25 cm ² im Ringraum (S8.2, 1C)	3,3E-9	4,5E-8	1,6E-7	1,8E-7	6,7E-7
	Gesamtwerte	4,8E-7	1,7E-6	2,7E-6	2,7E-6	7,5E-6

E-Wert Erwartungswert
M-Wert Medianwert
n.e. nicht ermittelt

Tab. 7.8 Fraktile, Punkt- und Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten pro Revision der Systemschadenzustände der Deborierung

Nr.	Bezeichnung	5%- Fraktile	M-Wert (50%- Fraktile)	Punkt- wert	E-Wert	95%- Fraktile
1	Notstromfall - extern (T1.1, 1B2)	3,2E-11	7,6E-10	2,0E-9	2,2E-9	8,8E-9
4	Betriebsversagen der Nachkühlketten (T7.2, 1B2)	1,5E-10	7,8E-10	2,4E-8	3,3E-8	1,4E-7
Gesamtwerte				2,6E-8	3,5E-8	

E-Wert Erwartungswert
M-Wert Medianwert

7.7.2 Anlagentechnik

Die PSA zum Nichtleistungsbetrieb hat zu wesentlichen Erkenntnissen hinsichtlich der Anlagentechnik geführt, die auch für andere Anlagen von Bedeutung sein können.

- Die Untersuchungen haben gezeigt, dass die Häufigkeiten von Systemschadenzuständen aus dem Nichtleistungsbetrieb bei Anlagen mit sehr hohem Sicherheitsniveau und dementsprechend geringen Häufigkeiten von Systemschadenzuständen bei Leistungsbetrieb nicht vernachlässigbar sind.
- Die Zeitpunkte von Prüfungen waren für wichtige Komponenten ungünstig gewählt, so dass sich eine hohe Nichtverfügbarkeit ergab.
- Die zur Beherrschung von auslösenden Ereignissen vorgesehenen Maßnahmen könnten - insbesondere bei geschlossenem Reaktordruckbehälter - durch eine Erhöhung der Verfügbarkeit von Systemen, wie z.B. der Bereitstellung eines weiteren Nachkühlstrangs in Flutbereitschaft, verbessert werden.
- Durch die schriftliche Fixierung des Vorgehens bei auslösenden Ereignissen können schadensvergrößernde Handlungen auf Grund von Fehlinterpretationen der vorliegenden spezifischen Randbedingungen vermieden werden.
- Der hohe Beitrag aus dem auslösenden Ereignis „Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch Fehlanregung aus dem Reaktorschutz“ zeigt die erhebliche Relevanz der Regelungen zu Arbeiten am Reaktorschutz in sensiblen Betriebsphasen auf.

- Die bisherigen Untersuchungen zu externen Deborierungen zeigen, dass ein detailliertes Konzept zur Vermeidung eines unerwünschten Eintrags von Deionat in den Primärkreis erforderlich ist.
- Die thermohydraulischen Analysen zeigten die Notwendigkeit der Füllstands-anhebung über den $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb hinaus, um nach einem Ausfall der Nach-wärmeabfuhr mit den Nachkühlketten eine Deborierung des Kühlmittels durch Kondensatansammlung zu vermeiden.

8 Zusammenfassende Bewertung und Schlussfolgerungen

Ziel der Untersuchungen war es, die verfügbaren Methoden der probabilistischen Sicherheitsbewertung zu erproben und ihre Eignung für den praktischen Einsatz aufzuzeigen. In Abschnitt 8.1 werden zunächst die Erkenntnisse zu den verfügbaren PSA-Methoden dargestellt und Schlussfolgerungen zur Anwendbarkeit und zu erforderlichen Erweiterungen gezogen. In Abschnitt 8.2 werden die - als „Nebenprodukt“ der Methodenerprobung gewonnenen - Erkenntnisse zur Sicherheit der untersuchten Anlage zusammengefasst.

8.1 Erkenntnisse zu den verfügbaren PSA-Methoden

8.1.1 Ergebnisse der Methoden-Erprobung

- **Umfang der PSA**

In die Erprobung wurden die Methoden einbezogen, die ohne größere Schwierigkeiten von einem Anwenderkreis mit entsprechender Erfahrung genutzt werden können. Standen mehrere Methoden zur Verfügung, so wurde jeweils die fortschrittlichere verwendet. Auf die Erprobung alternativer Methoden wurde verzichtet. Die in der PSA erprobten Methoden betrafen

- die Stufen 1 und 2 der PSA für den Leistungsbetrieb ohne Berücksichtigung folgender Einflüsse:
 - übergreifende Einwirkungen durch Erdbeben, extremes Hochwasser und extreme Wettersituationen
 - großflächiges Versagen von Behältern mit hohem Energieinhalt
 - Gefährdung der Unterkritikalität des Reaktorkerns durch größere Mengen von deboriertem Kühlmittel, die im Primärkreis gebildet oder in den Primärkreis eingetragen werden.
- die Stufe 1 der PSA für den Nichtleistungsbetrieb mit denselben Einschränkungen wie bei der PSA der Stufe 1 für den Leistungsbetrieb und außerdem ohne Berücksichtigung von Reparaturmaßnahmen und von Maßnahmen des anlagen-internen Notfallschutzes.

Für die nicht behandelten Einflüsse sowie für eine PSA der Stufe 2 für den Nichtleistungsbetrieb stehen derzeit keine Methoden zur Verfügung, um mit angemessenem Untersuchungsaufwand zu belastbaren Ergebnissen zu kommen, oder es sind keine belastbaren Daten vorhanden.

Darüber hinaus wurden bei der PSA der Stufe 2 gemäß den hier verfolgten Zielen die freigesetzten Mengen an Radionukliden nicht näher untersucht, obwohl entsprechende Methoden vorhanden sind. Innerhalb dieser - weitgehend durch die verfügbaren Methoden gesetzten Grenzen - ist die PSA umfassend.

- **Bezug zum PSA-Leitfaden**

Die zur Erprobung ausgewählten Methoden entsprechen grundsätzlich den Festlegungen des PSA-Leitfadens. Jedoch macht der Umfang der Modifikationen der nach dem PSA-Leitfaden durchgeführten Basis-PSA deutlich, dass der PSA-Leitfaden in erheblichem Umfang auslegungsfähig ist und daher als Vorgabe für eine möglichst eindeutige Umsetzung der darin beschriebenen Methoden in eine PSA nach dem Stand von Wissenschaft und Technik nur bedingt brauchbar ist.

- **GVA-Bewertung**

Eine wesentliche Ursache für die erforderlichen Modifikationen der Basis-PSA war die dort verwendete Methode zur Bewertung von gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA). Das in der Basis-PSA verwendete - nach PSA-Leitfaden zulässige - GVA-Modell stellt nach unserer Auffassung keine belastbare Beziehung zur Betriebserfahrung her. Das von der GRS entwickelte und in der PSA verwendete Kopplungsmodell erlaubt dagegen eine sehr differenzierte Berücksichtigung der GVA-relevanten Betriebserfahrung. Allerdings ist es erforderlich, bei der quantitativen Umsetzung der Betriebserfahrung in Ausfallraten Expertenschätzungen einzubeziehen.

In der Basis-PSA wurden überwiegend deutlich geringere GVA-Wahrscheinlichkeiten als in der vorliegenden PSA verwendet. Da die PSA-Ergebnisse durch die GVA-Wahrscheinlichkeiten sehr stark beeinflusst werden, errechnete die Basis-PSA sehr geringe Häufigkeiten für System- und Kernschadenzustände bereits ohne die Berücksichtigung von technischen Einrichtungen und Maßnahmen, die aus deterministischer

Sicht von erheblicher sicherheitstechnischer Bedeutung sind (z.B. Hochdruckeinspeisung mit Sumpfansaugung).

Die Basis-PSA verwendete zudem für Einzelausfälle von Komponenten generische Zuverlässigkeitskenngrößen, die in der Regel das Ausfallverhalten der Komponenten optimistischer bewerten (geringere Ausfallwahrscheinlichkeiten) als die von uns verwendeten anlagenspezifischen Daten.

- **Störfallprozeduren**

In der Basis-PSA wurden Störfallprozeduren, die im schutzzielorientiertem Teil des Betriebshandbuchs vorgesehen sind (z.B. Hochdrucksicherheitseinspeisung in den Primärkreis mit Ansaugung aus dem Sumpf), nicht berücksichtigt. Die PSA hat auch ohne Berücksichtigung solcher Maßnahmen Häufigkeiten für nicht beherrschte Zustände geliefert, die unterhalb der im PSA-Leitfaden genannten Orientierungswerte liegen und daher als hinreichend niedrig eingeschätzt wurden.

Damit wurde aber gerade der Teil des Betriebshandbuchs nicht probabilistisch bewertet, der in den vergangenen Jahren die Fortschreibung der Betriebshandbücher in den deutschen Kernkraftwerken entscheidend geprägt hat.

In der vorliegenden PSA wurden auch die Methoden zur Berücksichtigung des schutzzielorientierten Teils des Betriebshandbuchs erprobt. Damit war es auch möglich, Schwachstellen in diesem Teil des Betriebshandbuchs und beim Übergang vom ereignisorientierten Teil des Betriebshandbuchs zu erkennen.

- **Präventive Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes und Reparaturmaßnahmen**

In der Basis-PSA wurde die anlageninterne Notfallmaßnahme „Primärseitige Druckentlastung und Bespeisung“ nicht berücksichtigt. Auch die Reparatur von Sicherheitseinrichtungen blieb außer Betracht, obwohl nach Instandhaltungsordnung die Reparatur ausgefallener Komponenten nach Eintritt eines Störfalls vorgesehen ist, wenn genügend Zeit zur Verfügung steht. Auch in diesen Fällen wurde zusätzlicher Analyseaufwand vermieden, da eine weitere Reduktion der ermittelten Häufigkeiten von Schadenszuständen nicht erforderlich erschien.

In der vorliegenden PSA wurden alle im Notfallhandbuch vorgesehenen anlageninternen Notfallmaßnahmen berücksichtigt. Damit liegen auch die Voraussetzungen vor, um Schwachstellen im Notfallhandbuch zu erkennen. Außerdem wurden Reparaturen an Komponenten des An- und Abfahrsystems exemplarisch in die probabilistische Bewertung einbezogen, um die entsprechenden Methoden zu erproben.

Die vorliegende PSA hat gezeigt, dass in der deterministischen Sicherheitsauslegung vorgesehene Maßnahmen grundsätzlich auch in der PSA bewertet werden sollten, um vorhandene Schwachstellen feststellen zu können.

