



**Gesellschaft für Reaktorsicherheit**

---

# **Deutsche Risikostudie Kernkraft- werke**

**Fachband 1**

**Ereignisablaufanalyse**

---

**Verlag TÜV Rheinland**



**Gesellschaft für Reaktorsicherheit**

# **Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke**

Eine Untersuchung zu dem durch  
Störfälle in Kernkraftwerken  
verursachten Risiko

**Fachband 1**

**Ereignisablaufanalyse**

Studie im Auftrage des Bundesministeriums  
für Forschung und Technologie

**Verlag TÜV Rheinland**

Die Autoren dieses Fachbandes 1 "Ereignisablaufanalyse" der Deutschen Risikostudie - Kernkraftwerke sind:

Helmut Hörtner  
Roland Meißner  
Rudolf Ullrich

Alle Autoren sind Mitarbeiter der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

*Redaktion:*

*L.F. Franzen, H. de Groot-Böhlhoff, M. Straßenmeyer, E. Zitzmann*

ISBN 3-88585-012-5

Herausgeber: Der Bundesminister für Forschung und Technologie

Copyright: Der Bundesminister für Forschung und Technologie, Bonn 1980

Verlegerische Betreuung und Gesamtherstellung: Verlag TÜV Rheinland GmbH, Köln

Printed in Germany 1980

## Vorwort

Im Frühjahr 1976 hatte der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) die "Deutsche Risikostudie - Kernkraftwerke" bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH in Auftrag gegeben. Unter der wissenschaftlichen Leitung ihres Geschäftsführers, Prof. Dr. A. Birkhofer, wurden die zugehörigen Arbeiten zusammen mit weiteren technisch-wissenschaftlichen Organisationen durchgeführt und die Ergebnisse im August 1979 vorgelegt. Ziel dieser Studie war es, das durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachte Risiko unter Berücksichtigung deutscher Verhältnisse in Anlehnung an die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie WASH-1400 zu ermitteln.

Die Studie gliedert sich in zwei Arbeitsphasen. Die erste Phase ist abgeschlossen. Die Ergebnisse sind in einer allgemein verständlichen Kurzfassung, herausgegeben vom BMFT, vom 15. August 1979 und in einem Hauptband, erschienen im Verlag TÜV Rheinland, ebenfalls 1979, dokumentiert. Ergänzend zu diesen Veröffentlichungen werden die für die Studie im einzelnen durchgeführten Untersuchungen und ihre Ergebnisse in einer Reihe von Fachbänden zusammengestellt, die im Laufe des Jahres 1980 erscheinen: F1 - Ereignisablaufanalyse, F2 - Zuverlässigkeitsanalyse, F3 - Zuverlässigkeitsdaten und Betriebserfahrungen, F4 - Einwirkungen von außen (einschließlich anlageninterner Brände), F5 - Untersuchung von Kernschmelzunfällen, F6 - Ermittlung der Spaltproduktfreisetzung, F7 - Ergebnisse der anlagentechnischen Untersuchungen, F8 - Unfallfolgenrechnungen und Risikoergebnisse.

Der hier vorliegende Fachband 1 bezieht sich auf die Abschnitte 4.2 bis 4.5, 5.1, 5.2, 6.3 und 6.6 des Hauptbandes, wobei die Ergebnisse der im Fachband 2 dargestellten Zuverlässigkeitsanalyse verwendet werden. Behandelt werden die Methode der Ereignisablaufanalyse und die auslösenden Ereignisse anlageninterner Störfälle. Dabei wird zwischen Kühlmittelverluststörfällen und Transienten, die zu Transientenstörfällen führen können, unterschieden. Die zur Beherrschung dieser Störfälle notwendigen Maßnahmen werden erläutert, die entsprechenden Systemfunktionen der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme werden im einzelnen

erklärt. Die Ergebnisse zugehöriger thermohydraulischer Untersuchungen werden anhand repräsentativer Beispiele gezeigt. Aufbauend auf diesem Material werden Durchführung und Ergebnisse der Ereignisablaufanalyse für die anlageninternen Störfälle dargestellt. Den Abschluß bildet die Ereignisablaufanalyse für das Versagen des Sicherheitsbehälters, einschließlich der zugehörigen Ergebnisse.

Garching, im Dezember 1980

Gesellschaft für Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH

## KURZFASSUNG

Im vorliegenden Fachband wird die Methode der Ereignisablaufanalyse dargestellt. Die auslösenden Ereignisse der anlageninternen Störfälle, d.h. der Kühlmittelverluststörfälle und Transientenstörfälle, werden diskutiert. Die Maßnahmen, die zur Beherrschung dieser Störfälle notwendig sind, und die Systemfunktionen, die zur Durchführung dieser Maßnahmen herangezogen werden können, werden im Detail behandelt. Repräsentative Ergebnisse von thermohydraulischen Untersuchungen, die unter Zugrundelegung von Mindestanforderungen an die Systemfunktionen durchgeführt wurden, sind wiedergegeben. Darauf aufbauend folgt die Ereignisablaufanalyse mit einer Zusammenstellung der mit Wahrscheinlichkeiten und Häufigkeiten bewerteten Ereignisablaufdiagramme. Den Abschluß bildet die Ereignisablaufanalyse für das Versagen des Sicherheitsbehälters, einschließlich der Erklärung der Freisetzungskategorien und der zugehörigen Ergebnisse.

## ABSTRACT

This appendix presents the method of event tree analysis. The initiating events of plant-internal accidents (i.e. loss-of-coolant accidents and transient accidents) are discussed. The measures, necessary to cope with these accidents, and the system functions which can be used for performing the measures are dealt with in detail. Representative examples of the results of thermohydraulic investigations are shown which were carried out on the basis of minimal requirements for the system functions. Using this, the event tree analysis is described; the calculated probabilities and frequencies are presented in the event trees. Finally, the containment event tree is given, including the release categories and the corresponding results.

INHALT

	Seite
1. Zusammenfassung . . . . .	1
2. Einleitung . . . . .	4
3. Methode der Ereignisablaufanalyse . . . . .	11
4. Anlageninterne Störfälle . . . . .	20
4.1 Einteilung der Störfälle . . . . .	20
4.2 Kühlmittelverluststörfälle . . . . .	21
4.2.1 Auslösende Ereignisse . . . . .	21
4.2.2 Maßnahmen zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen . . . . .	23
4.2.2.1 Unterkritikalität des Reaktorkerns . . . . .	24
4.2.2.2 Kühlmittelinventar im Reaktorkühlkreislauf . . . . .	24
4.2.2.3 Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf . . . . .	29
4.2.3 Systemfunktionen und Ereignisablaufanalyse für Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung . . . . .	32
4.2.3.1 Systemfunktionen und Mindestanforderungen . . . . .	32
4.2.3.2 Thermohydraulische Untersuchungen . . . . .	43
4.2.3.3 Beeinträchtigung der Wirksamkeit der Notkühlung durch auftretende Belastungen . . . . .	58
4.2.3.4 Ereignisablaufanalyse . . . . .	59
4.2.3.5 Ergebnisse . . . . .	64
4.2.4 Systemfunktionen und Ereignisablaufanalyse für Lecks am Druckhalter . . . . .	69
4.2.4.1 Ursachen . . . . .	69
4.2.4.2 Systemfunktionen und Mindestanforderungen . . . . .	71
4.2.4.3 Thermohydraulische Untersuchungen . . . . .	71
4.2.4.4 Ereignisablaufanalyse und Ergebnisse . . . . .	74
4.2.5 Leck über eine Anschlußleitung des Reaktorkühlkreislaufs . . . . .	75
4.2.5.1 Ursachen . . . . .	75
4.2.5.2 Ergebnisse . . . . .	76
4.3 Transienten . . . . .	77
4.3.1 Auslösende Ereignisse . . . . .	77
4.3.2 Maßnahmen zur Beherrschung von Transienten . . . . .	82
4.3.2.1 Unterkritikalität des Reaktorkerns . . . . .	83

4.3.2.2	Druckbegrenzung des Reaktorkühlkreislaufs . .	83
4.3.2.3	Kühlmittelinventar im Reaktorkühlkreislauf .	84
4.3.2.4	Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf. . .	85
4.3.3	Systemfunktionen und Ereignisablaufanalyse für zu erwartende Transienten mit Reaktor- schnellabschaltung . . . . .	88
4.3.3.1	Systemfunktionen und Mindestanforderungen . .	88
4.3.3.2	Thermohydraulische Untersuchungen . . . . .	95
4.3.3.3	Ereignisablaufanalyse . . . . .	101
4.3.3.4	Ergebnisse . . . . .	106
4.3.4	Systemfunktionen und Ereignisablaufanalyse für ATWS-Störfälle . . . . .	114
4.3.4.1	Systemfunktionen und Mindestanforderungen . .	114
4.3.4.2	Thermohydraulische Untersuchungen . . . . .	116
4.3.4.3	Ereignisablaufanalyse . . . . .	118
4.3.4.4	Ergebnisse . . . . .	118
4.4	Zusammenfassung der Ergebnisse für anlagen- interne Störfälle . . . . .	121
5.	Versagen des Sicherheitsbehälters . . . . .	125
5.1	Allgemeines . . . . .	125
5.2	Versagensarten des Sicherheitsbehälters . .	126
5.2.1	Versagen des Sicherheitsbehälterabschlusses .	126
5.2.2	Versagen des Sicherheitsbehälters durch Über- schreiten zulässiger Belastungen . . . . .	127
5.3	Ereignisablaufanalyse . . . . .	128
5.4	Freisetzungskategorien . . . . .	130
5.5	Ergebnisse . . . . .	135
6.	Schrifttum . . . . .	141
7.	Stichwortverzeichnis . . . . .	142

BILDER

F1, 2-1:	Einschluß der Spaltprodukte . . . . .	7
F1, 3-1:	Vereinfachtes Ereignisablaufdiagramm für einen Kühlmittelverluststörfall . . . . .	13
F1, 3-2:	Berücksichtigung der Versagensarten des Sicher- heitsbehälters in der Ereignisablaufanalyse . .	16
F1, 3-3:	Fehlerbaum eines 2v4-Systems . . . . .	18
F1, 3-4:	Verknüpfung von Ereignisablaufdiagramm und Feh- lerbaum . . . . .	19
F1, 4-1:	Anlageninterne Störfälle mit Auswirkungen auf den Reaktorkern . . . . .	20
F1, 4-2:	Ursachen von Kühlmittelverluststörfällen . . . .	22
F1, 4-3:	Prinzipschaltung des Not- und Nachkühlsystems bei der Referenzanlage . . . . .	26
F1, 4-4:	Wärmetransport aus dem Reaktorgebäudesumpf wäh- rend der Niederdruck-Einspeisungen für Sumpf-Um- wälzbetrieb . . . . .	28
F1, 4-5:	Prinzipschaltung des Reaktorkühlkreislaufts und des Speisewasser-Dampf-Kreislaufts bei der Refe- renzanlage . . . . .	30
F1, 4-6:	Bruchbereiche von Lecks in einer Hauptkühlmit- telleitung . . . . .	36
F1, 4-7:	Ausfallkombinationen von 7 Steuerstäben, die zum Ausfall der Reaktorschnellabschaltung führen . .	38
F1, 4-8:	2F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung; Kühlmitteldruck . . . . .	46
F1, 4-9:	2F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung; Kühlmitteldurchsatz in Kernmitte . . . . .	46
F1, 4-10:	2F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung; Mittlere Kühlmitteltemperatur . . . . .	47
F1, 4-11:	1F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung; Kühlmitteldruck . . . . .	48
F1, 4-12:	1F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung; Kühlmitteldurchsatz in Kernmitte . . . . .	48
F1, 4-13:	1F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung; Mittlere Kühlmitteltemperatur . . . . .	49
F1, 4-14:	0,5F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittellei- tung; Kühlmitteldruck . . . . .	50
F1, 4-15:	0,5F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittellei- tung; Kühlmitteldurchsatz in Kernmitte . . . . .	50
F1, 4-16:	0,5F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittellei- tung; Mittlere Kühlmitteltemperatur . . . . .	51
F1, 4-17:	2F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung; Maximale Brennstabhüllentemperatur für den Heiß- stab . . . . .	53