- **Übergang von Stufe 1 nach Stufe 2 der PSA**

Für die Stufe 2 der PSA, die auf den Ergebnissen der Stufe 1 aufbaut, sind die Kernschadenzustände durch alle Merkmale zu charakterisieren, die für den weiteren Ablauf eines Kernschmelzunfalls von Bedeutung sein können. Typische Merkmale sind: Zeitdauer vom auslösenden Ereignis bis zum Kernschadenzustand, Funktionsfähigkeit primärseitiger Bespeisungssysteme beim Kernschadenzustand, Druck im Primärkreis beim Kernschadenzustand, Ausfallkombinationen der Systeme vor dem Kernschadenzustand. Insgesamt führt dies zu 69 Kernschadenzuständen mit unterschiedlichen, für die Unfallfolgen relevanten Merkmalkombinationen. Die in der vorliegenden PSA erprobte Methode ermöglicht die konsistente Kopplung der durch die Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen der Stufe 1 ermittelten Kernschadenzustände mit der Ereignisbaumanalyse des Unfallablaufs in Stufe 2. Die Schnittstelle wurde so gestaltet, dass relevante Resultate, z.B. die Häufigkeit großer Freisetzungen von Radionukliden, auf die Ausfälle von betrieblichen und sicherheitstechnischen Einrichtungen und Maßnahmen zurückgeführt werden können.

- **Nichtleistungsbetrieb**

Die Erprobung der Methoden für den Nichtleistungsbetrieb beschränkte sich auf die PSA der Stufe 1, wobei aber weder die Reparatur von ausgefallenen sicherheitsrelevanten Einrichtungen noch Maßnahmen des präventiven anlageninternen Notfallschutzes berücksichtigt wurden. Unter Berücksichtigung dieser Einschränkungen haben die vorliegenden Untersuchungen gezeigt, dass die vorhandenen Methoden geeignet sind, für die Beherrschung von relevanten Ereignissen im Nichtleistungsbetrieb Schwachstellen festzustellen. Die Methoden wurden erprobt durch die Unter-

suchung und Bewertung von Ereignisabläufen, die zu einem Ausfall der Brennelementkühlung oder zur Ausbildung deborierter Bereiche im Primärkreis führen können. Diese Untersuchungen wurden nur für Betriebsphasen mit vergleichsweise hohen Anforderungen an die Systemfunktionen durchgeführt. Dies sind die Betriebsphasen bei $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb unmittelbar nach dem Abfahren. Dadurch können sicherheitsrelevante Schwachstellen, die während einer Revision bestehen, erkannt werden. Als Voraussetzung sollte aber ein spezifischer Teil des Betriebshandbuchs vorhanden sein, in dem vor allem die Maßnahmen zur Beherrschung von Ausfällen der Nachwärmeabfuhr insbesondere während des Zustands unterkritisch kalt dargelegt sind. Jedoch ist insgesamt noch ein erheblicher Aufwand für die Anpassung und Erprobung der Methoden erforderlich, um für den Nichtleistungsbetrieb eine dem Leistungsbetrieb gleichwertige PSA bis zur Stufe 2 durchführen zu können.

- **Ergebnisunsicherheiten**

Bei der Ermittlung der Ergebnisunsicherheiten wurden in wichtigen Punkten Methoden verwendet, die sich von früheren PSAs und auch von den Festlegungen des PSA-Leitfadens unterscheiden.

Bisher war es üblich, die PSA-Ergebnisse zunächst als „Punktwerte“ zu berechnen und hierfür die Erwartungswerte der Zuverlässigkeitskenngrößen als „Punktwert“ für die Eingangsparameter zu verwenden. Ergänzend wurden dann mit den Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Eingangsparameter Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Ergebnisse berechnet. Der Analyseaufwand ist bei dieser Vorgehensweise deutlich geringer als bei einer durchgehenden Berücksichtigung der Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Eingangsdaten.

Obwohl die Punktwerte mit den Erwartungswerten der Eingangsgrößen berechnet werden, unterscheiden sie sich mehr oder weniger stark von den Erwartungswerten der Verteilungen der Ergebnisgrößen. Der Grund hierfür liegt in der „Ausfallratenkopplung“. Wenn für mehrere Komponenten Zuverlässigkeitskenngrößen aus der gleichen Datengrundlage verwendet werden, so werden sie bei der Unsicherheitsanalyse nicht unabhängig, sondern gemeinsam („gekoppelt“) variiert. Bei der Punktwertrechnung kann die Ausfallratenkopplung nicht berücksichtigt werden.

In der vorliegenden PSA wurden ungewöhnlich große Unterschiede zwischen den Punktwerten und den Erwartungswerten der Häufigkeiten von System- und Kernschadenzuständen festgestellt. Daraus ergab sich die Schlussfolgerung, dass Punktwerte allenfalls zur ersten Orientierung über die PSA-Ergebnisse verwendet werden sollten, Grundsätzlich sollten die Ergebnisse der PSA einschließlich ihrer Unsicherheitsbandbreiten berechnet und ausgewiesen werden. Dies erfordert zwar deutlich höheren

Analyseaufwand (insbesondere zur Berechnung von Importanzwerten), liefert aber zu den PSA-Ergebnissen auch das für eine Bewertung der Ergebnisse erforderliche Maß für ihre Aussagesicherheit.

Im Zuge der Umstellung von der Punktwert-Rechnung auf die konsequente „Streubreiten-Rechnung“ wurde auch deutlich, dass die bisher übliche Verwendung von Lognormal-Verteilungen (LNV) zur Beschreibung der Unsicherheit von Ausfallraten und Ausfallwahrscheinlichkeiten fragwürdig ist. So tritt bei Ausfallwahrscheinlichkeiten das Problem auf, dass die LNV auch (unsinnige) Werte > 1 liefern kann. Da auch aus anderen Gründen Kenntnisstandunsicherheiten bei Ausfallwahrscheinlichkeiten durch Beta-Verteilungen und bei Ausfallraten durch Gamma-Verteilungen mathematisch zutreffender beschrieben werden, sollten statt der LNV in zukünftigen PSA Beta- bzw. Gamma-Verteilungen verwendet werden. Um den zusätzlichen Analyseaufwand zu begrenzen, wurden in der vorliegenden PSA nur die Verteilungen für Ausfallwahrscheinlichkeiten von den bisher verwendeten LNV auf Beta-Verteilungen umgerechnet.

Ein Maß für die Unsicherheit der PSA-Ergebnisse ist der Faktor zwischen der 50%- und der 95%-Fraktile der Wahrscheinlichkeitsverteilung des jeweils betrachteten Ergebnisses (im Folgenden als „Streufaktor“ bezeichnet). Dieser Streufaktor variiert bei den in der Stufe 1 für den Leistungsbetrieb berechneten Häufigkeiten für System- und Kernschadenzustände - je nach auslösendem Ereignis - zwischen 5,7 (Notstromfall) und 16,8 (Kleines Leck in Hauptkühlmittelleitung, 80 - 200 cm²). Auf Grund von Mittelungseffekten ergibt sich für den Summenwert mit 4,4 ein geringerer Streufaktor als für die Einzelbeiträge. Die Streufaktoren liegen bei den Häufigkeiten der Kernschadenzustände für die Leckstörfälle im gleichen Bereich. Für die Transienten ergeben sich hier deutlich höhere Streufaktoren (maximal 50 beim Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke). Für den Summenwert der Kernschadenshäufigkeit beträgt der Streufaktor 4,9.

Die Stufe 2 der PSA liefert geringere Unsicherheiten, obwohl sie sich mit sehr komplexen Phänomenen befasst, die vielfach nur mit stark vereinfachten Rechenmodellen simuliert werden können oder die durch Expertenschätzung zu bewerten sind. Für dieses zunächst überraschende Ergebnis gibt es jedoch gute Gründe:

- Die Stufe 1 der PSA befasst sich mit sehr kleinen Eintrittshäufigkeiten (für Einzelabläufe $< 10^{-6}$ pro Jahr). Die Stufe 2 der PSA untersucht zwar sehr unwahrscheinliche Ereignisse. Die geringe Eintrittshäufigkeit ist aber für die Unsicherheit der Ergebnisse irrelevant. Von Bedeutung ist, dass die ermittelten bedingten Wahrscheinlichkeiten einen Bereich von etwa $1 - 10^{-2}$ umfassen.
- Die Eingangsgrößen der Stufe 1 (Ausfallraten, Ausfallwahrscheinlichkeiten) weisen zum Teil große Streuungen auf: Diese Streuungen hängen nicht vom Umfang der Betriebserfahrung, sondern nur von der Anzahl der aufgetretenen Ausfälle ab. Bei sehr zuverlässigen Komponenten kann die Ausfallrate (bzw. -wahrscheinlichkeit) sehr gering sein. Wenn keine oder sehr wenige Ausfälle beobachtet wurden, ergibt sich aber auch bei langjähriger Betriebserfahrung eine große Streuung. Durch die Ausfallratenkopplung bei der Unsicherheitsanalyse wird dieser Effekt noch verstärkt.
- Die unsicheren Eingangsgrößen der Stufe 2 der PSA beruhen überwiegend auf Expertenschätzungen. Sofern ihr kleinster Wert nicht gleich Null ist, beträgt der Faktor zwischen größtem und kleinstem Wert (meist bei Gleichverteilung) nur bei wenigen Eingangsgrößen mehr als 10 und im Maximalfall 50.
- Zwischen den unsicheren Eingangsgrößen besteht bei der Stufe 2 im Unterschied zur Stufe 1 der PSA keine statistische Kopplung, d.h. die Größen werden bei der Unsicherheitsanalyse unabhängig voneinander variiert. Durch Mittelungseffekte wird die Streuung des Ergebnisses tendenziell weiter verringert.

Die quantifizierten Ergebnisunsicherheiten, die sich für die Stufe 1 aus der ungenauen Kenntnis der Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse und der Zuverlässigkeitsdaten für die Komponenten und Handmaßnahmen und für die Stufe 2 vor allem aus den unsicheren Eingangsgrößen bei der Störfallsimulation ergeben, liegen insgesamt in einem Bereich, der bei der Untersuchung sehr unwahrscheinlicher Vorgänge nicht ungewöhnlich ist. Allerdings ist zu bemerken, dass die Ergebnisse der PSA mit weiteren Unsicherheiten verbunden sind, die nach dem gegenwärtigen Stand der Methoden nicht oder nur zum Teil quantifiziert werden (z.B. Modellunsicherheiten) oder

die generell nicht quantifizierbar sind (z.B. Nichtberücksichtigung unbekannter Phänomene).