Fl, 4-18:	1F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung; Maximale Brennstabhüllentemperatur für den Heißstab . . . . .	54
Fl, 4-19:	0,5F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung; Maximale Brennstabhüllentemperatur für den Heißstab . . . . .	54
Fl, 4-20:	50-cm <sup>2</sup> -Leck in einer kalten Hauptkühlmittelleitung; Kühlmitteldruck und Frischdampfdruck . . .	56
Fl, 4-21:	50-cm <sup>2</sup> -Leck in einer kalten Hauptkühlmittelleitung; Kühlmitteltemperatur am Kernaustritt und Frischdampf Temperatur . . . . .	56
Fl, 4-22:	50-cm <sup>2</sup> -Leck in einer kalten Hauptkühlmittelleitung; Gemischspiegel im Reaktordruckbehälter . .	57
Fl, 4-23:	50-cm <sup>2</sup> -Leck in einer kalten Hauptkühlmittelleitung; Maximale Brennstabhüllentemperatur für einen Stab mittlerer Leistung . . . . .	57
Fl, 4-24:	Ereignisablaufdiagramm "großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung" . . . . .	60
Fl, 4-25:	Ereignisablaufdiagramm "mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung" . . . . .	61
Fl, 4-26:	Ereignisablaufdiagramm "kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung" . . . . .	62
Fl, 4-27:	Bewertetes Ereignisablaufdiagramm "großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung" . . . . .	66
Fl, 4-28:	Bewertetes Ereignisablaufdiagramm "mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung" . . . . .	67
Fl, 4-29:	Bewertetes Ereignisablaufdiagramm "kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung" . . . . .	68
Fl, 4-30:	Leck über das 1. Druckhalter-Abblaseventil beim Notstromfall, Speisewasserversorgung ab 2 Stunden nach Störfalleintritt; Kühlmitteldruck und Frischdampfdruck . . . . .	73
Fl, 4-31:	Leck über das 1. Druckhalter-Abblaseventil beim Notstromfall, Speisewasserversorgung ab 2 Stunden nach Störfalleintritt; Mittlere Kühlmitteltemperatur und Frischdampf Temperatur . . . . .	73
Fl, 4-32:	Leck über das 1. Druckhalter-Abblaseventil beim Notstromfall, Speisewasserversorgung ab 2 Stunden nach Störfalleintritt; Wasserspiegel im Reaktorkühlkreislauf ohne Berücksichtigung von Dampfblasen . . . . .	74
Fl, 4-33:	Ursachen von Transientenstörfällen . . . . .	79
Fl, 4-34:	Notstromfall; Kühlmitteldruck . . . . .	96
Fl, 4-35:	Notstromfall; Kühlmitteltemperatur . . . . .	96
Fl, 4-36:	Notstromfall ohne Speisewasserversorgung; Kühlmitteldruck . . . . .	100
Fl, 4-37:	Notstromfall ohne Speisewasserversorgung; Mittlere Kühlmitteltemperatur . . . . .	100

Fl, 4-38:	Notstromfall ohne Speisewasserversorgung; Wasserspiegel im Reaktorkühlkreislauf ohne Berücksichtigung von Dampfblasen . . . . .	101
Fl, 4-39:	Ereignisablaufdiagramm für eine "zu erwartende Transiente" . . . . .	102
Fl, 4-40:	Bewertetes Ereignisablaufdiagramm "Notstromfall"	110
Fl, 4-41:	Bewertetes Ereignisablaufdiagramm "kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall" $T_1 S'_2$ . . . . .	111
Fl, 4-42:	Bewertetes Ereignisablaufdiagramm "kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall" $T_1 S''_2$ . . . . .	112
Fl, 4-43:	Bewertetes Ereignisablaufdiagramm "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" . . . . .	113
Fl, 4-44:	Ereignisablaufdiagramm "ATWS-Störfälle" . . . . .	119
Fl, 4-45:	Bewertetes Ereignisablaufdiagramm "ATWS-Störfälle" . . . . .	120
Fl, 5-1:	Ereignisablaufdiagramm für das Sicherheitsbehälterversagen bei Kernschmelzunfällen . . . . .	130

TABELLEN

Fl, 2-1:	Typisches Aktivitätsinventar eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor (1300 MWe) . . . . .	5
Fl, 4-1:	Mindestanforderungen an die Systemfunktionen zur Nachwärmeabfuhr bei Lecks in einer kalten Hauptkühlmittelleitung . . . . .	40
Fl, 4-2:	Vergleich der maximalen Hüllrohrtemperaturen für kaltseitige Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung mit und ohne Pumpenabschaltung . . . . .	52
Fl, 4-3:	Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bei Transienten, die das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern . . . . .	93
Fl, 4-4:	Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bei ATWS-Störfällen . . . . .	115
Fl, 4-5:	Zusammenfassung der Ergebnisse der Ereignisablaufanalyse . . . . .	121
Fl, 4-6:	Summe der Häufigkeiten von Kernschmelzunfällen . . . . .	122
Fl, 4-7:	Beiträge des Ausfalls der Systemfunktionen zur Häufigkeit der nicht beherrschten Störfälle . . . . .	123
Fl, 5-1:	Freisetzungskategorien . . . . .	133
Fl, 5-2:	Dominierende Ereignisabläufe in den einzelnen Freisetzungskategorien . . . . .	138
Fl, 5-3:	Summe der Freisetzungshäufigkeiten in den einzelnen Freisetzungskategorien . . . . .	140

## 1. ZUSAMMENFASSUNG

In Kernkraftwerken entsteht der weitaus größte Anteil radioaktiver Stoffe im Reaktorkern durch Kernspaltung. Große Anteile dieser Spaltprodukte können nur dann aus der Anlage freigesetzt werden, wenn bei Störfällen die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern so stark beeinträchtigt wird, daß der Kern überhitzt wird und im ungünstigsten Fall schmilzt. Zur Risikoermittlung sind daher die Ursachen dafür, d.h. die auslösenden Ereignisse, systematisch zu erfassen.

Ausgehend von den auslösenden Ereignissen ist eine Ereignisablaufanalyse durchzuführen. In der Ereignisablaufanalyse werden für jedes vorher definierte auslösende Ereignis (z.B. Bruch einer Rohrleitung), über den Erfolg oder das Versagen dann notwendiger Gegenmaßnahmen (Systemfunktionen) die verschiedenen Auswirkungen dieses Ereignisses erfaßt.

Im vorliegenden Fachband wird zunächst die Methode der Ereignisablaufanalyse noch einmal ausführlich behandelt.

Danach sind die auslösenden Ereignisse der anlageninternen Störfälle zusammengestellt, die zu einem Kernschmelzen führen können. Anlageninterne Störfälle sind solche, die durch anlageninterne Ursachen ausgelöst werden. Störfälle durch Einwirkungen von außen (anlagenexterne Störfälle) werden im Fachband 4 behandelt.

Alle anlageninternen Störfälle, die zu einer Überhitzung des Reaktorkerns führen können, lassen sich in zwei Gruppen einteilen:

- Störfälle, die durch Verlust des Hauptkühlmittels ausgelöst werden,
- Störfälle, die dadurch ausgelöst werden, daß die Leistung im Kern erhöht oder die Wärmeabfuhr aus dem Kern beeinträchtigt wird, ohne daß Hauptkühlmittel verloren geht.

Die erste Gruppe wird als Kühlmittelverluststörfälle, die zweite Gruppe als Transientenstörfälle bezeichnet.

Als auslösende Ereignisse für Kühlmittelverluststörfälle werden Lecks verschiedener Größe in einer Hauptkühlmittelleitung einge-

hend untersucht. Außerdem werden Lecks über Anschlußleitungen, die aus dem Sicherheitsbehälter herausführen, behandelt. Lecks am Druckhalter sind vor allem dadurch möglich, daß bei Transienten Druckhalterventile öffnen und nicht mehr schließen.

Transientenstörfälle werden aufgrund der auslösenden Ereignisse Notstromfall (Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung), Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung und Turbinenschnellabschaltung ohne Öffnen der Frischdampf-Umleiteinrichtung (Ausfall der Hauptwärmesenke) analysiert.

Für die beiden Gruppen von auslösenden Ereignissen wird gezeigt, welche Maßnahmen zu ihrer Beherrschung erforderlich sind und durch welche Systemfunktionen diese Maßnahmen im einzelnen realisiert werden.

Die zur Erfüllung der Systemfunktionen notwendigen Systeme sind aus redundanten Komponenten bzw. Teilsystemen (Strängen) aufgebaut. Das heißt, es sind mehr Stränge vorhanden, als zur Erfüllung der entsprechenden Systemfunktion erforderlich wären. Für die Zuverlässigkeit der Systemfunktion ist es von großer Bedeutung, wie viele der redundanten Stränge zur Erfüllung der sicherheitstechnischen Aufgabe erforderlich sind. Man spricht hier von Mindestanforderungen. Diese hängen sowohl vom auslösenden Ereignis als auch vom weiteren Ereignisablauf ab. In den hier beschriebenen Untersuchungen werden soweit möglich die Mindestanforderungen zugrunde gelegt, die im Genehmigungsverfahren für die Referenzanlage oder vergleichbare Anlagen festgeschrieben wurden. Thermohydraulische Untersuchungen, wie sie zur Festlegung der Mindestanforderungen durchgeführt werden, sind im vorliegenden Fachband beispielhaft zusammengestellt.

Entsprechend den Untersuchungen im Genehmigungsverfahren wird Kernschmelzen pessimistisch bereits dann angenommen, wenn eine Brennstabhüllentemperatur von 1200 °C überschritten wird.

Auf der Basis der Mindestanforderungen werden die Ereignisablaufdiagramme für die unterschiedlichen auslösenden Ereignisse erstellt. Eine zweckmäßige Unterteilung ergibt sich hier am Ent-

scheidungspunkt "Kernschmelzen", d.h. an der Schnittstelle, wo der jeweilige Ereignisablauf angibt, ob Kernschmelzen eintritt oder nicht.

Die Häufigkeiten der Ereignisabläufe, die zu einem Kernschmelzen führen, ergeben sich aus der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses durch Multiplikation mit den bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten der zur Störfallbeherrschung benötigten Systemfunktionen. Unter Verwendung dieser im Fachband 2 bestimmten Wahrscheinlichkeiten werden die Häufigkeiten der Ereignisabläufe, die bis zu der Schnittstelle "Kernschmelzen" führen, angegeben.

Zur Bestimmung der Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Kernkraftwerk werden die Versagensarten des Sicherheitsbehälters untersucht und entsprechend einer für die Berechnung der Freisetzungsraten zweckmäßigen Form kategorisiert. Für Kernschmelzunfälle werden sechs verschiedene Versagensarten des Sicherheitsbehälters definiert, für beherrschte Störfälle werden zwei Versagensarten unterschieden.

Die Freisetzungshäufigkeiten der radioaktiven Spaltprodukte aus dem Sicherheitsbehälter, die für das Risiko entscheidend sind, ergeben sich aus den oben ermittelten Häufigkeiten der Ereignisabläufe, die bis zur Schnittstelle "Kernschmelzen" führen, durch Multiplikation mit den bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten des Sicherheitsbehälters. Unter Verwendung dieser im Fachband 2 bestimmten Versagenswahrscheinlichkeiten sind die ermittelten Freisetzungshäufigkeiten zusammengestellt.