8.1.2 Schlussfolgerungen aus der Methodenerprobung

Schlussfolgerungen aus der Methodenerprobung betreffen einerseits die praxisnahe Nutzung der Methoden und andererseits notwendige Erweiterungen der Methoden, soweit sie für die Feststellung sicherheitstechnischer Schwachstellen von Bedeutung sein können.

8.1.2.1 Nutzung der vorhandenen probabilistischen Methoden

Die Untersuchungen haben gezeigt, dass die vorhandenen Methoden trotz der bestehenden Einschränkungen geeignet sind, bisher nicht bekannte sicherheitstechnische Schwachstellen aufzuzeigen. Von Bedeutung ist dabei, dass die Methoden am Beispiel einer Anlage erprobt wurden, die praktisch in vollem Umfang dem aktuellen Regelwerk entspricht. Schwachstellen wurden vor allem bei solchen Sachverhalten festgestellt, die im Regelwerk nicht ausreichend berücksichtigt sind (z.B. Diversität, Übergang vom ereignisorientierten zum schutzzielorientierten Betriebshandbuch). Dies bedeutet, dass eine deterministische Bewertung anhand des Regelwerks heute nicht mehr allein ausreicht, um die Sicherheit einer Anlage nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zu bewerten. Durch die systematische Vorgehensweise der PSA werden anlagentechnische Schwachstellen, aber auch Stärken deutlich sowie die Aussageunsicherheit der Bewertung quantifiziert. Dies ist durch die deterministischen Methoden allein nicht zu erreichen.

Die Untersuchungen zeigen aber auch, dass die Anwendung probabilistischer Methoden eindeutige Vorgaben erfordert. Der vorhandene PSA-Leitfaden ist in wichtigen Punkten (GVA Modell, aktuelle Daten, Methoden zur Brandanalyse) nicht eindeutig, so dass eine gleichwertige Qualität der PSAs bei unterschiedlichen Anwendern nicht zu erreichen ist.

Die GRS hat für den eigenen Bedarf Anforderungen an eine PSA der Stufe 1 für den Leistungsbetrieb nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erstellt. Sie ist derzeit dabei, diese Anforderungen auf den Nichtleistungsbetrieb sowie für eine PSA der Stufe 2 auszudehnen. In Anbetracht der Bedeutung der PSA für die Periodischen

Sicherheitsüberprüfungen der Kernkraftwerke in Deutschland sollten jedoch allgemein gültige Anforderungen kurzfristig erstellt werden, so dass eine gleichwertige Qualität der PSAs nach dem Stand von Wissenschaft und Technik sichergestellt ist.

Zukünftig sollten in den PSA die Periodischen Sicherheitsüberprüfungen zumindest ausgewählte Ereignisse im Nichtleistungsbetrieb untersucht werden. Dies ist nicht nur international bereits weitgehend üblich, sondern auch erforderlich, um Schwachstellen herauszufinden und zu beseitigen, die durch die deterministische Beurteilung nicht erkennbar sind. Zur Beherrschung von auslösenden Ereignissen im Nichtleistungsbetrieb sollte dann aber ein spezieller Teil des Betriebshandbuchs vorhanden sein.

Eine PSA der Stufe 2 sollte exemplarisch für jeweils eine Anlage jeder DWR-Generation und SWR-Baulinie der in Deutschland betriebenen Kernkraftwerke erstellt werden. Die DWR-Generationen und SWR-Baulinien sind im „Bericht zur nuklearen Sicherheitskonvention“ /NSK 98/ definiert. Eine Aktualisierung der PSA der Stufe 2 in festgelegten Zeitabständen erscheint nicht erforderlich, da neue Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung die Ergebnisse der Stufe 2 einer PSA nur unwesentlich beeinflussen. Wenn neue Erkenntnisse zu unfallrelevanten Phänomenen zugänglich werden, sollte ihr Einfluss auf die Ergebnisse der PSA der Stufe 2 untersucht werden.

In diesem Zusammenhang ist nochmals darauf hinzuweisen, dass eine PSA nach dem Stand von Wissenschaft und Technik nicht primär dazu verwendet werden sollte, ein Sicherheitsniveau durch eine probabilistische Zahl zu charakterisieren. Der Nutzen der PSA ist vielmehr darin zu sehen, dass sie in einem umfassenden Ansatz weitgehend alle sicherheitsrelevanten Einflüsse aus Auslegung, Herstellung und Betrieb berücksichtigt und damit Schwachstellen in der Sicherheitsauslegung der Anlagen erkannt und bewertet werden können. In der vorliegenden PSA wurden z.B. die geringe Zuverlässigkeit des Abfahrens von Hand mit den Frischdampfsicherheitsventilen auf Grund mangelnder Kriterien und ungenügenden Trainings sowie fehlende Vorkehrungen zur Vermeidung von Deborierungen infolge der passiven Nachwärmeabfuhr im Nichtleistungsbetrieb als Schwachstellen erkannt. Hierbei ist es besonders wichtig, dass die PSA alle Sicherheitsfunktionen einbezieht, die bei der deterministischen Sicherheitsauslegung eine Rolle spielen. Werden bestimmte Systeme oder Maßnahmen in der PSA nicht berücksichtigt, weil auch ohne sie z.B. im PSA-Leitfaden genannte probabilistische Orientierungswerte erreicht werden, so können Schwachstellen bei diesen Systemen oder Maßnahmen durch die PSA nicht festgestellt werden.

8.1.2.2 Erweiterung der vorhandenen probabilistischen Methoden

Die Untersuchungen haben gezeigt, dass das absolute Häufigkeitsniveau für die Schadenszustände sehr niedrig ist. Damit erhöht sich die relative Bedeutung von Ereignissen, die bisher vernachlässigt werden konnten. Vor allem unter diesem Aspekt haben die heute noch bestehenden Einschränkungen für eine PSA der Stufe 2 aus Sicht der GRS folgende sicherheitstechnische Bedeutung:

- Die geringen Häufigkeiten für System- und Kernschadenszustände auf Grund interner auslösender Ereignisse erfordern die systematische Berücksichtigung der gesamten Erdbebennachweiskette (ausgehend von einem relevanten Spektrum der nach Häufigkeit, Intensität und Dynamik unterschiedlichen Erdbebenwirkungen an einem KKW-Standort, über die Wechselwirkungen zwischen Boden und Bauwerk bis zum dynamischen Verhalten der Bauwerke und den daraus resultierenden Belastungen der Strukturen sowie der betrieblichen und sicherheitstechnischen Einrichtungen und ihrem Ausfallverhalten). Für die praktische Anwendung der im Prinzip verfügbaren Methoden ist der Analyseaufwand bisher unangemessen hoch.
- Auch wenn die abgeschätzten Beiträge für die Schadenszustände aus dem untersuchten Kabelbrand vernachlässigbar gering sind, erfordert die belastbare Klärung der brandbedingten Ausfälle in der Leittechnik eine detaillierte Einbeziehung der ggf. auch redundanzübergreifenden Ausfallursachen (Signalunterbrechung, Signalveränderung, Überspannungseintrag).
- Die extrem geringen Häufigkeiten für größere Freisetzungen von Radionukliden bei Unfällen können auch durch sehr unwahrscheinliche einleitende Ereignisse (insbesondere extreme Hochwasser- und Wettersituation und das Versagen von Behältern mit hohem Energieinhalt) erheblich beeinflusst werden.
- Der Nachwärmeabfuhr durch „Counter-Current-Flow“ (Gegenstrom) wird als Sicherheitsfunktion für die Brennelementkühlung berücksichtigt. Nicht zuletzt deshalb ist der Einfluss des in den Dampferzeugerheizrohren gebildeten borfreien Kondensats auf das Kritikalitätsverhalten des Reaktorkerns zu klären. Von besonderer Bedeutung ist diese Problematik für Störfälle mit kleinen Primärkreisleckagen im Leistungsbetrieb sowie für den vollständigen Ausfall der Nachkühlketten bei $\frac{3}{4}$ -Loop-Betrieb im Nichtleistungsbetrieb.
- Das von den Betreibern grundsätzlich verfolgte Konzept, ausgefallene Komponenten auch nach Störfalleintritt zu reparieren, erfordert die konsequente Berücksichtigung von Reparaturmaßnahmen in den probabilistischen Analysen.

- Der merkliche Beitrag des Nichtleistungsbetriebs zu den Schadenszuständen der Brennelementkühlung erfordert die systematische Weiterverfolgung der daraus resultierenden Einflüsse auf die Kernschmelzunfälle bzw. der sich in Folge daraus ergebenden größeren Radionuklidfreisetzungen in einer PSA der Stufe 2 für den Nichtleistungsbetrieb.

8.2 Schlussfolgerungen zur Sicherheit der untersuchten Anlage

8.2.1 System- und Kernschadenszustände

Die Ergebnisse der Stufe 1 der PSA erlauben folgende Feststellungen und Schlussfolgerungen für die Anlagentechnik:

- Das absolute Niveau der Häufigkeit von Schadenszuständen ist sehr niedrig, z.T. werden Grenzen der Quantifizierbarkeit erreicht.
- Zufallsausfälle von Komponenten spielen - von Ausnahmefällen bei fehlender Redundanz abgesehen - eine untergeordnete Rolle (hohe Komponentenzuverlässigkeit, hohe Redundanz).
- Zwangsläufig dominieren daher gemeinsam verursachte Ausfälle sowie teilweise Einwirkungen von außen, deren Quantifizierung jedoch an die Grenzen der PSA-Methodik stößt.
- Es empfiehlt sich eine Weiterentwicklung der Methodik, um auch auf niedrigem Häufigkeitsniveau tatsächliche Beiträge quantifizieren und potentielle Beiträge erfassen bzw. ausschließen zu können (gemeinsam verursachte Ausfälle, Einwirkungen von außen, Deborierung).
- Eine Anpassung der Systemauslegung ist sinnvoll bei erkannten Schwachstellen (z.B. durchgehende Redundanz in der Nachkühlkette), insbesondere aber, um dominierende Beiträge aus gemeinsam verursachten Ausfällen durch diversitäre Auslegung zu vermindern (insbesondere bei der Frischdampf-Abblasestation).
- Der Beitrag aus dem Nichtleistungsbetrieb zur Häufigkeit von Systemschadenszuständen beträgt etwa 25 % und ist damit nicht vernachlässigbar, obwohl bisher nicht alle möglicherweise relevanten Abläufe quantitativ bewertet wurden. Eine Ergänzung der Analysen zum Nichtleistungsbetrieb zu einer PSA der Stufe 2 erscheint sinnvoll.

Aus der PSA lassen sich folgende Ansätze für eine Verminderung der Häufigkeit von Systemschadenzuständen und Kernschadenzuständen ableiten:

- Durch eine Verminderung der Eintrittshäufigkeit kleiner Lecks kann die Häufigkeit von Kernschadenzuständen unmittelbar verringert werden.
- Das schutzzielorientierte Betriebshandbuch sollte optimiert werden, insbesondere der Übergang vom ereignisorientierten Teil.
- Durch Änderung des Notfallhandbuchs sollte die volle Nutzung des Potentials von anlageninternen Notfallmaßnahmen auch bei Leckstörfällen einschließlich Dampferzeuger-Heizrohrlecks ermöglicht werden.
- Die Störfallbeherrschung im Nichtleistungsbetrieb kann durch ein spezielles Betriebshandbuch zur Beherrschung der auslösenden Ereignisse beim An- und Abfahren und bei abgeschalteter Anlage verbessert werden.

8.2.2 Anlagenschadenzustände

Die Summenhäufigkeit von Kernschadenzuständen liegt deutlich unterhalb von 10^{-5} pro Jahr. Aus den Analysen für Unfälle aus dem Leistungsbetrieb werden folgende Schlussfolgerungen abgeleitet:

- Die Unfallanalysen haben gezeigt, dass auch nach einem Kernschmelzen die Möglichkeit besteht, ein Versagen des Sicherheitsbehälters auf Dauer zu verhindern. Dies setzt allerdings voraus, dass der geschmolzene Kern im RDB gehalten werden kann. Wird der Reaktordruckbehälter durchschmolzen, gelangt die Kernschmelze langfristig ins Erdreich.
- Mit einer Wahrscheinlichkeit von etwa 8 % kommt es nach einem Kernschmelzen zu einer frühen und massiven Radionuklidfreisetzung, wenn der Sicherheitsbehälter bei einem Versagen des Reaktordruckbehälterbodens unter Hochdruck beschädigt wird oder die Funktion des Sicherheitsbehälters durch ein nicht absperrbares Dampferzeuger-Heizrohrleck aufgehoben wird.
- Mit einer Wahrscheinlichkeit von etwa 15 % kommt es zu frühen und hohen Freisetzungen, wenn Radionuklide ungefiltert über die Ringraumlüftung, über ein mit Wasser bedecktes, aber nicht systemtechnisch isolierbares Dampferzeuger-Heizrohrleck oder bei Filterschaden über die Druckentlastung des Sicherheitsbehälters in die Umgebung gelangen.

- Mit einer Wahrscheinlichkeit von etwa 46 % werden geringere Mengen an Radionukliden bei einer Druckentlastung des Sicherheitsbehälters mehrere Tage nach Eintritt des Unfalls über Filter freigesetzt.
- Die Wahrscheinlichkeit für die uneingeschränkte Funktion des Sicherheitsbehälters ohne Notwendigkeit der Druckentlastung beträgt etwa 31 %.
- Die genannten Wahrscheinlichkeiten beziehen sich auf die Erwartungswerte der ermittelten Verteilungen.

Aus den Ergebnissen der PSA lassen sich folgende Ansatzpunkte für eine weitere Verminderung der Folgen eines Kernschmelzens ableiten:

- Eine entscheidende Verminderung der Unfallfolgen lässt sich erreichen, wenn es gelingt, die Kernschmelze im Reaktordruckbehälter zu halten.
- Durch eine Kühlung des Sicherheitsbehälters kann der Druckaufbau und damit die Radionuklidfreisetzung vermindert werden.
- Wenn das Eindringen der Schmelze in Sumpfansaugleitungen verhindert wird, kann ein Durchschmelzen des Sicherheitsbehälters vermieden werden.

Zumindest bei bestehenden Anlagen dürfte es selbst mit erheblichem zusätzlichem Aufwand kaum möglich sein, Szenarien mit früher hoher Freisetzung völlig auszuschließen. Insgesamt sollte sich die Sicherheitsbewertung darauf konzentrieren, die Häufigkeit von Kernschadenzuständen so weit wie möglich zu verringern, da sich auf diese Weise das Unfallrisiko insgesamt begrenzen lässt. Auch ein Kernschmelzunfall bei intaktem Sicherheitseinschluss hätte schwerwiegende Folgen.

8.3 Generelles Fazit

Die GRS zieht aus den Untersuchungen folgende übergreifenden Schlüsse für die in Deutschland betriebenen Kernkraftwerke:

- Die in der vorliegenden PSA erprobten Methoden sind geeignet, belastbare Ergebnisse bis zur Stufe 2 der PSA für Störfälle aus dem Leistungsbetrieb zu ermitteln, wobei allerdings bisher Einflüsse durch übergreifende Einwirkungen von außen (wie Erdbeben und Flugzeugabsturz) durch das großflächige Versagen von Behältern mit hohem Energieinhalt und durch Deborierungsstörfälle nicht berücksichtigt werden. Für Ereignisse im Nichtleistungsbetrieb können durch eine PSA der Stufe 1 Schwachstellen der Systemauslegung und

der Betriebsweise festgestellt werden, wobei die gleichen Begrenzungen gelten wie bei der PSA der Stufe 1 für den Leistungsbetrieb und außerdem Reparaturmaßnahmen und Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes nicht berücksichtigt werden.

- Der deterministische Ansatz allein reicht heute nicht mehr aus, um eine Sicherheitsbewertung nach dem Stand von Wissenschaft und Technik durchzuführen. Ergänzend sollten probabilistische Bewertungen durchgeführt werden. Für den Nichtleistungsbetrieb sollte beim heutigen Stand der Methoden eine Schwachstellenanalyse durchgeführt werden.
- Die Aussagen einer PSA nach dem Stand von Wissenschaft und Technik sind belastbar, wenn die Analysen detailliert genug sind und entsprechende Daten verwendet werden. Die Datenbasis sollte mit zunehmender Betriebserfahrung stetig angepasst werden.
- Die in der vorliegenden PSA ermittelten geringen Wahrscheinlichkeiten für massive Radionuklidfreisetzungen infolge von Kernschmelzunfällen sollten exemplarisch für die verschiedenen DWR-Generationen und SWR-Baulinien (siehe /NSK 98/) der in Deutschland betriebenen Kernkraftwerke abgesichert werden.
- Weitere probabilistische Untersuchungen sollten sich auf die anlagenspezifischen Einflüsse mit Relevanz für Kernschmelzunfälle konzentrieren. Dabei sollte der Untersuchungsumfang nicht primär an - z.B. im PSA-Leitfaden genannten - probabilistischen Orientierungswerten ausgerichtet werden, sondern soweit gehen, dass alle ergebnisrelevanten Ereignisse ausreichend berücksichtigt werden. Darüber hinaus sollten die vorhandenen Methoden auch für die älteren SWR-Anlagen evaluiert werden, die sich in wichtigen Systemeigenschaften von den bisher umfassend probabilistisch untersuchten Anlagen unterscheiden.
- Um die Gleichwertigkeit der PSAs verschiedener Ersteller zu erreichen, sollten weitestgehend eindeutige Anforderungen ausgearbeitet werden, die herangezogen werden können, um eine umfassende PSA mit allen relevanten Einflüssen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik durchzuführen.
- Die Ersteller von PSAs sollten grundsätzlich auf den bei der GRS vorhandenen Pool von generischen Basisdaten zurückgreifen können. Die für die PSA verwendeten Datensätze müssen aber weiterhin im Verantwortungsbereich des jeweiligen Erstellers liegen.

9 Literatur

- /ALL 99/ Allelein, H.-J., Breest, A., Spengler, C.
Simulation of Core Melt Spreading with LAVA:
Theoretical Background and Status of Validation,
OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, 1999
- /BEL 99/ Beliczey, S.
Quantifizierung von Leckhäufigkeiten an verschiedenen druckführenden
Systemen von Konvoi-Anlagen für unterschiedliche Betriebszustände
GRS Köln, Technische Notiz, Januar 1999
- /BER 98/ Berning, A., Faßmann, W., Preischl, W.
Technische, organisatorische und personenbezogene Anforderungen im
Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes
BMU-1998-506, 1998, ISBN/ISSN 0724-3316
- /BRE 95/ Breitung, W., Redlinger, R.
A Model for Structural Response to Hydrogen Combustion Loads
in Severe Accidents
Nuclear Technology, Vol 111, Sep. 1995, pp 420-425
- /FAK 97/ Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse
für Kernkraftwerke
Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke,
Stand: Dezember 1996, BfS-KT 16/97, Juni 1997
- /FAK 97a/ Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse
für Kernkraftwerke
Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen
und Fehlerbäumen
Stand: März 1997, BfS-KT 18/97, Juni 1997
- /FAR 97/ Farmer, M.T., et. al.
MACE Test M3b Data Report, Argonne National Laboratory,
MACE-TR-D13
Electric Power Research Institute, EPRI TR-108806, 1997

- /FAS 01/ Fasel, H.-J., Türschmann, M., Röwekamp, M.
Die Auswahl kritischer Brandbereiche bei probabilistischen
Brandanalysen,
Technischer Bericht, GRS-A-2835, April 2001
- /GRS 90/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke Phase B
ISBN: 3-88585-809-6, 1990
- /GRS 93/ Kersting, E. et al.
Safety Analysis for Boiling Water Reactors,
A Summary, GRS-98, July 1993
- /GRS 98/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Untersuchungen der Sicherheitsreserven von Kernkraftwerken bei
auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen
GRS-A-2588, April 1998
- /GRS 01/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Probabilistische Sicherheitsbeurteilung bestehender Kernkraftwerke
mit Leichtwasserreaktor
GRS-A-Bericht, in Vorbereitung, 2001
- /HAI 01/ Haider, C. et al.
Erweiterte PSA der Stufe 1 im Hinblick auf die Behandlung übergreifender
Einwirkungen und die Berücksichtigung ihrer Unsicherheiten am Beispiel
einer Anlage vom Typ Konvoi
GRS-A-2836, August 2001
- /HÖR 89/ Hörtner, H.
Zum Nichtschließen der Erstabsperrarmatur im Not- und
Nachkühlsystem im KWB A am 17.12.87, atw, Dezember 1989
- /HÖP 00/ Höppner, G.
PSA GKN 2: Feststellung der Wirksamkeitsbedingungen bei ATWS
GRS Garching, Technische Notiz TN-HOP-04/00, 1. September 2000