## 2. EINLEITUNG

In einer Risikoanalyse für Kernkraftwerke muß überprüft werden, unter welchen Bedingungen die vorhandenen radioaktiven Stoffe aus der Anlage in die Umgebung freigesetzt werden könnten. Die Ermittlung des Risikos aufgrund von Störfällen muß sich vor allem auf solche Ketten von Ereignissen, d.h. auf solche "Ereignisabläufe" konzentrieren, bei denen es zu einer größeren Freisetzung radioaktiver Stoffe aus der Anlage und damit möglicherweise zu Schäden in der Umgebung kommt. Dazu ist das Aktivitätsinventar an den verschiedenen Stellen im Kraftwerk zu bestimmen. Die möglichen Ursachen für eine Aktivitätsfreisetzung und die möglichen Freisetzungswege müssen herausgefunden werden. Demnach sind folgende Punkte zu beachten:

### ● Aktivitätsinventare in der Anlage

Zuerst sind Ort und Menge radioaktiver Stoffe in der Anlage zu ermitteln. Tabelle Fl, 2-1 zeigt die absoluten und relativen Anteile des Aktivitätsinventars an verschiedenen Stellen im Kernkraftwerk. Die Werte sind von verschiedenen Parametern (z.B. Abbrand, Abklingzeit, Zahl der Brennelemente im Lagerbecken, Betriebszustand der Hilfsanlagen) abhängig und daher zeitlich variabel. Die Tabelle enthält typische Werte, die für die Überlegungen an dieser Stelle ausreichend genau sind.

Im Reaktorkern (einschließlich Reaktorkühlkreislauf) befinden sich im Mittel 95 % des gesamten Aktivitätsinventars. Kurz nach einem Brennelementwechsel kann dieser Anteil auf etwa 80 % zurückgehen.

Der Rest von durchschnittlich 5 % des Gesamtinventars befindet sich fast ausschließlich im Lagerbecken für verbrauchte Brennelemente. Im (beladenen) Brennelement-Transportbehälter sowie in Hilfsanlagen (z.B. Abgassystem, Abwassersystem) befinden sich im Vergleich zum Kerninventar nur sehr geringe Aktivitätsinventare. Unter Berücksichtigung der Sicherheitsvorkehrungen dieser Anlagenteile wird daher davon ausgegangen, daß ein wesentlicher Ri-

Ort	Gesamtaktivität (in Curie)			Verhältnis zum Kerninventar (in %)		
	Brennstoff	Spaltgas-sammelraum	Insgesamt	Brennstoff	Spaltgas-sammelraum	Insgesamt
Reaktorkern a)	$6,3 \cdot 10^9$	$1,0 \cdot 10^8$	$6,4 \cdot 10^9$	98,4	1,6	100
BE-Lagerbecken (max.) b)	$1,3 \cdot 10^9$	$2,1 \cdot 10^7$	$1,3 \cdot 10^9$	20,6	0,3	21
BE-Lagerbecken (mittel) c)	$3,3 \cdot 10^8$	$5,3 \cdot 10^6$	$3,3 \cdot 10^8$	5,1	$8 \cdot 10^{-2}$	5,2
Transportbehälter d)	$1,7 \cdot 10^7$	$2,7 \cdot 10^5$	$1,7 \cdot 10^7$	0,3	$4 \cdot 10^{-3}$	0,3
Abgassystem			$1,5 \cdot 10^4$			$2 \cdot 10^{-4}$
Abwassersystem e)			$1,2 \cdot 10^3$			$2 \cdot 10^{-5}$
Ionenaustauscher f)			$1,5 \cdot 10^4$			$2 \cdot 10^{-4}$
Sonstige Komponenten im Hilfsanlagengebäude g)			$1,2 \cdot 10^3$			$2 \cdot 10^{-5}$

- a) Angaben für einen Zeitpunkt etwa 1/2 Stunde nach Abschaltung nach einem mittleren Abbrand von 10 000/19 600/33 500 MWd/t (3-Regionen-Kern)
- b) Inventar von 2/3 Kernladungen, davon die Hälfte mit 3 Tagen, die Hälfte mit 180 Tagen Abklingzeit
- c) Inventar von 1/2 Kernladung, davon 1/3 mit 180 Tagen, 2/3 mit 50 Tagen Abklingzeit
- d) entspricht 10 Brennelementen mit 180 Tagen Abklingzeit
- e) enthält: Konzentratbehälter (30 Tage Abklingzeit), Verdampfer für Abwasser, Abwassersammelbehälter
- f) bei einer Reinigungsrate des Hauptkühlmittels von 10 % pro Stunde und einer Standzeit von etwa einem halben Jahr
- g) enthält: Filter (Harzfänger), Harzabfallbehälter, Borsäurebehälter, Volumenausgleichsbehälter, Kühlmittelspeicher, Verdampfer für Kühlmittel, Abblämmensalzung

Tab. Fl, 2-1:

Typisches Aktivitätsinventar eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor (1300 MWe)

sikobeitrag durch das Versagen dieser Anlagenteile nicht zu erwarten ist. Die Studie konzentriert sich infolgedessen auf mögliche Freisetzungen aus dem Reaktorkern.

● Einschluß der Spaltprodukte im Reaktorkern

Der weitaus größte Anteil der radioaktiven Stoffe entsteht im Reaktorkern durch Kernspaltung<sup>1</sup>). Bei intakter Anlage sind diese radioaktiven Spaltprodukte im Reaktorkern durch mehrere Strukturen eingeschlossen. Bild F1, 2-1 veranschaulicht die prinzipielle Anordnung dieser Sicherheitsbarrieren. Im einzelnen sind dies:

- das Kristallgitter des Brennstoffes selbst, in dem der weit überwiegende Teil der Spaltprodukte zurückgehalten wird,
- die Brennstabhüllrohre, die gasdicht verschweißt sind,
- der Reaktordruckbehälter zusammen mit dem völlig geschlossenen Reaktorkühlkreislauf,
- der gasdichte und druckfeste Sicherheitsbehälter, der den Reaktorkühlkreislauf umschließt.

Die äußere Stahlbetonhülle hat nur eine begrenzte Dichtfunktion. Sie ermöglicht eine Absaugung von Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter und schützt die Anlage gegen Einwirkungen von außen.

Neben "inneren Strukturen" (Kristallgitter des Brennstoffs, Brennstabhüllrohre), die die Spaltprodukte praktisch am Ort ihrer Entstehung zurückhalten, sind demnach "äußere Strukturen" (Reaktorkühlkreislauf und Sicherheitsbehälter) vorhanden.

Nach Tabelle F1, 2-1 sind etwa 98 % des gesamten Aktivitätsinventars des Reaktorkerns im Kristallgitter des Brennstoffs gebunden. Die restlichen 2 % werden (mit Ausnahme geringer Anteile, die gegebenenfalls durch Undichtigkeiten an den Brennstab-

---

<sup>1</sup>) Daneben werden zunächst inaktive Materialien durch Bestrahlung aktiviert. Die Gesamtaktivität dieser Aktivierungsprodukte ist im Vergleich zu den Spaltprodukten gering. Die Aktivierungsprodukte werden daher im folgenden nicht gesondert betrachtet.

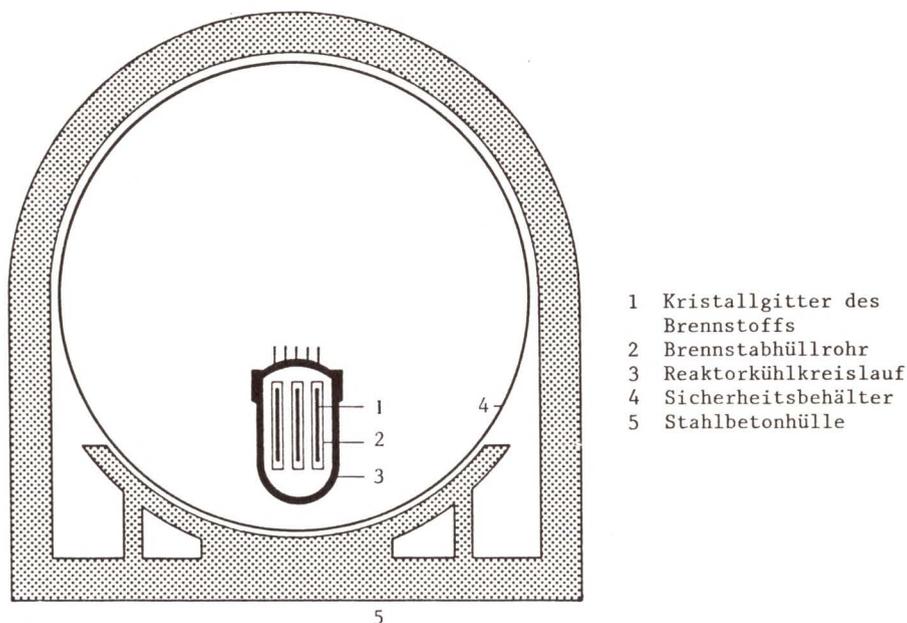


Bild F1, 2-1:

Einschluß der Spaltprodukte

hüllrohren in den Reaktorkühlkreislauf entweichen) durch die Brennstabhüllrohre zurückgehalten. Bei einem Versagen des Reaktorkühlkreislaufs oder des Sicherheitsbehälters bleiben die Aktivitätsfreisetzungen gering, solange die Brennstabhüllrohre und das Kristallgitter des Brennstoffs im wesentlichen intakt gehalten werden. Daher sind in erster Linie solche Ereignisse zu verfolgen, die zum Versagen der "inneren Strukturen" führen. Anschließend ist zu untersuchen, welche Folgen sich für die "äußeren Strukturen" ergeben können.

● Versagen des Einschlusses der Spaltprodukte

Der Reaktorkern hat die Eigenschaft, daß auch nach Abschaltung des Reaktors Wärme entsteht, die sog. Nachzerfallswärme. Diese

Wärme muß abgeführt werden. Kommt es bei einem Störfall zu einer Beeinträchtigung dieser Wärmeabfuhr und als Folge zu einer stärkeren Erwärmung des Reaktorkerns, so können Brennstabhüllrohre beschädigt werden. Es können dann vor allem die Aktivitäten aus den Spaltgassammelräumen der Brennstäbe entweichen. Versagen bei einem Störfall die Betriebssysteme und die Sicherheitssysteme so, daß die Wärme nicht oder nur sehr unzureichend abgeführt wird, so ist eine Überhitzung des Reaktorkerns, im Extremfall ein Schmelzen des Reaktorkerns, möglich. Schmilzt der Brennstoff, so löst sich das Kristallgitter des Brennstoffs auf und die Brennstabhüllrohre werden zerstört. Es können dann große Anteile der Spaltprodukte freigesetzt werden. Für die Risikoermittlung sind somit die Ursachen, d.h. die "auslösenden Ereignisse", systematisch zu erfassen, die zu einem Kernschmelzen führen können. Im Sinne einer oberen Abschätzung des Risikos wird in dieser Studie davon ausgegangen, daß der Kern immer vollständig schmilzt, wenn er überhitzt wird.

- Sicherheitseinrichtungen

Um bei Störungen in der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern eine Beschädigung bzw. ein weitergehendes Versagen von Strukturen zum Einschluß der Spaltprodukte zu verhindern, besitzen Kernkraftwerke umfangreiche technische Sicherheitseinrichtungen, die Sicherheitssysteme. Diese Sicherheitssysteme sind redundant aufgebaut. Sie greifen weitgehend automatisch ein, wenn die im Kernkraftwerk vorhandenen Betriebssysteme nicht ausreichen, um die Folgen von aufgetretenen Störungen zu begrenzen.

- Versagen von Sicherheitseinrichtungen

Obwohl weitreichende Vorkehrungen für ihr zuverlässiges Funktionieren getroffen werden, ist zur Risikoermittlung ein Ausfall dieser Systeme zu unterstellen. Je nachdem, ob Sicherheitssysteme funktionieren oder ausfallen, ergeben sich unterschiedliche "Ereignisabläufe". Diese Ereignisabläufe müssen systematisch erfaßt werden. Ein Beitrag zum Risiko ist nur von solchen Ereignis-

nisabläufen zu erwarten, bei denen die Sicherheitssysteme so weitgehend versagen, daß ein Kernschmelzen möglich wird.

Risikoanalysen müssen sich demnach vor allem mit Kernschmelzunfällen befassen. Zur quantitativen Risikoabschätzung ist es notwendig, die dann aus der Kraftwerksanlage möglichen Aktivitätsfreisetzungen ihrer Häufigkeit<sup>1)</sup>, ihrer Größe, ihres zeitlichen Verlaufs und ihrer effektiven Freisetzungshöhe nach zu bestimmen. Dies ist das Ziel der anlagentechnischen Analysen im Rahmen einer Risikostudie.