- /HOF 99/ Hofer, E.
 On two-stage Bayesian modeling of initiating event frequencies
 and failure rates
 Tecnote
 Reliability Engineering and System Safety 66, 1999, S. 97-99
- /HOF 99a/ Hofer, E., Peschke, J.
 Bayesian modeling of failure rates and initiating event frequencies
 Proceedings of the European Conference on Safety and Reliability
 (ESREL), Munich Garching, Germany, 13.-17. September 1999
- /HOL 99/ Holtschmidt, H., et. al.
 Untersuchungen der Sicherheitsreserven von Kernkraftwerken bei
 auslegungsüberschreitenden Ereignissen
 GRS-A-2761, Dezember 1999
- /KEL 88/ Keller, W.
 Stand und Bedeutung der Konvoi-Anlagen,
 atw, August/September 1988
- /KLE 96/ Klein-Heßling, W., Arndt, S.
 „RALOC MOD4 Cycle AE: Program Reference Manual“,
 GRS Köln, 1996
- /KLO 99/ Kloos, M., Hofer, E.
 SUSANA: The PC Version of the Software System for Uncertainty and
 Sensitivity Analysis of Results from Computer Models User's Guide and Tu-
 torial, Version 3.2,
 GRS Garching, August 1999
- /KRE 97/ Kreuser, A., Peschke, J., Türschmann, M.
 Erfassung und Bewertung von gemeinsam verursachten Ausfällen,
 Abschlussbericht Teil 4,
 Erweiterung und Nutzen einer generischen Wissensbasis zur Bearbeitung
 sicherheitstechnischer Fragestellungen bei Kernkraftwerken
 GRS-A-2445, März 1997

- /KRE 98/ Kreuser, A., Peschke, J., Verstegen, C.
Consideration of Interpretation Uncertainties in the Determination of
Common Cause Failure Probabilities
PSAM 4, New York, 1998
- /KRI 99/ Krieg, R., et. al.
Reactor Pressure Vessel Head Loaded by a Corium Slug
Vortrag, eingereicht zur 15. International Conference on Structural
Mechanics in Reactor Technology (SMiRT), Seoul, August 1999
- /LÖF 00/ Löffler, H., et. al.
Untersuchung auslegungsüberschreitender Anlagenzustände mittels
Ereignisbaumtechnik am Beispiel einer Konvoi-Anlage
GRS-A-2849, November 2000
- /MEI 01/ Meier, S.
Ereignisbaum für Unfälle mit Leck in einer Anschlussleitung
des RKL im Ringraum
GRS Köln, Technische Notiz, MEI-TN-3/2001/-SR2306, 7.3.2001
- /NEA 00/ Nuclear Energy Agency, Committee on the Safety of Nuclear Installations
International Common-Cause-Failure Data Exchange (ICDE) General
Coding Guidelines
ICDECG00, Revision 4, 19.10.2000
- /NRC 90/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC)
Severe Accident Risks:
An Assessment for five U.S. Nuclear Power Plants
NUREG-1150, December 1990
- /NRC 97/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC)
„MELCOR 1.8.4 - Reference Manual“,
USA, Washington, July 1997

- /NRC 98/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC)
Common-Cause-Failure Database and Analysis System:
Event Definition and Classification
NUREG/CR-6268, Vol. 2, June 1998
- /NSK 98/ Übereinkommen über nukleare Sicherheit -
Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die Erste
Überprüfungstagung im April 1999
Drucksache 13/11350, Bonn, August 1998
- /PIL 96/ Pilch, M., et. al.
Resolution of the Direct Containment Heating
Issue for All Westinghouse Plants With Large Dry Containments
or Subatmospheric Containments
NUREG/CR-6338, 1996
- /PRW 98/ Preischl, W., Berning, A., Faßmann, W., et. al.
Untersuchungen zu Handlungen des Betriebspersonals bei Notfallmaß-
nahmen
GRS-A-2617, Oktober 1998
- /PÜT 01/ Pütter, B.
PSA GKN 2: Thermohydraulische Untersuchungen zum Leistungsbetrieb
GRS-Arbeitsbericht, in Vorbereitung, 2001
- /SIE 98/ Siemens AG
Probabilistische Sicherheitsanalyse für das Gemeinschaftskernkraftwerk
Neckar, Block II
NDS4/09.98, September 1998
- /SON 99/ Sonnenkalb, M., et. al.
Untersuchungen von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zur
Schadensbegrenzung für LWR - Zwischenbericht zum Vorhaben SR 2306
GRS-A-2735, November 1999

- /SON 01/ Sonnenkalb, M., et. al.
Untersuchungen von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zur
Schadensbegrenzung für LWR
Abschlussbericht SR 2306, GRS-Arbeitsbericht, in Vorbereitung, 2001
- /SWA 83/ Swain, A.D., Guttman, H.E.
Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power
Plant Applications
NUREG/CR-1278, U.S. Regulatory Commission, August 1983
- /TIL 98/ Tiltmann, M., Rohde, J.
Wirksamkeit eines Systems katalytischer Rekombinatoren in Sicherheits-
behältern von DWR-Anlagen deutscher Bauart,
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1999-538, 1999

Abbildungsverzeichnis

Abb. 3.1	Übersicht über die Gesamtanlage GKN.....	6
Abb. 3.2	Funktionsschema GKN 2	7
Abb. 3.3	Schematische Darstellung der wichtigsten sicherheitstechnischen Einrichtungen beim Druckwasserreaktor.....	8
Abb. 4.1	Analyseumfang der PSA für einen DWR am Beispiel GKN 2	21
Abb. 5.1	Beiträge der Ereignisgruppen auslösender Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Systemschadenzustände und Beiträge der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen.....	105
Abb. 5.2	Beiträge der Ereignisgruppen auslösender Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Kernschadenzustände und Beiträge der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen.....	154
Abb. 5.3	Subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung der Häufigkeit pro Jahr des Ereignisses „Systemschadenzustand“ (nur anlageninterne auslösende Ereignisse).....	168
Abb. 5.4	Unsicherheiten der Kernschadenzustände aufgeschlüsselt nach auslösenden Ereignissen	177
Abb. 5.5	Unsicherheiten der Kernschadenzustände.....	177
Abb. 5.6	Subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung der Häufigkeit pro Jahr des Ereignisses “Kernschadesnzustand” (nur anlageninterne auslösende Ereignisse).....	178
Abb. 6.1	Druckverlauf in Sicherheitsbehälter, Ringraum (RRu), Hilfsanlagen- gebäude (HAG) und Umgebung, 10 cm ² Leck heiß und Ausfall ND- Pumpen, MELCOR 1.8.4	188
Abb. 6.2	Integral erzeugte und umgesetzte Wasserstoff- und CO-Masse, 10 cm ² Leck heiß und Ausfall ND-Pumpen, MELCOR 1.8.4.....	189
Abb. 6.3	Druckverlauf in Sicherheitsbehälter und Ringraum, totaler Spannungs- ausfall und Versagen Druckhalter-Verbindungsleitung, MELCOR 1.8.4.	193
Abb. 6.4	Integral erzeugte und umgesetzte Wasserstoff-Masse, totaler Spannungs- ausfall und Versagen Druckhalter-Verbindungsleitung, MELCOR 1.8.4.....	194
Abb. 6.5	Schematischer Aufbau des Ereignisbaums	199
Abb. 6.6	Schmelze im unteren Teil des Sicherheitsbehälters	215

Abb. 6.7	Belastung des Sumpfansaugrohrs durch Kernschmelze oder Brennstoffpartikel	216
Abb. 6.8	Schematische Darstellung zum Verlauf des Drucks im Primärkreis bei Kernschadenzuständen bis zum Versagen des RDB	224
Abb. 6.9	Subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen der zu erwartenden Eintrittshäufigkeiten der Freisetzungskategorien	234
Abb. 7.1	Auslösende Ereignisse Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Systemschadenzustände der Brennelementkühlung Beiträge der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen	298
Abb. 7.2	Auslösende Ereignisse Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Systemschadenzustände der Brennelementkühlung bei RDB geschlossen/offen Beiträge der Systemschadenzustände aus Transienten und Kühlmittelverlusten	299
Abb. 7.3	Auslösende Ereignisse Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Systemschadenzustände der Brennelementkühlung bei geschlossenem Reaktordruckbehälter	300
Abb. 7.4	Auslösende Ereignisse Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Systemschadenzustände der Brennelementkühlung bei offenem Reaktordruckbehälter	301
Abb. 7.5	Auslösende Ereignisse Beiträge der auslösenden Ereignisse zur Summe der Häufigkeiten der Systemschadenzustände Deborierung Beiträge der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen	302
Abb. 7.6	Unsicherheiten der Systemschadenzustände und der Summenwerte ..	303

Tabellenverzeichnis

Tab. 5.1	Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse.....	34
Tab. 5.2	Häufigkeiten von einleitenden Ereignissen und der Wahrscheinlichkeiten für den Übergang von einleitenden Ereignissen zu auslösenden Ereignissen	36/37
Tab. 5.3	Relevante Häufigkeitsbereiche der abgeschätzten einleitenden Ereignisse	54
Tab. 5.4	Abgeschätzte Häufigkeiten für Kernschadenzustände und Frei- setzungen der nicht weiter untersuchten auslösenden Ereignisse	63
Tab. 5.5	Wahrscheinlichkeiten des Übergangs von auslösenden Ereignissen zu Systemschadenzuständen	68/69
Tab. 5.6	Nichtverfügbarkeiten von Systemfunktionen und der Häufigkeiten von Systemschadenzuständen für auslösende Ereignisse	70/71
Tab. 5.7	In Stufe 2 der PSA berücksichtigte Merkmale der Kernschadens- zustände.....	114
Tab. 5.8	Zusammengefasste Kernschadenzustände und Zuordnung zu den 35 für Stufe 2 der PSA zu Grunde gelegten Kernschadenzuständen ...	120
Tab. 5.9	Wahrscheinlichkeiten des Übergangs von Systemschadenzu- ständen zu einem wiederhergestellten sicheren Zustand und zu Kernschadenzuständen.....	122/123
Tab. 5.10	Nichtverfügbarkeiten von anlageninternen Notfallmaßnahmen und Reparatur und der Häufigkeiten von Kernschadenzuständen für Systemschadenzustände	124/125
Tab. 5.11	Wahrscheinlichkeiten des Übergangs von auslösenden Ereignissen zu Kernschadenzuständen	126/127
Tab. 5.12	Nichtverfügbarkeiten von Systemfunktionen und anlageninternen Notfallmaßnahmen und Reparatur und der Häufigkeiten von Kernschadenzuständen für auslösende Ereignisse	128/129
Tab. 5.13	Wahrscheinlichkeiten des Übergangs von auslösenden Ereignissen zu Kernschadenzuständen mit Hoch-, Mittel-, Niederdruck	159
Tab. 5.14	Wahrscheinlichkeiten des Übergangs von auslösenden Ereignissen zu Kernschadenzuständen mit Funktionsfähigkeit primärer Bespei- sungssysteme	159