Zur Ermittlung der Häufigkeiten ist die Erfassung der auslösenden Ereignisse und der von diesen auslösenden Ereignissen ausgehenden Ereignisabläufe notwendig. Das wird in diesem Fachband dargestellt. Der zeitliche Verlauf der Vorgänge bei Kernschmelzunfällen wird im Fachband 5 behandelt. Auf die Aktivitätsfreisetzungen aus der Anlage wird im Fachband 6 eingegangen.

Der vorliegende Fachband befaßt sich im einzelnen mit folgenden Analysen der Kraftwerksanlage:

- Erfassung der auslösenden Ereignisse

Im ersten Schritt werden alle wesentlichen auslösenden Ereignisse, die unter Umständen zu einer Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung führen können, nach Art und Häufigkeit erfaßt. Es ist weder möglich noch notwendig, alle denkbaren auslösenden Ereignisse im einzelnen aufzuführen und zu analysieren. Es reicht aus, eine begrenzte Zahl von Klassen auslösender Ereignisse zu behandeln, die der Wirkung und der Häufigkeit nach die Gesamtheit aller anderen auslösenden Ereignisse dominieren.

- Ereignisablaufanalyse

Zu den einzelnen auslösenden Ereignissen ist jeweils eine Ereignisablaufanalyse durchzuführen: Ausgehend von einem auslösenden Ereignis ergeben sich je nach Funktion oder Ausfall

---

<sup>1)</sup> Der Kürze wegen wird oft nur die Bezeichnung "Häufigkeit" benutzt. Gemeint ist damit stets die "zu erwartende Häufigkeit pro Betriebsjahr".

der angeforderten Betriebs- und Sicherheitssysteme unterschiedliche Ereignisabläufe. Um die große Anzahl möglicher Ereignisabläufe systematisch zu erfassen, werden Ereignisablaufdiagramme erstellt. Eine zweckmäßige Unterteilung ergibt sich hier am Entscheidungspunkt "Kernschmelzen", d.h. an der Schnittstelle, an der der jeweilige Ereignisablauf angibt, ob Kernschmelzen eintritt oder nicht.

Zur Bestimmung der möglichen Aktivitätsfreisetzungen nach Häufigkeit, Größe und zeitlichem Verlauf müssen auch die möglichen Versagensarten des Sicherheitsbehälters und die entsprechenden Wahrscheinlichkeiten bekannt sein. Diese Versagensarten des Sicherheitsbehälters werden dann mit den Ereignisabläufen verknüpft, die bis zu der oben genannten Schnittstelle führen.

Im Kapitel 3 wird das Verfahren der Ereignisablaufanalyse noch einmal ausführlich dargestellt. Eine Begründung für die in der Studie behandelten auslösenden Ereignisse wird in Kapitel 4 gegeben. Dort finden sich auch die Ereignisablaufdiagramme, die bis zur Schnittstelle "Kernschmelzen" gehen. Die Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse und die entsprechenden Ergebnisse für die Ereignisabläufe, die bis zum Entscheidungspunkt "Kernschmelzen" führen, sind ebenfalls in Kapitel 4 zusammengestellt. In Kapitel 5 werden die Versagensarten des Sicherheitsbehälters und die zugehörigen Häufigkeiten der Ereignisabläufe behandelt.

Zur Ermittlung der Häufigkeiten ist es erforderlich, außer den Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse die Versagenswahrscheinlichkeiten der zur Störfallbeherrschung angeforderten Systeme zu kennen. Die hierzu notwendige Zuverlässigkeitsanalyse ist im Fachband 2 dokumentiert.

### 3. METHODE DER EREIGNISABLAUFANALYSE

In der Ereignisablaufanalyse werden, ausgehend von einem definierten auslösenden Ereignis (z.B. Bruch einer Rohrleitung), über den Erfolg oder das Versagen dann notwendiger Gegenmaßnahmen, die verschiedenen möglichen Auswirkungen dieses Ereignisses erfaßt. Je nachdem, welche Gegenmaßnahmen erforderlich sind und welche Systemfunktionen zur Durchführung dieser Gegenmaßnahmen vorhanden sind, ergibt sich aufgrund des nicht auszuschließenden Versagens der Systemfunktionen eine unterschiedliche Zahl möglicher Ereignisabläufe. Diese Ereignisabläufe werden im sogenannten Ereignisablaufdiagramm zusammengefaßt.

Da hier nur die Funktionen, die die installierten technischen Systeme zu erfüllen haben, interessieren, wird im folgenden nur von "Systemfunktionen" gesprochen und nicht auf die konkreten Systeme Bezug genommen.

Wie in den vorhergehenden Abschnitten erläutert wurde, sind für die Ermittlung des Risikos von Kernkraftwerken insbesondere Ereignisabläufe zu verfolgen, die zu einem Kernschmelzen führen können. Die systematische Untersuchung dieser Störfälle erlaubt eine Gruppierung in Störfallarten und damit die Definition verschiedener Klassen auslösender Ereignisse. Von jedem so definierten auslösenden Ereignis ausgehend, wird ein Ereignisablaufdiagramm erstellt.

Anhand eines einfachen Beispiels soll die Erstellung eines Ereignisablaufdiagramms erläutert werden. Als auslösendes Ereignis wird ein Leck in einer Hauptkühlmittelleitung angenommen. Folgende sicherheitstechnischen Maßnahmen sind dann notwendig:

- Reaktorschnellabschaltung,
- Notkühlung und Nachwärmeabfuhr,
- Abschluß des Sicherheitsbehälters.

Durch die Reaktorschnellabschaltung, die vom Reaktorschutzsystem ausgelöst wird, wird eine Unterkritikalität des Reaktorkerns sichergestellt. Abhängig von Erfolg oder Versagen dieser Sicherheitsmaßnahme ergeben sich zwei verschiedene Ereignisabläufe. Im weiteren Verlauf greifen die Systeme zur Notkühlung und Nachwär-

meabfuhr automatisch ein<sup>1)</sup>). Schließlich ist die Dichtheit des Sicherheitsbehälters von Bedeutung. Diese kann nicht nur durch das Nichtschließen von Lüftungsclappen, Entwässerungsleitungen usw. beeinträchtigt werden, sondern auch durch Leckagen des Sicherheitsbehälters selbst. Das Ereignisablaufdiagramm für das geschilderte Beispiel zeigt Bild Fl, 3-1. Das auslösende Ereignis und die Gegenmaßnahmen werden mit Buchstaben gekennzeichnet. Der Erfolg einer Gegenmaßnahme wird durch eine Verzweigung nach oben, das Versagen durch eine Verzweigung nach unten markiert. Die entsprechenden Buchstaben lauten K↑ bzw. K↓, Y↑ bzw. Y↓, Z↑ bzw. Z↓. Die Ereignisabläufe werden mit Hilfe der zugehörigen Buchstabenkombinationen unterschieden, z.B. S K↑ Y↓ Z↓. Im weiteren wird der Einfachheit halber eine verkürzte Schreibweise gewählt, in der neben dem auslösenden Ereignis nur die nicht erfolgreichen Maßnahmen aufgeführt werden, d.h., S K↑ Y↓ Z↓ wird zu S Y Z usw. Wie das Beispiel zeigt, ergeben sich selbst bei nur drei zu bewertenden unterschiedlichen Sicherheitsmaßnahmen acht verschiedene Ereignisabläufe.

Für jeden dieser acht Abläufe sind die zugehörigen physikalischen Prozesse zu untersuchen, z.B. die Kühlung des Kerns und die Aktivitätsfreisetzung aus dem Kern.

Bei der praktischen Durchführung der Ereignisablaufanalysen ergeben sich, bedingt durch

- die Abhängigkeit von Systemfunktionen untereinander,
- systembedingte Folgeausfälle sowie
- die zweckmäßige Aufteilung der Ereignisablaufdiagramme,

wesentliche Reduktionen des Umfangs der zu betrachtenden Verzweigungen. Andererseits führen die ersten beiden Punkte im allgemeinen zu Abhängigkeiten der Ereignisse S, K, Y, Z untereinander, die bei der Analyse sorgfältig zu beachten sind. Im folgenden wird daher auf die notwendige Beachtung von System- bzw. Funktionsabhängigkeiten sowie auf die wesentlichen Gesichtspunkte der Reduzierung des Diagrammumfangs näher eingegangen.

---

<sup>1)</sup> Als Nachwärme wird die gesamte nach der Abschaltung abzuführende Wärme bezeichnet.

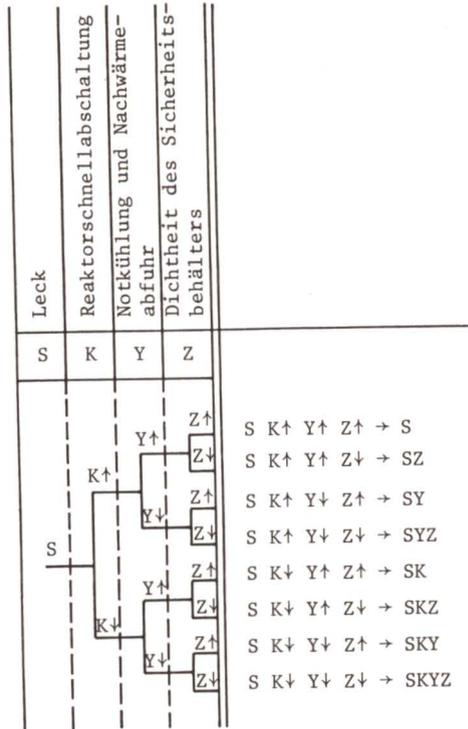


Bild F1, 3-1:

Vereinfachtes Ereignisablaufdiagramm für einen Kühlmittelverluststörfall

● Abhängigkeit von Systemfunktionen

Die Gegenmaßnahmen bei Eintreten eines auslösenden Ereignisses werden von Systemen durchgeführt, die in der Regel nicht unabhängig voneinander sind. Die Anforderungen an die Systemfunktionen hängen dabei vom jeweils betrachteten Ereignisablauf und von Art und Umfang des auslösenden Ereignisses (z.B. bei Kühlmittelverluststörfällen von Lecklage und Leckgröße) ab. In diesem Zusammenhang wird auf die Abhängigkeit zwischen der Notkühlung und Nachwärmeabfuhr Y und der Dichtheit des Sicherheitsbehälters Z hingewiesen. Tritt etwa ein Leck über eine Anschlußleitung des Reaktorkühlkreislaufs in den Ringraum des Reaktorgebäudes auf,

so ist die Dichtheit des Sicherheitsbehälters Z nicht mehr gegeben und zugleich ist die Notkühlung und Nachwärmeabfuhr Y beeinträchtigt. Dies schon deswegen, weil das aus dem Sicherheitsbehälter über das Leck ausströmende Wasser für die weitere Notkühlung nicht mehr genutzt werden kann.

Solche Abhängigkeiten sind auch zwischen den verschiedenen Systemfunktionen gegeben, die zur Durchführung der Maßnahme Notkühlung und Nachwärmeabfuhr vorhanden sind. Für diese Systemfunktionen werden nämlich vielfach die gleichen Systeme herangezogen (siehe dazu Abschnitt 4.2).

Die einzelnen Systemfunktionen werden so definiert, daß sie sich in ihrer physikalischen Einwirkung auf die Ereignisabläufe unterscheiden. Ursache hierfür können z.B. Unterschiede in den Anforderungszeitpunkten oder in den geförderten Kühlwassermengen sein. Erst zum Anforderungszeitpunkt wirkt sich das mögliche Versagen einer Systemfunktion auf den Ereignisablauf aus. Die geförderten Kühlwassermengen können dann wichtig sein, wenn es bei einem Kernschmelzunfall zu einer Verdampfung der im Sumpf des Sicherheitsbehälters insgesamt vorhandenen Kühlwassermengen kommt und dadurch ein Druckaufbau im Sicherheitsbehälter bewirkt wird.

#### ● Systembedingte Folgeausfälle

Der Aufbau der Ereignisabläufe, d.h. die Kette der aufeinander folgenden Ereignisse, entspricht generell dem zeitlichen Ablauf des Störfalls. Dabei hat jedes Ereignis in der Kette die Folgen der vorausgehenden Ereignisse zu tragen. Würde z.B. durch das aus dem Leck austretende Wasser ein Meßfühler des Reaktorschutzsystems funktionsunfähig, so wäre dies bei den Maßnahmen K, Y und Z entsprechend zu berücksichtigen. Tatsächlich sind die Meßfühler des Reaktorschutzsystems für die bei Kühlmittelverluststörfällen herrschenden Umgebungsbedingungen ausgelegt. Für ein Betriebssystem, das für die Maßnahme Y herangezogen werden könnte, werden jedoch Meßfühler eingesetzt, die für diese Umgebungsbedingungen nicht geeignet sind.

Weiter ist zu beachten, daß in vielen Fällen bei Versagen einer Systemfunktion durch eine nachfolgende Systemfunktion Kernschmelzen nicht mehr verhindert werden kann. So ist im gewählten Beispiel bei vielen Lecks (mit kleinerer Leckgröße) eine Reaktorschnellabschaltung notwendig, damit die Notkühlung wirksam wird. Bei einem sehr unwahrscheinlichen Versagen der Reaktorschnellabschaltung K braucht daher die Maßnahme Y nicht betrachtet zu werden und der Verzweigungspunkt an dieser Stelle des Diagramms kann entfallen.

● Aufteilung der Ereignisablaufdiagramme

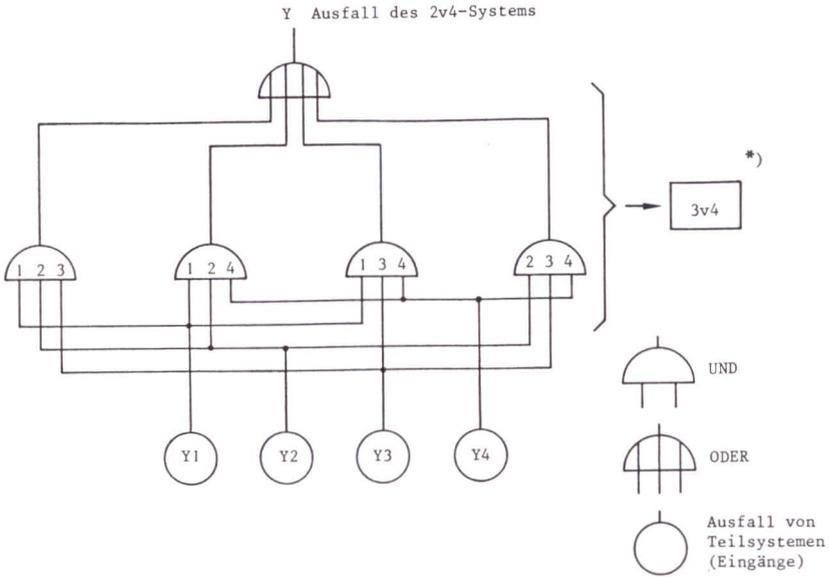
Bei der Erstellung der Ereignisablaufdiagramme ergibt sich eine zweckmäßige Unterteilung am Entscheidungspunkt "Kernschmelzen", d.h. an der Schnittstelle, an der der jeweilige Ereignisablauf angibt, ob Kernschmelzen eintritt oder nicht. Die in Kapitel 4 dargestellten Ereignisabläufe gehen bis an diese Schnittstelle. Zur Ermittlung der Freisetzung radioaktiver Stoffe infolge Kernschmelzens werden die Versagensarten des Sicherheitsbehälters untersucht und entsprechend einer für die Berechnung der Freisetzungsraten zweckmäßigen Form kategorisiert. In der Studie werden sechs verschiedene Versagensarten des Sicherheitsbehälters  $\alpha$ ,  $\beta_1$ ,  $\beta_2$ ,  $\beta_3$ ,  $\eta$ ,  $\delta$  definiert, die sich gegenseitig ausschließen (Kapitel 5). Diese Versagensarten werden mit den Ereignisabläufen verknüpft, die bis zu der oben genannten Schnittstelle führen. Bei der Bestimmung der Freisetzungshäufigkeiten aus dem Sicherheitsbehälter ist die jeweils betrachtete Versagensart des Sicherheitsbehälters zu berücksichtigen. Dies wird für das Beispiel unter der Annahme gezeigt, daß nur zwei Versagensarten des Sicherheitsbehälter  $Z_1$ ,  $Z_2$ , also nur zwei Freisetzungskategorien zu betrachten wären. Die Systemfunktion Z wäre dann durch die Teilfunktionen  $Z_1$  und  $Z_2$  zu ersetzen, und es würde sich das in Bild F1, 3-2 gezeigte Ereignisablaufdiagramm ergeben. Da die Versagensarten  $Z_1$ ,  $Z_2$  definitionsgemäß sich gegenseitig ausschließende Ereignisse darstellen, kann eine Verzweigung aufgrund von  $Z_2$  nach dem Eintreten eines Ausfalls von  $Z_1$  entfallen. Der Ereignisablauf S stellt die Situation bei ord-



Die erstellten Ereignisablaufdiagramme sind quantitativ zu bewerten. Dazu sind die Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse sowie die Wahrscheinlichkeiten für das Versagen der benötigten Systemfunktionen (Nichtverfügbarkeiten bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten) zu ermitteln. Entsprechend den oben diskutierten Abhängigkeiten der Systemfunktionen untereinander und vom auslösenden Ereignis handelt es sich hier um bedingte Wahrscheinlichkeiten. Die Multiplikation der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses mit den bedingten Wahrscheinlichkeiten für den Erfolg bzw. das Versagen der entsprechenden Systemfunktionen ergibt die Häufigkeit des betrachteten Ereignisablaufs.

Die bedingten Wahrscheinlichkeiten für das Versagen der Systemfunktionen werden mit Zuverlässigkeitsanalysen ermittelt, vor allem mit Hilfe von Fehlerbaumanalysen. Diese Analysen sind ausführlich im Fachband 2 dargestellt. Die für die Systemfunktionen notwendigen Systeme sind aus redundanten Komponenten bzw. Teilsystemen (Strängen) aufgebaut, d.h., es sind mehr Stränge vorhanden als für die Erfüllung dieser Funktionen erforderlich wären. So sind z.B. die Systemfunktionen zur Notkühlung und Nachwärmeabfuhr generell mit einem 2v4-System realisiert. Ein solches System besteht aus vier Strängen, von denen zwei ausreichen, um die geforderte Systemfunktion zu erfüllen. Man spricht hier auch von einem 4 x 50 %-System, da die Funktion bereits zu 100 % erfüllt ist, wenn zwei Stränge funktionieren. Es ist somit von großer Bedeutung, wie viele redundante Stränge für die Erfüllung der sicherheitstechnischen Aufgabe notwendig sind. Man spricht von sogenannten Wirksamkeitsbedingungen oder auch von Mindestanforderungen an die Systemfunktionen. Der Fehlerbaum eines derartigen 2v4-Systems, aufgelöst bis zu den Strängen, ist in Bild F1, 3-3 wiedergegeben.

Die Verknüpfung zwischen Ereignisablaufdiagramm und Fehlerbaum erfolgt in der auf Bild F1, 3-4 gezeigten Art. Für die Ermittlung der Häufigkeit jedes Ereignisablaufs ist eine UND-Verknüpfung des auslösenden Ereignisses mit den unerwünschten Ereignissen (Versagen der Maßnahmen bzw. Systemfunktionen) vorzunehmen, wie sie in diesem Ablauf auftreten. Im gezeigten Beispiel wird



\*) Zum Ausfall des 2v4-Systems führt der Ausfall von mehr als 2, also von mindestens 3 der insgesamt 4 Teilsysteme Y1, Y2, Y3, Y4. Daher ist eine vereinfachte Darstellung des Fehlerbaums durch das 3v4-Gatter möglich.

Bild F1, 3-3:

Fehlerbaum eines 2v4-Systems

das auslösende Ereignis "Leck" mit dem Versagen der Notkühlung und Nachwärmeabfuhr und dem Versagen des Sicherheitsbehälters (SYZ) verknüpft. Die einzelnen Maßnahmen K, Y, Z sind aufgrund der Abhängigkeiten vom auslösenden Ereignis und vom vorangegangenen Ereignisablauf mit bedingten Wahrscheinlichkeiten zu bewerten. Dabei ist immer zu beachten, wie sich das auslösende Ereignis und der im Ereignisablauf ausgewiesene Zustand von K, Y und Z (K intakt, Y und Z ausgefallen) auf die jeweils anderen Maßnahmen auswirkt. Dies ist auch bei der Erstellung der Fehlerbäume für die einzelnen Systemfunktionen zu beachten, d.h., die

Fehlerbäume sind für jeden Ablauf neu zu überdenken und gegebenenfalls zu modifizieren. So sind die Fehlerbäume für die Funktion Z in den Abläufen SZ und SYZ im allgemeinen unterschiedlich.

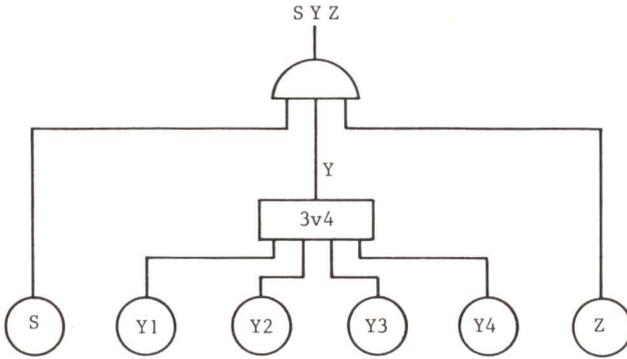
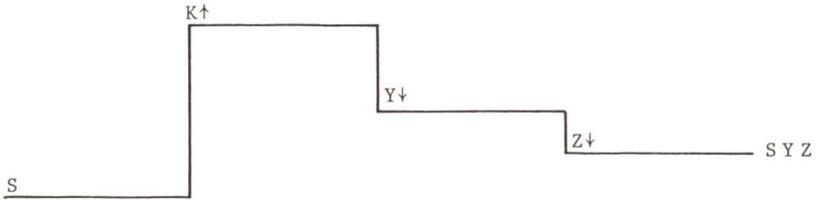


Bild F1, 3-4:

Verknüpfung von Ereignisablaufdiagramm und Fehlerbaum

#### 4. ANLAGENINTERNE STÖRFÄLLE

##### 4.1 Einteilung der Störfälle

Bei Ereignisabläufen, die zu einer Überhitzung des Reaktorkerns führen können, ist zwischen "anlageninternen Störfällen" und "anlagenexternen Störfällen" zu unterscheiden<sup>1)</sup>. Anlageninterne Störfälle sind solche, die durch anlageninterne Ursachen ausgelöst werden. Anlagenexterne Störfälle werden durch Einwirkungen von außen auf die Anlage verursacht. Die zuletzt genannten Störfälle werden im Fachband 4 behandelt. Im folgenden werden nur anlageninterne Störfälle im einzelnen diskutiert.

Alle anlageninternen Störfälle, die zu einer Überhitzung des Reaktorkerns führen können, lassen sich aufgrund des auslösenden Ereignisses in zwei Gruppen einteilen (Bild F1, 4-1):

- Störfälle, die durch Verlust des Hauptkühlmittels aus dem Reaktorkühlkreislauf ausgelöst werden;
- Störfälle, die dadurch ausgelöst werden, daß die Leistung im Kern erhöht oder die Wärmeabfuhr aus dem Kern beeinträchtigt wird, ohne daß Hauptkühlmittel verloren geht.

Die erste Gruppe wird als Kühlmittelverluststörfälle und die zweite Gruppe als Transientenstörfälle bezeichnet.

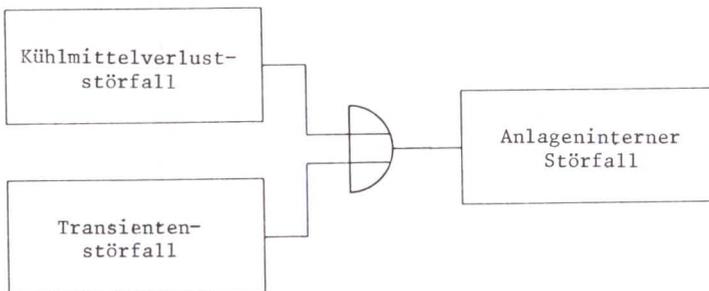


Bild F1, 4-1:

Anlageninterne Störfälle mit Auswirkungen auf den Reaktorkern

<sup>1)</sup> Zur genaueren Abgrenzung des Begriffs Störfall siehe Hauptband, Abschnitt 3.3.2.1. Im folgenden wird der Begriff Störfall generell verwendet.