Tab. 5.15	Wahrscheinlichkeiten des Übergangs von auslösenden Ereignissen zu Kernschadenzuständen in ausgewählten Zeitintervallen.....	159
Tab. 5.16	Wahrscheinlichkeiten des Übergangs von auslösenden Ereignissen zu Kernschadenzuständen auf Grund ausgefallener Systemfunktionen.....	160
Tab. 5.17	Fraktilen, Punkt- und Erwartungswerte der Häufigkeiten der System-schadenzustände aufgeschlüsselt nach auslösenden Ereignissen.....	169
Tab. 5.18	Fraktilen und Erwartungswerte der Häufigkeiten auslösender Ereignisse	170
Tab. 5.19	Fraktilen, Punkt- und Erwartungswerte der Übergangswahrscheinlich-keit vom auslösenden Ereignis zum Systemschadenzustand.....	171
Tab. 5.20	Fraktilen, Punkt- und Erwartungswerte der Häufigkeit eines Kern-schadenzustands aufgeschlüsselt nach auslösenden Ereignissen.....	174
Tab. 5.21	Fraktilen, Punkt- und Erwartungswerte der Übergangswahrscheinlich-keiten von auslösenden Ereignissen zu einem Kernschadenzustand...	175
Tab. 5.22	Fraktilen, Punkt- und Erwartungswerte der Häufigkeiten der Kernschadenzustände.....	176
Tab. 6.1	Unfallablauf mit 10 cm ² heißseitigem Leck und Ausfall der Niederdruck-Notkühlung	187
Tab. 6.2	Unfallablauf nach Transiente mit totalem Spannungsausfall und Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung	191
Tab. 6.3	Verzweigungen des Ereignisbaums.....	198
Tab. 6.4	Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten für den Übergang von Kern-schadenzuständen zu ausgewählten Schäden am Reaktorkühlkreislauf durch Dampfexplosionen bei Kernumlagerung in das untere Plenum	206
Tab. 6.5	Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten für den Übergang von Kernschadenzuständen zu Wasserstoffdeflagrationen bzw. -detonationen in ausgewählten Raumbereichen.....	210
Tab. 6.6	Beispiele für berechnete Zustände (Druck, Temperaturen) der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre als Folge von Schmelze- und Wasserstoffeintrag	212
Tab. 6.7	Wahrscheinlichkeiten für die Erosion des Fundamentbetons durch Kernschmelze	218

Tab. 6.8	Wahrscheinlichkeiten für den Übergang von Kernschadenzuständen zu Orten des langfristigen Verbleibs des Kernmaterials	222
Tab. 6.9	Wahrscheinlichkeiten für den Übergang von Kernschadenzuständen zum RDB-Druck kurz vor RDB-Versagen für die auslösenden Ereignisse	223
Tab. 6.10	Wahrscheinlichkeiten für den Übergang von Kernschadenzuständen zu Endzuständen des Sicherheitsbehälters für die auslösenden Ereignisse	226
Tab. 6.11	Wahrscheinlichkeiten für den Übergang von Kernschadenzuständen zu Freisetzungskategorien und Unsicherheitsbereiche der Häufigkeiten der Freisetzungskategorien.....	228/229
Tab. 6.12	Häufigkeiten der Freisetzungskategorien und der Wahrscheinlichkeiten für den Übergang von Kernschadenzuständen zu Freisetzungskategorien.....	232/233
Tab. 7.1	Betriebsphasen einer 14-tägigen Standardrevision der Referenzanlage	244
Tab. 7.2	Auslösende Ereignisse bei Nichtleistungsbetrieb.....	246/247
Tab. 7.3	Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten für auslösende Ereignisse während der 14-tägigen Standardrevision.....	250
Tab. 7.4	Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten pro Revision von einleitenden Ereignissen und für den Übergang von einleitenden Ereignissen zu auslösenden Ereignissen	254/255
Tab. 7.5	Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten pro Revision des Übergangs von auslösenden Ereignissen zu Systemschadenzuständen und der Systemschadenzustände	264/265
Tab. 7.6	Erwartungswerte der Nichtverfügbarkeiten von Systemfunktionen und der Wahrscheinlichkeiten von Systemschadenzuständen der Brennelementkühlung und von Deborierungen nach Ausfall der Nachwärmeabfuhr pro Revision	270/271
Tab. 7.7	Fraktilen, Punkt-, und Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten pro Revision der Systemschadenzustände der Brennelementkühlung	304
Tab. 7.8	Fraktilen, Punkt- und Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten pro Revision der Systemschadenzustände der Deborierung	305

ANHANG

Tab. A.1 Ermittelte Kernschadenzustände und Häufigkeiten (Punktwerte)

KSZ	Merkmal 1: Auslösendes Ereignis	Merkmal 2: Art des Ereignisablaufs				Merkmal 3: Verfügbarkeit Notstromversorgung	Merkmal 4: Primärseitige Bespeisung bis mindestens 30 min nach KSZ (analog Mindestanf. zur Verhind. KSZ)		Merkmal 5: Sekundärseit. WA verfügbar
		Transiente ohne PDE, ohne DE- Besp. mit FD-DB mit PDE	ohne PDE, ohne DE- Bsp. mit FD-DB	ohne PDE, ohne FD- DB	Leck im Primärkreislauf mit PDE		NN 1 nicht in Betrieb	HD	
Lfd. Nr.	1	2.1	2.2	2.3	2.4	3	4.1	4.2	5
1	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	0	1
2	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	0	1
3	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	0
4	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	0	0
5	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	1	1	0
6	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	1	0	0
7	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	0
8	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	1	1	0
9	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	0
10	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	0
11	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	0
12	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	1
13	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	0	1
14	Kleines Leck i.e. HKML, 25 - 80 cm ²	0	0	0	0	0	0	0	1
15	Kleines Leck i.e. HKML, 25 - 80 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	1
16	Kleines Leck i.e. HKML, 25 - 80 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	1
17	Kleines Leck i.e. HKML, 25 - 80 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	0
18	Kleines Leck i.e. HKML, 25 - 80 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	0
19	Kleines Leck i.e. HKML, 25 - 80 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	0
20	Kleines Leck i.e. HKML, 25 - 80 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	0
21	Kleines Leck am DH durch fehlerhaftes Siv	0	0	0	0	0	0	0	1

Tab. A.1 Ermittelte Kernschadenzustände und Häufigkeiten (Punktwerte)

Kfz	Merkmal 6: SB-Abschluss	Merkmal 9: Druck im Primärkreis			Merkmal 10: Masse des vor dem KSZ eingespeisten Wassers (Sumpf) (in Fettdruck: mit P = max) plus 200-300 cm3 Primärkreisinventar (bis Kernmitte)	Merkmal 11: Zeitspanne für Eintritt KSZ (nach Eintritt des auslösenden Ereignisses)	Häufigkeit KSZ 1/a	
		p > 10 MPa	1 Mpa < p < 10 Mpa	p < 1 Mpa			Punktwert	
Lfd. Nr.	Wahrsch. für Ausfall Lüftungsabschlus s beim KSZ	6	9.1	9.2	9.3	10	11	
1	6,9E-04	0	0	1	0-4 FB + 0-4 DSP-h	2cm2:> 10h (4 HD), 12 cm2: 9,5 h, 25cm2: 5,6 h (4 HD+Entleerung)	5,4E-07	
2	6,9E-04	0	0	1	0-1 FB + 0-4 DSP-h	2cm2: > 10h (1HD), 12 cm2: 4,6 h, 25cm2: ca. 4,3h (1HD+Entleerung)	6,4E-08	
3	6,9E-04	0	1	0	2-4 FB	> 12h (nach HD-Pumpenausfall)	2,1E-08	
4	6,9E-04	0	1	0	2-4 FB	> 12h (nach HD-Pumpenausfall)	2,0E-11	
5	6,9E-04	1	0	0	ca. 100 m3	1-2h (2 cm2: 8460 s)	1,5E-07	
6	6,9E-04	1	0	0	ca. 100 m3	1-2h	2,0E-10	
7	6,9E-04	0	1	0	1-4 FB	>12h	7,7E-09	
8	6,9E-04	1	0	0	0	1-1,5h	1,5E-09	
9	6,9E-04	0	1	0	1-4 FB	>12h	1,5E-09	
10	6,9E-04	0	1	0	1-4 FB	2cm2:> 6h (1HD), 25cm2: > 5 h (4HD+Entleerung), ca. 2-3h (1HD+Entleerung)	4,3E-08	
11	6,9E-04	0	1	0	1-4 FB	2-3h	1,8E-09	
12	6,9E-04	0	1	0	0-1 FB + 0-4 DSP	1-1,5h	7,7E-09	
13	6,9E-04	0	1	0	0-1 FB + 0-4 DSP	1-1,5h	1,0E-12	
14	6,9E-04	0	0	1	1-4 FB + 0-4 DSP-h	2-3h	2,9E-08	
15	6,9E-04	0	1	0	1,5h Leckausströmung	2-3h	2,0E-08	
16	6,9E-04	0	1	0	45min Leckausströmung	45min-1,5h	1,7E-08	
17	6,9E-04	0	1	0	2-4 FB	> 12h	1,1E-09	
18	6,9E-04	0	1	0	2-4 FB	> 12h	8,0E-09	
19	6,9E-04	0	1	0	1-4 FB	2h	2,5E-09	
20	6,9E-04	0	1	0	1-4 FB	2h	4,0E-10	
21	6,9E-04	0	0	1	1-4 FB + 0-4 DSP-h	2-3h	1,6E-07	

Tab. A.1 Ermittelte Kernschadenzustände und Häufigkeiten (Punktwerte)

KSZ	Merkmal 1: Auslösendes Ereignis	Merkmal 2: Art des Ereignisablaufs				Merkmal 3: Verfügbarkeit Notstromversorgung	Merkmal 4: Primärseitige Bespeisung bis mindestens 30 min nach KSZ (analog Mindestanford. zur Verhind. KSZ)		Merkmal 5: Sekundärseit. WA verfügbar
		Transiente mit PDE	Transiente ohne PDE, ohne DE- Besp. mit FD-DB	Leck im Primärkreislauf ohne PDE, ohne FD- DB	Leck im Primärkreislauf mit PDE		NN 1 nicht in Betrieb	HD	
Lfd. Nr.	1	2.1	2.2	2.3	2.4	3	4.1	4.2	5
22	Kleines Leck am DH durch fehleoffenes Siv	0	0	0	0	0	0	1	1
23	Kleines Leck am DH durch fehleoffenes Siv	0	0	0	0	0	0	1	0
24	Notstromfall	0	1	0	0	0	1	1	0
25	Notstromfall	0	1	0	0	0	1	0	0
26	Notstromfall	0	1	0	0	0	0	1	0
27	Notstromfall	0	1	0	0	0	0	0	0
28	Notstromfall	0	1	0	0	1	0	0	0
29	Notstromfall	0	0	1	0	0	1	1	0
30	Notstromfall	0	0	1	0	0	1	0	0
31	Notstromfall	0	0	1	0	0	0	1	0
32	Notstromfall	0	0	1	0	0	0	0	0
33	Notstromfall	0	0	1	0	0	1	1	0
34	Ausfall HSPW ohne Ausfall HWS	0	1	0	0	0	1	1	0
35	Ausfall HSPW ohne Ausfall HWS	0	1	0	0	0	1	0	0
36	Ausfall HSPW ohne Ausfall HWS	0	1	0	0	0	0	1	0
37	Ausfall HSPW ohne Ausfall HWS	0	1	0	0	0	0	0	0
38	Ausfall HSPW ohne Ausfall HWS	0	0	1	0	0	1	1	0
39	Ausfall HSPW ohne Ausfall HWS	0	0	1	0	0	1	0	0
40	Ausfall HSPW ohne Ausfall HWS	0	0	1	0	0	0	1	0
41	Ausfall HSPW ohne Ausfall HWS	0	0	1	0	0	0	0	0
42	Ausfall HSPW ohne Ausfall HWS	0	0	1	0	0	1	1	0
43	Ausfall HWS ohne Ausfall HSPW	0	1	0	0	0	1	1	0
44	Ausfall HWS ohne Ausfall HSPW	0	1	0	0	0	1	0	0
45	Ausfall HWS ohne Ausfall HSPW	0	1	0	0	0	0	1	0
46	Ausfall HWS ohne Ausfall HSPW	0	1	0	0	0	0	0	0

Tab. A.1 Ermittelte Kernschadenzustände und Häufigkeiten (Punktwerte)

KSZ	Merkmal 6: SB-Abschluss	Merkmal 9: Druck im Primärkreis			Merkmal 10: Masse des vor dem KSZ eingespeisten Wassers (Sumpf) (in Fettdruck: mit P = max) plus 200-300 cm ³ Primärkreisinventar (bis Kernmitte)	Merkmal 11: Zeitspanne für Eintritt KSZ (nach Eintritt des auslösenden Ereignisses)	Häufigkeit KSZ 1/a
		Wahrsch. für Ausfall Lüftungsabschlus s beim KSZ	p > 10 MPa	1 Mpa < p < 10 Mpa			p < 1 Mpa
Lfd. Nr.	6	9.1	9.2	9.3	10	11	
22	6,9E-04	0	1	0	45min-1,5h Leckausströmung	45min-1,5h	9,0E-08
23	6,9E-04	0	1	0	1 FB	2h	7,0E-10
24	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h	1,3E-08
25	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h	2,4E-11
26	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h	2,4E-11
27	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h	1,3E-12
28	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h	2,0E-07
29	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h	7,4E-09
30	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h	1,0E-11
31	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h	1,0E-11
32	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h	5,5E-13
33	1,7E-03	0	0	0	0	0,5 h	< 1E-8
34	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h	2,4E-08
35	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h	5,2E-11
36	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h	5,2E-11
37	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h	2,7E-12
38	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h	1,4E-09
39	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h	1,9E-12
40	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h	1,9E-12
41	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h	1,0E-13
42	1,7E-03	0	0	0	0	0,5 h	< 2E-9
43	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h	1,9E-08
44	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h	4,0E-11
45	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h	4,0E-11
46	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h	2,1E-12

Tab. A.1 Ermittelte Kernschadenszustände und Häufigkeiten (Punktwerte)

KSZ	Merkmal 1: Auslösendes Ereignis	Merkmal 2: Art des Ereignisablaufs				Merkmal 3: Verfügbarkeit Notstromversorgung	Merkmal 4: Primärseitige Bespeisung bis mindestens 30 min nach KSZ (analog Mindestanford. zur Verhind. KSZ)		Merkmal 5: Sekundärseit. WA verfügbar
		Transiente ohne PDE, ohne DE- Bsp. mit FD-DB mit PDE	ohne PDE, ohne FD- DB mit PDE	Leck im Primärkreislauf	NN 1 nicht in Betrieb		HD	ND-F oder ND-S	
Lfd. Nr.	1	2.1	2.2	2.3	2.4	3	4.1	4.2	5
47	Ausfall HWS ohne Ausfall HSPW	0	0	1	0	0	1	1	0
48	Ausfall HWS ohne Ausfall HSPW	0	0	1	0	0	1	0	0
49	Ausfall HWS ohne Ausfall HSPW	0	0	1	0	0	0	1	0
50	Ausfall HWS ohne Ausfall HSPW	0	0	1	0	0	0	0	0
51	Ausfall HWS ohne Ausfall HSPW	0	0	1	0	0	1	1	0
52	Ausfall HSPW und Ausfall HWS	0	1	0	0	0	1	1	0
53	Ausfall HSPW und Ausfall HWS	0	1	0	0	0	1	0	0
54	Ausfall HSPW und Ausfall HWS	0	1	0	0	0	0	1	0
55	Ausfall HSPW und Ausfall HWS	0	1	0	0	0	0	0	0
56	Ausfall HSPW und Ausfall HWS	0	0	1	0	0	1	1	0
57	Ausfall HSPW und Ausfall HWS	0	0	1	0	0	1	0	0
58	Ausfall HSPW und Ausfall HWS	0	0	1	0	0	0	1	0
59	Ausfall HSPW und Ausfall HWS	0	0	1	0	0	0	0	0
60	Ausfall HSPW und Ausfall HWS	0	0	1	0	0	1	1	0
61	Dampferzeuger-Heizrohrleck, 1-6 cm ²	0	0	0	0	0	0	0	0
62	Dampferzeuger-Heizrohrleck, 1-6 cm ²	0	0	0	0	0	0	0	0
63	Dampferzeuger-Heizrohrleck, 1-6 cm ²	0	0	0	0	0	0	0	0
64	Dampferzeuger-Heizrohrleck, 1-6 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	1
65	Dampferzeuger-Heizrohrleck, 1-6 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	0
66	Dampferzeuger-Heizrohrleck, 1-6 cm ²	0	0	0	0	0	0	0	0
67	Kleines Leck i.e. HKML, 80 - 200 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	1
68	Kleines Leck i.e. HKML, 80 - 200 cm ²	0	0	0	0	0	0	0	1
69	Kleines Leck i.e. HKML, 80 - 200 cm ²	0	0	0	0	0	0	0	1

Aufgrund der geringen Ergebnisrelevanz vernachlässigte Kernschadenszustände

Tab. A.1 Ermittelte Kernschadenzustände und Häufigkeiten (Punktwerte)

K SZ	Merkmal 6: SB-Abschluss	Merkmal 9: Druck im Primärkreis			Merkmal 10: Masse des vor dem KSZ eingespeisten Wassers (Sumpf) (in Fettdruck: mit P = max) plus 200-300 cm ³ Primärkreisinventar (bis Kernmitte)	Merkmal 11: Zeitspanne für Eintritt KSZ (nach Eintritt des auslösenden Ereignisses)	Häufigkeit KSZ 1/a
		Wahrsch. für Ausfall Lüftungsabschlus s beim KSZ	p > 10 MPa	1 Mpa < p < 10 Mpa			p < 1 Mpa
Lfd. Nr.	6	9.1	9.2	9.3	10	11	
47	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h	1,1E-08
48	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h	1,6E-11
49	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h	1,6E-11
50	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h	8,5E-13
51	1,7E-03	0	0	0	0	0,5 h	< 2E-8
52	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h	3,7E-09
53	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h	7,3E-12
54	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h	7,3E-12
55	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h	3,8E-13
56	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h	2,2E-09
57	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h	3,1E-12
58	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h	3,1E-12
59	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h	1,7E-13
60	1,7E-03	0	0	0	0	0,5 h	< 3E-9
61	1,7E-03	0	1	0	0	>10h	1,2E-07
62	1,7E-03	0	1	0	0	>10h	1,7E-08
63	1,7E-03	0	1	0	0	>10h (>10h +2,8h Entleerung)	5,8E-09
64	4,8E-04	0	1	0	0	2-3h	1,7E-08
65	4,8E-04	0	1	0	0	2-3h	9,9E-12
66	4,8E-04	0	1	0	0	>10h	1,6E-08
67	5,4E-04	0	1	0	30min Leckausströmung	0,5h	2,1E-08
68	5,4E-04	0	0	1	1-4 FB	>1,5h	2,1E-08
69	5,4E-04	0	0	1	1 FB	>1,5h	1,0E-10

Summe: 1,7E-06

Tab. A.2 In Stufe 2 der PSA zugrunde gelegte Kernschadenzustände mit Fraktilen und Erwartungswerten der Häufigkeiten

KSZ	Merkmal 1: Auslösendes Ereignis	Merkmal 2: Art des Ereignisablaufs				Merkmal 3: Verfügbarkeit Notstromversorgung	Merkmal 4: primaerseitiger Bespeisung bis mindestens 30 min nach KSZ (analog Mindestanf. zur Verhind. KSZ)		Merkmal 5: Sekundärseit. WA verfügbar
		Transiente ohne PDE, ohne DE- Besp. mit FD-DB mit PDE	ohne PDE, ohne FD- DB mit PDE	Leck im Primärkreislauf	NN 1 nicht in Betrieb		HD	ND-F oder ND-S	
Lfd. Nr.	1	2.1	2.2	2.3	2.4	3	4.1	4.2	5
1	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	0	1
2	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	0	1
3	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	0
5	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	1	1	0
7	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	0
8	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	1	1	0
9	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	0
10	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	0
11	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	0
12	Kleines Leck i.e. HKML, 2 - 25 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	1
14	Kleines Leck i.e. HKML, 25 - 80 cm ²	0	0	0	0	0	0	0	1
15	Kleines Leck i.e. HKML, 25 - 80 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	1
16	Kleines Leck i.e. HKML, 25 - 80 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	1
17	Kleines Leck i.e. HKML, 25 - 80 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	0
18	Kleines Leck i.e. HKML, 25 - 80 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	0
19	Kleines Leck i.e. HKML, 25 - 80 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	0
21	Kleines Leck am DH durch fehleoffenes Siv	0	0	0	0	0	0	0	1
22	Kleines Leck am DH durch fehleoffenes Siv	0	0	0	0	0	0	1	1
23	Kleines Leck am DH durch fehleoffenes Siv	0	0	0	0	0	0	1	0
24	Notstromfall	0	1	0	0	0	1	1	0

Tab. A.2 In Stufe 2 der PSA zugrunde gelegte Kernschadenzustände mit Fraktilen und Erwartungswerten der Häufigkeiten