Kühlmittelverluststörfälle werden im Abschnitt 4.2 behandelt. Transienten, die zu Transientenstörfällen führen können, werden im Abschnitt 4.3 diskutiert. Bei den Transientenstörfällen werden nur die systemspezifischen Auswirkungen von Komponentenausfällen bewertet. Zu Transientenstörfällen kann auch ein Bruchversagen von Komponenten im sekundären Bereich (Turbine, Generator, Druckbehälter im Maschinenhaus) führen. Hier sind außer den systemspezifischen Auswirkungen vor allem die mechanischen Einwirkungen auf andere Anlagenteile zu betrachten. Solche Ereignisse sind dann vergleichbar mit Auswirkungen von Explosionsdruckwellen und Flugzeugabsturz. Die Ereignisse "Turbinenzerknall" und "Versagen von Druckbehältern im Maschinenhaus" werden daher im Fachband 4 näher untersucht. Fachband 4 enthält auch die Darstellung der Untersuchungen zu den "anlageninternen Bränden".

## 4.2 Kühlmittelverluststörfälle

### 4.2.1 A u s l ö s e n d e E r e i g n i s s e

Ein Kühlmittelverlust tritt ein, wenn der Reaktorkühlkreislauf an beliebiger Stelle undicht wird. Ursache hierfür, d.h. auslösende Ereignisse, können Lecks (Risse oder Brüche) an allen Teilen des Reaktorkühlkreislaufs sein sowie Lecks über die Anschlußleitungen des Reaktorkühlkreislaufs. Im einzelnen sind folgende Lecks zu unterscheiden (Bild F1, 4-2):

- Leck in einer Hauptkühlmittelleitung,
- Leck im Druckhaltesystem,
- Leck in einem Dampferzeuger,
- Leck im Reaktordruckbehälter,
- Leck über eine Anschlußleitung des Reaktorkühlkreislaufs.

Die Maßnahmen zur Beherrschung dieser auslösenden Ereignisse werden im folgenden Abschnitt 4.2.2 erläutert.

Im Abschnitt 4.2.3 wird speziell auf die Ereignisabläufe eingegangen, die aus einem Leck in einer Hauptkühlmittelleitung hervorgehen können.

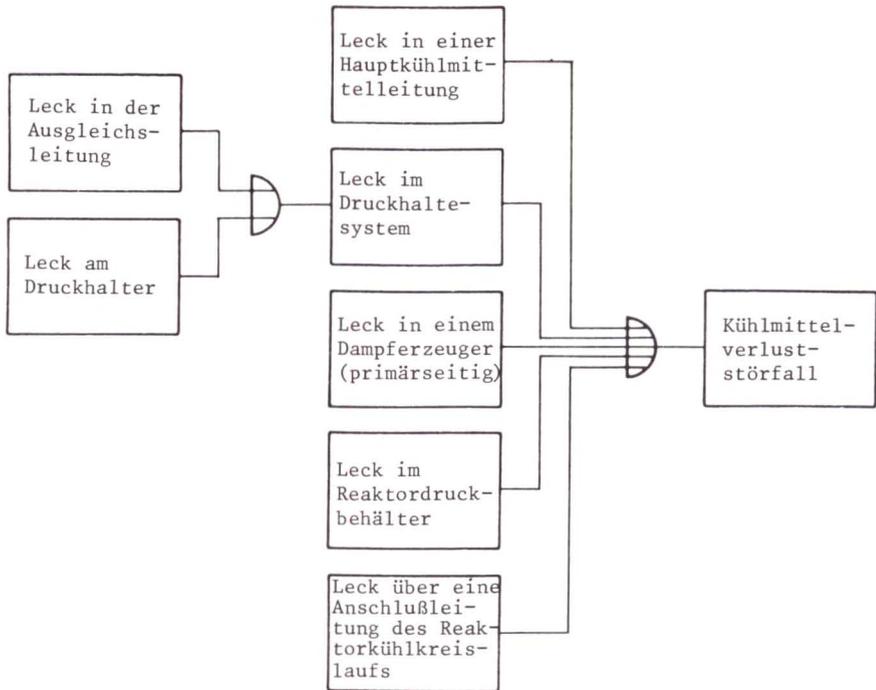


Bild Fl, 4-2:

Ursachen von Kühlmittelverluststörfällen

Ein Leck im Druckhaltesystem kann entweder in der Ausgleichsleitung, die den Druckhalter mit einer Hauptkühlmitteleitung verbindet, oder am Druckhalter auftreten. Ein Leck in einer Ausgleichsleitung ist wie ein Leck in einer Hauptkühlmitteleitung zu behandeln und wird deshalb hier nicht gesondert betrachtet. Ein Leck am Druckhalter kann vor allem dadurch verursacht werden, daß Druckhalter-Abblaseventile oder Sicherheitsventile fehlerhaft öffnen bzw. fehlerhaft offen bleiben (Abschnitt 4.2.4).

Ein Leck im Druckhalter oder im Dampferzeuger selbst wird durch die Sicherheitssysteme ebenso beherrscht wie ein Leck in einer Hauptkühlmitteleitung. Das gleiche gilt für ein Leck im Reaktordruckbehälter bis zu einem bestimmten Bruchquerschnitt. Wegen der besonders weitreichenden Qualitätssicherungsmaßnahmen bei

Planung, Herstellung und im Betrieb der Druckbehälter wird wie in WASH-1400 /F1, 4-1/ davon ausgegangen, daß Lecks in den Druckbehältern weitaus unwahrscheinlicher als Lecks in den Hauptkühlmittelleitungen sind und von ihnen kein nennenswerter Risikobeitrag zu erwarten ist.

Bei einem Leck im U-Rohrbündel eines Dampferzeugers gelangt Hauptkühlmittel in den Speisewasser-Dampf-Kreislauf. Durch sekundärseitiges Absperren des betroffenen Dampferzeugers und Absenken des Drucks im Reaktorkühlkreislauf kann jedoch ein weitergehender Verlust von Hauptkühlmittel verhindert werden.

Auch bei einem Leck über eine Anschlußleitung des Reaktorkühlkreislaufs, das außerhalb des Sicherheitsbehälters liegt, sammelt sich das ausgeströmte Wasser nicht mehr im Sumpf des Sicherheitsbehälters. Anders als bei einem Leck in einer Hauptkühlmittelleitung oder beim Leck im Druckhaltesystem steht dieses Wasser damit zur Notkühlung des Kerns nicht mehr zur Verfügung.

Falls die Anschlußleitung in den Ringraum führt, sind außerdem Folgeausfälle im Ringraum möglich, in dem sich zur Notkühlung wichtige Komponenten befinden. Ein Kühlmittelverlust über solche Anschlußleitungen muß daher gesondert behandelt werden (Abschnitt 4.2.5).

Wie in WASH-1400 werden im einzelnen folgende Lecks untersucht:

- Leck in einer Hauptkühlmittelleitung,
- Leck im Druckhaltesystem,
- Leck über eine Anschlußleitung des Reaktorkühlkreislaufs.

Weiterführende Untersuchungen zu den nicht im einzelnen behandelten Lecks sollen in der Phase B der Risikostudie erfolgen.

#### 4.2.2 Maßnahmen zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen

Tritt ein Kühlmittelverluststörfall ein, so sind folgende Maßnahmen erforderlich, um eine Überhitzung des Reaktorkerns zu verhindern:

- Herstellung und langfristige Sicherstellung der Unterkritikalität des Reaktorkerns,
- Sicherstellung eines ausreichenden Kühlmittelinventars im Reaktorkühlkreislauf,
- Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf.

Diese Maßnahmen werden mit Hilfe des Reaktorschnellabschaltsystems, des Not- und Nachkühlsystems und des Speisewasser-Dampf-Kreislaufs durchgeführt. Sehr kleine Lecks können außerdem mit dem Volumenregel- und dem Chemikalieneinspeisesystem beherrscht werden. Die aufgeführten Systeme haben unterschiedliche Aufgaben zu erfüllen, die als Systemfunktionen bezeichnet werden. Diese Systemfunktionen werden im folgenden anhand der Referenzanlage erläutert.

#### 4.2.2.1 Unterkritikalität des Reaktorkerns

Bei sehr großen Bruchquerschnitten wird die Unterkritikalität über physikalische Effekte erreicht. Im allgemeinen ist für die Herstellung der Unterkritikalität aber die Systemfunktion REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG erforderlich. Dadurch wird eine weitere Energieerzeugung aufgrund von Spaltprozessen bis auf die Nachzerfallwärme unterbunden und die Anlage in den Zustand "unterkritisch, heiß" übergeführt.

Die Unterkritikalität bei einer Abkühlung der Anlage (Abfahren) wird, zusammen mit der Sicherstellung eines ausreichenden Kühlmittelinventars, durch Nachspeisen von boriiertem Wasser erreicht (Abschnitt 4.2.2.2).

#### 4.2.2.2 Kühlmittelinventar im Reaktorkühlkreislauf

Ein ausreichendes Kühlmittelinventar im Reaktorkühlkreislauf ist zur Kühlung der Brennelemente und zur Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf erforderlich. Um diese Kühlung aufrechtzuerhalten und eine Freisetzung von Aktivitäten zu verhindern, ist es wichtig, daß keine große Leckage von Wasser oder Dampf aus dem Sicherheitsbehälter auftritt.

Daher werden bei Erreichen der Grenzwerte aus der MESSWERTERFAS-  
SUNG FÜR DIE NOTKÜHLVORBEREITUNGSSIGNALE die "Notkühlung" und  
der Abschluß der Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter  
(der "Gebäudeabschluß") automatisch eingeleitet.

Im Rahmen "Notkühlung" wird boriiertes Wasser in den Reaktorkühl-  
kreislauf mit Hilfe des Not- und Nachkühlsystems eingespeist.  
Entsprechend dem Aufbau und der Funktionsweise dieses Sicher-  
heitssystems (Bild Fl, 4-3) hat man bei der "Notkühlung" folgen-  
de Systemfunktionen zu unterscheiden:

- Hochdruck-Einspeisungen,
- Druckspeicher-Einspeisungen,
- Niederdruck-Einspeisungen für Fluten,
- Niederdruck-Einspeisungen für Sumpf-Umwälzbetrieb.

Die HOCHDRUCK-EINSPEISUNGEN setzen ein, wenn der Druck im Reak-  
torkühlkreislauf, gemessen gegenüber Atmosphärendruck, auf 110  
bar absinkt. Die DRUCKSPEICHER-EINSPEISUNGEN erfolgen selbsttä-  
tig, wenn dieser Druck im Reaktorkühlkreislauf unter 25 bar  
sinkt. Durch diese Einspeisungen wird eine schnelle Flutung des  
Kerns erreicht.

Bei einem Druck von 10 bar wird automatisch von den HOCHDRUCK-  
auf die NIEDERDRUCK-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN umgeschaltet. Dabei  
fördern die Nachkühlpumpen boriiertes Wasser aus den Flutbehäl-  
tern in den Reaktorkühlkreislauf. Das aus dem Leck austretende  
Wasser sammelt sich am Boden des Sicherheitsbehälters, im Gebäu-  
desumpf. Sind die Flutbehälter bis auf eine Mindestmenge ent-  
leert, so wird automatisch auf die NIEDERDRUCK-EINSPEISUNGEN FÜR  
SUMPF-UMWÄLZBETRIEB umgeschaltet. Die Nachkühlpumpen saugen dann  
das Wasser aus dem Gebäudesumpf an und fördern es über die Nach-  
wärmekühler, in denen die Wärme abgeführt wird, zurück in den  
Reaktorkühlkreislauf. Damit wird das aus dem Leck ausgetretene  
Wasser für die weitere Kühlung des Kerns genutzt.

Bei einem kleinen Leck im Reaktorkühlkreislauf ist im Rahmen der  
NIEDERDRUCK-EINSPEISUNGEN vorgesehen, die Stränge des Not- und  
Nachkühlsystems - mit Ausnahme eines Stranges - auf normales be-  
triebliches Nachkühlen umzuschalten. Dazu müssen über eine be-

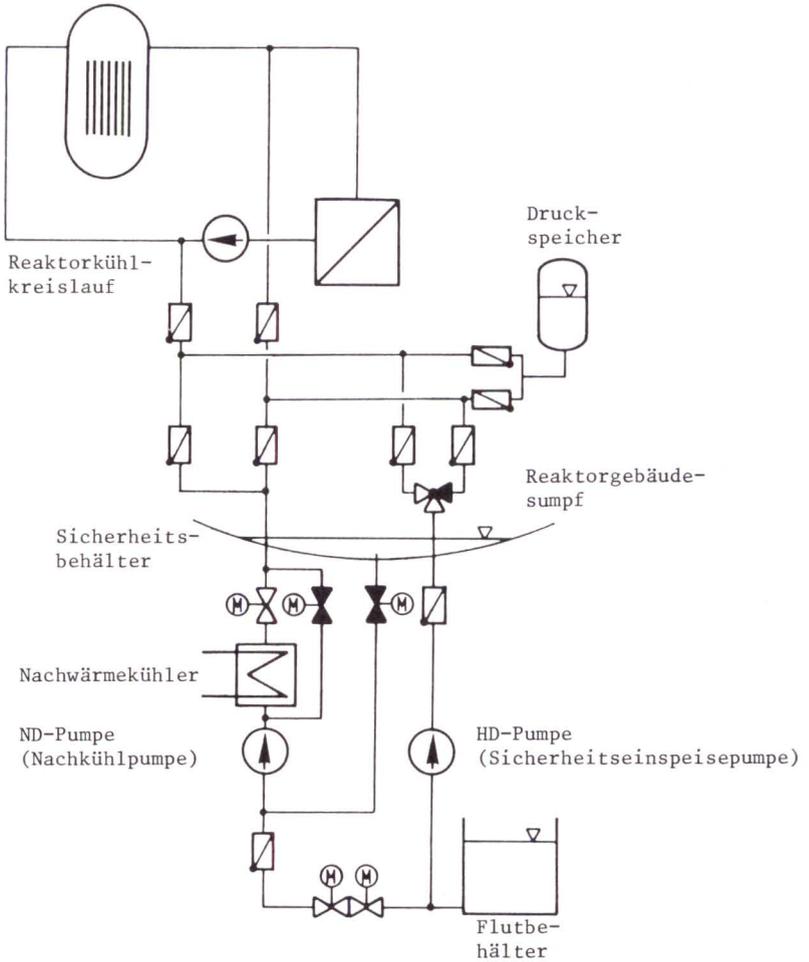


Bild Fl, 4-3:

Prinzipschaltung des Not- und Nachkühlsystems bei der Referenzanlage (1 von 4 gleichartigen Strängen)

triebliche Automatik für den jeweiligen Strang folgende Armaturen verfahren werden (vgl. Fachband 2/II, Schaltplan 1):

- In der zur heißen Hauptkühlmitteleitung<sup>1)</sup> führenden Einspeiseseitung ist die letzte Rückschlagarmatur mittels Motorantriebs zu öffnen.
- In der entsprechenden Leitung des Niederdruck-Einspeisestranges muß mittels Motorantriebs die zweite Rückschlagarmatur geschlossen werden.
- In der Nachkühlsaugleitung muß die kolbengesteuerte Armatur geöffnet werden.

Dadurch wird Wasser aus der heißen Hauptkühlmitteleitung angesaugt, über den entsprechenden Nachwärmekühler gekühlt und in die kalte Hauptkühlmitteleitung eingespeist.

Die Systeme zur Wärmeabfuhr aus den Nachwärmekühlern sind der nukleare Zwischenkühlkreis und das nukleare Nebenkühlwassersystem (Bild F1, 4-4).

Wichtig für die Aufrechterhaltung der "Notkühlung" ist, daß es zu keinem größeren Verlust von Wasser oder Dampf aus dem Sicherheitsbehälter kommt. Dazu muß die SICHERHEITSBELÄSTIGUNG-FÜR DIE NOTKÜHLUNG gewahrt werden. Bei einem Austritt von Wasser oder Dampf aus dem Sicherheitsbehälter könnte nämlich

- ein Ausfall von im Ringraum befindlichen und zur Notkühlung benötigten Komponenten aufgrund von Temperatur, Feuchtigkeit oder Druck auftreten,
- so viel Wasser aus dem Gebäudesumpf verloren gehen, daß eine ausreichende Notkühlung nicht mehr gewährleistet ist,
- der Überdruck im Sicherheitsbehälter so weit absinken, daß die aus dem Gebäudesumpf ansaugenden Nachkühlpumpen infolge Kavitation ausfallen.

Bei einem großen oder mittleren Leck im Reaktorkühlkreislauf ist mit Schäden an den Brennstabhüllrohren zu rechnen. Wegen der da-

---

<sup>1)</sup> Die Hauptkühlmitteleitungen, in denen bei Leistungsbetrieb das im Reaktorkern erhitzte Hauptkühlmittel zu den Dampferzeugern strömt, werden hier als "heiße Hauptkühlmitteleitungen" bezeichnet. Das in den Dampferzeugern abgekühlte Hauptkühlmittel wird über die sogenannten "kalten Hauptkühlmitteleitungen" zurück zum Reaktordruckbehälter geführt.

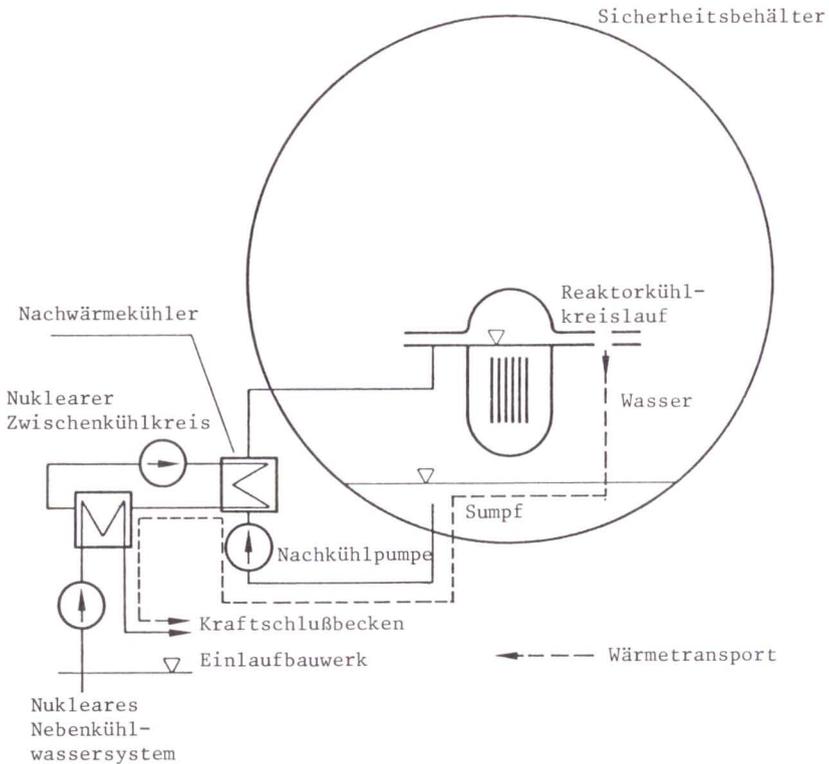


Bild F1, 4-4:

Wärmetransport aus dem Reaktorgebäudesumpf während der Niederdruck-Einspeisungen für Sumpf-Umwälzbetrieb

durch möglichen Kontamination des Sicherheitsbehälters ist davon auszugehen, daß nach solchen Kühlmittelverluststörfällen unter Umständen für mehrere Monate keine Arbeiten im Sicherheitsbehälter durchgeführt werden können. Während dieser Zeit muß eine LANGZEIT-NOTNACHKÜHLUNG aufrechterhalten werden, die von den nur für wenige Stunden erforderlichen Systemfunktionen zur "Notkühlung" unterschieden wird.

Bei sehr kleinen Lecks brauchen die oben angeführten Systemfunktionen zur "Notkühlung" nicht in Anspruch genommen werden. Bei diesen Lecks reicht zum Ausgleich des Kühlmittelverlustes das

Volumenregelsystem einschließlich des Chemikalieneinspeisesystems aus. Dies kann durch die Systemfunktionen VOLUMENREGELUNG MIT BOREINSPEISUNG gekennzeichnet werden. Mit dieser Systemfunktion ist es auch möglich, die Volumenkontraktion des Kühlmittels beim Abkühlen der Anlage (Abfahren) auszugleichen und dabei eine Unterkritikalität sicherzustellen.

#### 4.2.2.3 Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf

Zur Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf werden die im letzten Abschnitt erläuterten Systemfunktionen zur "Notkühlung" eingesetzt. Bei großen und mittleren Bruchquerschnitten wird die gesamte Nachwärme durch die Abströmung des Kühlmittels über das Leck abgeführt. Bei kleinen Bruchquerschnitten ist der Energieabfluß über das Leck nicht ausreichend. Bei solchen Brüchen ist darüber hinaus noch eine Wärmeabfuhr über den Speisewasser-Dampf-Kreislauf erforderlich. Hier kann zwischen den beiden grundsätzlichen Möglichkeiten

- Hauptspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe
- Notspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe

unterschieden werden (Bild F1, 4-5).

Unter der HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE wird die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger bei funktionierenden Einspeisungen durch die Hauptspeisewasser-Pumpen verstanden. Die drei Hauptspeisewasser-Pumpen saugen aus dem Speisewasserbehälter an und speisen über vier Hauptspeisewasserleitungen in die Dampferzeuger ein. Ein ausreichender Wasservorrat im Speisewasserbehälter wird erreicht, indem mit Hilfe des Hauptkondensatsystems aus dem Turbinenkondensator oder mit Hilfe des Deionatsystems aus den Deionatbehältern nachgespeist wird. Diese Speisewasserversorgung wird im weiteren nicht berücksichtigt, da die Meßumformer, die für die Regelung der Hauptspeisewasserversorgung benötigt werden, nicht für die bei Kühlmittelverluststörfällen herrschenden Umgebungsbedingungen ausgelegt sind. In dieser Studie wird nur die NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE berücksichtigt. Die zugehörigen vier Notspeisewasser-Pumpen sau-

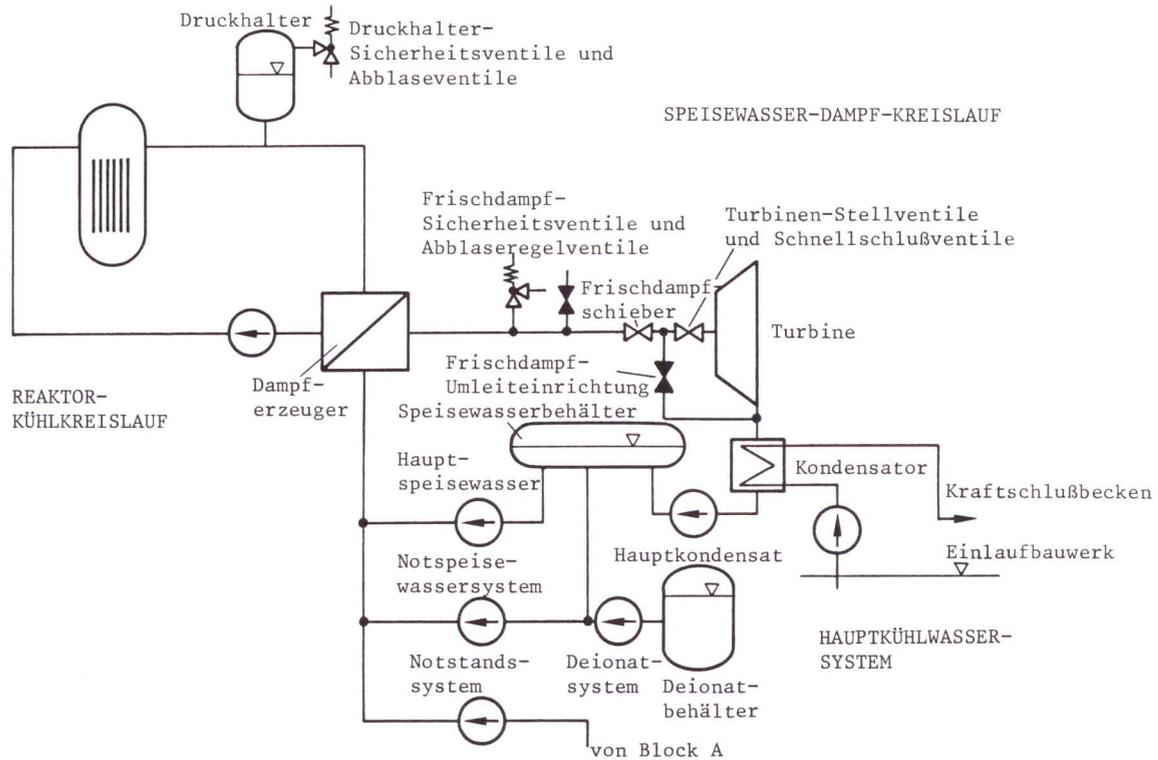


Bild F1, 4-5:

Prinzipschaltung des Reaktorkühlkreislaufts und des Speisewasser-Dampf-Kreislaufs bei der Referenzanlage

gen aus dem Speisewasserbehälter oder direkt aus den Deionatbehältern an. In manchen Fällen ist auch eine Versorgung mit Notspisewasser über das Notstandssystem möglich (Abschnitt 4.2.4.2).