KSZ	Merkmal 6: SB-Abschluß	Merkmal 9: Druck im Primärkreis			Merkmal 10: Masse des vor dem KSZ eingespeisten Wassers (Sumpf)	Merkmal 11: Zeitspanne für Eintritt KSZ (nach Eintritt des auslösenden Ereignisses)
	Lfd. Nr.	Wahrsch. für Ausfall Lüftungsabschluß beim KSZ	p > 10 MPa	1 Mpa < p < 10 Mpa	p < 1 Mpa	(in Fettdruck: mit P = max)
	6	9.1	9.2	9.3	10	11
1	6,9E-04	0	0	1	0-4 FB + 0-4 DSP-h	2cm2:> 10h (4 HD), 12 cm2: 9,5 h, 25cm2: 5,6 h (4 HD+Entleerung)
2	6,9E-04	0	0	1	0-1 FB + 0-4 DSP-h	2cm2: > 10h (1HD), 12 cm2: 4,6 h, 25cm2: ca. 4,3h (1HD+Entleerung)
3	6,9E-04	0	1	0	2-4 FB	> 12h (nach HD-Pumpenausfall)
5	6,9E-04	1	0	0	ca. 100 m3	1-2h (2 cm2: 8460 s)
7	6,9E-04	0	1	0	1-4 FB	>12h
8	6,9E-04	1	0	0	0	1-1,5h
9	6,9E-04	0	1	0	1-4 FB	>12h
10	6,9E-04	0	1	0	1-4 FB	2cm2:> 6h (1HD), 25cm2: > 5 h (4HD+Entleerung), ca. 2-3h (1HD+Entleerung)
11	6,9E-04	0	1	0	1-4 FB	2-3h
12	6,9E-04	0	1	0	0-1 FB + 0-4 DSP	1-1,5h
14	6,9E-04	0	0	1	1-4 FB + 0-4 DSP-h	2-3h
15	6,9E-04	0	1	0	1,5h Leckausströmung	2-3h
16	6,9E-04	0	1	0	45min Leckausströmung	45min-1,5h
17	6,9E-04	0	1	0	2-4 FB	> 12h
18	6,9E-04	0	1	0	2-4 FB	> 12h
19	6,9E-04	0	1	0	1-4 FB	2h
21	6,9E-04	0	0	1	1-4 FB + 0-4 DSP-h	2-3h
22	6,9E-04	0	1	0	45min-1,5h Leckausströmung	45min-1,5h
23	6,9E-04	0	1	0	1 FB	2h
24	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h

Tab. A.2 In Stufe 2 der PSA zugrunde gelegte Kernschadenszustände mit Fraktile und Erwartungswerten der Häufigkeiten

KSZ	Häufigkeit KSZ 1/a				Merkmal 12: PDE nach KS < 3000 s	
	Lfd. Nr.	5-%- Fraktile	50-%- Fraktile	Erwartungs- wert	95-%- Fraktile	Wahrsch. f(t) für PDE nach KSZ
						7
1		7,8E-08	3,6E-07	8,0E-07	2,5E-06	0
2		2,7E-09	2,6E-08	6,7E-08	2,4E-07	0
3		1,4E-11	3,9E-09	2,5E-08	1,0E-07	0,47
5		6,3E-09	6,3E-08	2,7E-07	9,3E-07	0,47
7		2,6E-11	9,2E-10	2,3E-08	3,9E-08	0,47
8		3,4E-11	4,4E-10	1,7E-09	6,5E-09	0,94
9		3,4E-11	4,4E-10	1,7E-09	6,5E-09	0,94
10		1,3E-09	1,7E-08	8,6E-08	2,9E-07	0,47
11		2,8E-11	4,9E-10	3,2E-09	1,1E-08	0,47
12		2,7E-10	3,2E-09	2,2E-08	5,9E-08	0,94
14		7,7E-10	1,0E-08	4,0E-08	1,4E-07	0
15		3,5E-10	6,1E-09	6,3E-08	1,7E-07	0,94
16		4,1E-10	5,7E-09	2,7E-08	8,4E-08	0,94
17		2,6E-13	9,0E-11	1,0E-09	4,1E-09	0,47
18		7,2E-11	1,6E-09	1,4E-08	4,7E-08	0,94
19		2,2E-11	5,4E-10	4,2E-09	1,5E-08	0,47
21		4,3E-09	5,6E-08	2,1E-07	8,4E-07	0
22		2,3E-09	3,1E-08	1,6E-07	5,3E-07	0,94
23		6,5E-12	1,5E-10	1,6E-09	4,6E-09	0,94
24		1,1E-10	4,8E-09	2,6E-08	1,1E-07	0,67

Tab. A.2 In Stufe 2 der PSA zugrunde gelegte Kernschadenzustände mit Fraktilen und Erwartungswerten der Häufigkeiten

KSZ	Merkmal 1: Auslösendes Ereignis	Merkmal 2: Art des Ereignisablaufs				Merkmal 3: Verfügbarkeit Notstromversorgung	Merkmal 4: primaerseitiger Bespeisung bis mindestens 30 min nach KSZ (analog Mindestanfor. zur Verhind. KSZ)		Merkmal 5: Sekundärseit. WA verfügbar
		Transiente		Leck im Primärkreislauf			HD	ND-F oder ND-S	
Lfd. Nr.		mit PDE	ohne PDE, ohne DE- Besp. mit FD-DB	ohne PDE, ohne FD- DB	mit PDE	NN 1 nicht in Betrieb			bei KSZ entspr. Mindestanf.
	1	2.1	2.2	2.3	2.4	3	4.1	4.2	5
28	Notstromfall	0	1	0	0	1	0	0	0
29	Notstromfall	0	0	1	0	0	1	1	0
34	Ausfall HSPW ohne Ausfall HWS	0	1	0	0	0	1	1	0
38	Ausfall HSPW ohne Ausfall HWS	0	0	1	0	0	1	1	0
43	Ausfall HWS ohne Ausfall HSPW	0	1	0	0	0	1	1	0
47	Ausfall HWS ohne Ausfall HSPW	0	0	1	0	0	1	1	0
52	Ausfall HSPW und Ausfall HWS	0	1	0	0	0	1	1	0
56	Ausfall HSPW und Ausfall HWS	0	0	1	0	0	1	1	0
61	Dampferzeuger-Heizrohrleck, 1-6 cm ²	0	0	0	0	0	0	0	0
62	Dampferzeuger-Heizrohrleck, 1-6 cm ²	0	0	0	0	0	0	0	0
63	Dampferzeuger-Heizrohrleck, 1-6 cm ²	0	0	0	0	0	0	0	0
64	Dampferzeuger-Heizrohrleck, 1-6 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	1
66	Dampferzeuger-Heizrohrleck, 1-6 cm ²	0	0	0	0	0	0	0	0
67	Kleines Leck i.e. HKML, 80 - 200 cm ²	0	0	0	0	0	0	1	1
68	Kleines Leck i.e. HKML, 80 - 200 cm ²	0	0	0	0	0	0	0	1

Tab. A.2 In Stufe 2 der PSA zugrunde gelegte Kernschadenzustände mit Fraktilen und Erwartungswerten der Häufigkeiten

KSZ Lfd. Nr.	Merkmal 6: SB-Abschluß Wahrsch. für Ausfall Lüftungsabschluß beim KSZ	Merkmal 9: Druck im Primärkreis			Merkmal 10: Masse des vor dem KSZ eingespeisten Wassers (Sumpf) (in Fettdruck: mit P = max) plus 200-300 cm3 Primärkreisinventar (bis Kernmitte)	Merkmal 11: Zeitspanne für Eintritt KSZ (nach Eintritt des auslösenden Ereignisses)
	6	p > 10 MPa	1 Mpa < p < 10 Mpa	p < 1 Mpa	10	11
28	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h
29	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h
34	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h
38	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h
43	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h
47	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h
52	1,7E-03	0	0	0	0	2,5h
56	1,7E-03	0	0	0	0	1 3/4h
61	1,7E-03	0	1	0	0	>10h
62	1,7E-03	0	1	0	0	>10h
63	1,7E-03	0	1	0	0	>10h (>10h +2,8h Entleerung)
64	4,8E-04	0	1	0	0	2-3h
66	4,8E-04	0	1	0	0	>10h
67	5,4E-04	0	1	0	30min Leckausströmung	0,5h
68	5,4E-04	0	0	1	1-4 FB	>1,5h

Tab. A.2 In Stufe 2 der PSA zugrunde gelegte Kernschadenszustände mit Fraktile und Erwartungswerten der Häufigkeiten

KSZ	Häufigkeit KSZ 1/a				Merkmal 12: PDE nach KS < 3000 s
	Lfd. Nr.	5- %- Fraktile	50- %- Fraktile	Erwartungs- wert	95- %- Fraktile
					7
28	4,8E-09	6,1E-08	2,2E-07	8,4E-07	0
29	6,0E-12	1,1E-09	1,1E-08	3,2E-08	0,67
34	1,8E-10	7,8E-09	5,3E-08	2,1E-07	0,67
38	2,1E-13	1,6E-10	1,9E-09	5,1E-09	0,67
43	1,8E-10	6,8E-09	4,4E-08	1,8E-07	0,67
47	1,8E-12	1,3E-09	1,6E-08	4,2E-08	0,67
52	1,9E-12	5,7E-10	8,2E-09	3,2E-08	0,67
56	3,4E-14	1,1E-10	2,7E-09	8,4E-09	0,67
61	9,9E-10	2,4E-08	1,2E-07	4,6E-07	0
62	8,9E-11	2,8E-09	2,0E-08	7,2E-08	0
63	2,9E-11	8,9E-10	5,4E-09	2,2E-08	0
64	3,9E-10	5,4E-09	2,6E-08	9,1E-08	0,94
66	7,2E-11	2,6E-09	1,5E-08	5,9E-08	0
67	4,8E-10	6,8E-09	5,9E-08	1,4E-07	1
68	5,3E-10	7,1E-09	3,1E-08	1,1E-07	1
	4,4E-07	1,5E-06	2,5E-06	7,3E-06	

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

Schwertnergasse 1

50667 Köln

Telefon (02 21) 20 68 -0

Telefax (02 21) 20 68 -888

Forschungsgelände

85748 Garching b. München

Telefon (0 89) 3 20 04 -0

Telefax (0 89) 3 20 04 -300

Kurfürstendamm 200

10719 Berlin

Telefon (0 30) 8 85 89 -0

Telefax (0 30) 8 85 89 -111

Theodor-Heuss-Straße 4

38122 Braunschweig

Telefon (05 31) 80 12 -0

Telefax (05 31) 80 12 -200