Mit der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG ist auch eine Turbinenschnellabschaltung verbunden. Der Frischdampf aus den Dampferzeugern kann daher nicht an die Turbine abgegeben werden. Vielmehr wird der Frischdampf über die Frischdampf-Umleiteinrichtung in den Turbinenkondensator abgeführt. Öffnet nach der Turbinenschnellabschaltung die Frischdampf-Umleiteinrichtung nicht (Ausfall der Hauptwärmesenke), so werden die Frischdampf-Sicherheitsventile und die Abblaseregelventile angefordert. Dadurch wird die aus dem Reaktorkühlkreislauf abgeführte Wärme durch Abblasen über Dach abgegeben. Mit Hilfe einer geregelten bzw. gesteuerten Frischdampfabgabe über die Frischdampf-Umleiteinrichtung oder über die Abblaseregelventile ist ein Abfahren der Anlage, d.h. ein geregeltes bzw. gesteuertes Absenken der Frischdampf-temperatur und des Frischdampfdruckes möglich. Bei Kühlmittelverluststörfällen, die eine Wärmeabfuhr über den Speisewasser-Dampf-Kreislauf erfordern, muß die Anlage abgefahren werden. Unter einem bestimmten Leckquerschnitt wird erst nach einer ausreichenden Druckabsenkung der Verlust von Kühlmittel aus dem Reaktorkühlkreislauf durch die HOCHDRUCK-EINSPEISUNGEN ausgeglichen. Die HD-Sicherheitseinspeisepumpen saugen dabei aus den Borwasser-Flutbehältern an. Wegen des begrenzten Wasservorrats der Flutbehälter muß die Kühlmitteltemperatur im Reaktorkühlkreislauf rechtzeitig so weit abgesenkt sein, daß bei Entleerung der Flutbehälter mit den Nachkühlpumpen NIEDERDRUCK-EINSPEISUNGEN FÜR SUMPF-UMWÄLZBETRIEB möglich sind. Hierzu wird laut Genehmigungsverfahren mit einem Gradienten von 100 °C/h abgefahren. Bei sehr kleinen Lecks reicht der betriebliche Abfahrgradient von etwa 50 °C/h aus.

#### 4.2.3 Systemfunktionen und Ereignisablaufanalyse für Lecks in einer Hauptkühlmitteleitung

##### 4.2.3.1 Systemfunktionen und Mindestanforderungen

In den vorangegangenen Abschnitten wurden die Systemfunktionen, die zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen vorhanden sind, erläutert. Demnach sind die im folgenden aufgeführten Systemfunktionen zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen insgesamt zu unterscheiden. Diese Systemfunktionen werden der Einfachheit halber mit einem Buchstaben abgekürzt.

- Reaktorschnellabschaltung K

Durch die REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG werden die Steuerstäbe, die normalerweise mit Hilfe von Klinkensystemen im Kern auf- und abbewegt werden, ausgeklinkt. Um die Kettenreaktion zu unterbrechen, braucht nur ein Teil der 61 Steuerstäbe einzufallen.

- Meßwerterfassung für die Notkühlvorbereitungssignale B

Mittels der MESSWERTERFASSUNG FÜR DIE NOTKÜHLVORBEREITUNGSSIGNALE werden, bei Erreichen von bestimmten Grenzwerten, sowohl die "Notkühlung" als auch der "Gebäudeabschluß" des Sicherheitsbehälters automatisch eingeleitet. Bei einem Versagen dieser Meßwerterfassung fällt nicht nur die Notkühlung zur Beherrschung des Kühlmittelverluststörfalles aus, es findet auch kein Gebäudeabschluß statt. In diesem Fall treten von Beginn des Störfalles an große Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter in die Umgebung auf.

- Hochdruck-Einspeisungen C

Diese werden bei Absinken des Druckes im Reaktorkühlkreislauf auf 110 bar automatisch ausgelöst<sup>1)</sup>). Es sind vier voneinander

---

<sup>1)</sup> Alle Druckgrenzwerte sind als Drücke, gemessen gegen Atmosphärendruck, zu verstehen.

unabhängige Stränge (Teilsysteme) mit je einer HD-Sicherheits-einspeisepumpe vorhanden, die aus den Flutbehältern ansaugen und in die vier kalten Hauptkühlmittelleitungen einspeisen. Bei einem Leck in einer kalten Hauptkühlmittelleitung wird der entsprechende Strang selbsttätig auf Einspeisung in die heiße Hauptkühlmittelleitung umgeschaltet.

- Druckspeicher-Einspeisungen D

Die vier Druckspeicher speisen jeweils in die kalten und heißen Hauptkühlmittelleitungen ein. Die Einspeisungen erfolgen selbsttätig aufgrund des in den Druckspeichern vorhandenen Gasdrucks, wenn der Druck im Reaktorkühlkreislauf unter 25 bar sinkt.

- Niederdruck-Einspeisungen für Fluten E

Auf die vier Stränge für die Niederdruck-Einspeisungen wird von den Hochdruck-Einspeisungen umgeschaltet, wenn der Druck im Reaktorkühlkreislauf unter 10 bar absinkt. Es saugen dann die Nachkühlpumpen aus den Flutbehältern an.

- Niederdruck-Einspeisungen für Sumpf-Umwälzbetrieb F

Sind die Flutbehälter entleert, so werden die Nachkühlpumpen auf Ansaugen aus dem Sumpf geschaltet. Die Wärmeabfuhr aus dem Sumpfwasser erfolgt über den nuklearen Zwischenkühlkreis und das nukleare Nebenkühlwassersystem.

Die Systemfunktionen C, D, E und F werden auch unter dem Begriff "Notkühlung" zusammengefaßt.

Die erläuterten Funktionen zur "Notkühlung" können nur dann aufrechterhalten werden, wenn der Sicherheitsbehälter ausreichend dicht ist. Das heißt, für eine erfolgreiche "Notkühlung" ist die

- Sicherheitsbehälter-Integrität für die Notkühlung G

erforderlich. Diese Systemfunktion ist von der Systemfunktion B zu unterscheiden, mit der bei Eintritt des Störfalls die "Notkühlung" und der "Gebäudeabschluß" angefordert werden.

Erfolgt eine Detektierung des Störfalls durch B, versagen aber

- die Schweißnähte oder
- die Armaturen, die in den Leitungen des Not- und Nachkühl-systems eine Rückströmung verhindern,

oder kommt es aufgrund anderer Ursachen zu großen Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter in den Ringraum, so muß als Folge davon auch mit einem Ausfall der "Notkühlung" gerechnet werden (Abschnitt 4.2.2.2).

- Langzeit-Notnachkühlung H

Zum Unterschied von der Notkühlung wird hierunter die langfristige Wärmeabfuhr mit Hilfe der in Sumpf-Umwälzbetrieb arbeitenden ND-Einspeisungen verstanden.

- Hauptspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe I

Darunter wird die Wärmeabfuhr über die Sekundärseite der Dampferzeuger mit Hilfe des Hauptspeisewassersystems verstanden. Die Frischdampfabgabe erfolgt entweder mit der Frischdampf-Umleiteinrichtung an den Turbinenkondensator oder mit der Frischdampfabblassereinrichtung (Frischdampf-Sicherheitsventile, Abblaseregelventile) über Dach. Durch ein geregeltes bzw. gesteuertes Absenken der Frischdampf-temperatur und des Frischdampfdruckes ist die Anlage abzufahren.

- Notspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe J

Ist die HAUTPSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE nicht verfügbar, so kann eine Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger und ein Abfahren der Anlage mit Hilfe der NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE erfolgen. Dazu stehen grundsätzlich das Notspeisewassersystem und das Notstandssystem bereit. Zur Beherrschung von Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung darf das Notstandssystem aber nicht herangezogen werden (Abschnitt 4.2.3.4). Für die Frischdampfabgabe gilt das oben Gesagte.

Anders als in WASH-1400 wird in der vorliegenden Studie die elektrische Energieversorgung nicht als separate Systemfunktion definiert. Zum Unterschied von der Referenzanlage in WASH-1400 sind

nämlich in der Referenzanlage der vorliegenden Studie die einzelnen Stränge der Sicherheitssysteme, einschließlich ihrer Energieversorgung, weitgehend getrennt von den anderen Strängen aufgebaut.

Die Systemfunktionen B und G werden hingegen in der vorliegenden Studie als getrennte Systemfunktionen ausgewiesen. Die Systemfunktion B wird abgefragt, da in der Referenzanlage der Sicherheitsbehälter während des Leistungsbetriebes begehbar ist und die dazu vorhandenen großen Lüftungsleitungen bei Störfalleintritt geschlossen werden müssen. Eine getrennte Abfrage der Systemfunktion G ist zweckmäßig, da die Notkühlung bei großen Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter beeinträchtigt wird. Hier ist von besonderer Bedeutung, daß zur Notkühlung erforderliches Wasser aus dem Gebäudesumpf verloren gehen könnte. Außerdem sind wichtige Komponenten zur Notkühlung - geschützt vor Einwirkungen von außen - im Ringraum untergebracht. Diese Komponenten würden bei großen Leckagen des Sicherheitsbehälters Umgebungsbedingungen ausgesetzt sein, für die sie nicht ausgelegt sind.

In WASH-1400 wird nur zwischen "Notkühlung im Einspeisebetrieb" und "Notkühlung im Umwälzbetrieb" unterschieden. Die "Notkühlung im Einspeisebetrieb" wird in der vorliegenden Studie in die Systemfunktionen C, D und E weiter unterteilt. Die Nachwärmeabfuhr aus dem Sicherheitsbehälter setzt hier erst mit der "Notkühlung im Umwälzbetrieb" (Systemfunktion F) ein. In der Referenzanlage von WASH-1400 ist außerdem das Gebäudesprühsystem notwendig, um die Energieabfuhr aus dem Sicherheitsbehälter zu gewährleisten. Dieses Sprühsystem hat die zusätzliche Aufgabe, radioaktive Stoffe aus der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters auszuwaschen. Ein leistungsfähiges Gebäudesprühsystem ist in der Referenzanlage der vorliegenden Studie nicht vorhanden, so daß diese Systemfunktion hier entfällt.

Für die Beherrschung eines Kühlmittelverluststörfalls ist es wichtig, welche Mindestanforderungen an die einzelnen Systemfunktionen gestellt werden. Für die folgenden Analysen wird im allgemeinen davon ausgegangen, daß sich die Anlage bei Eintritt des Störfalls im Vollastbetrieb befindet, da dies die höchsten Anforder-

derungen an die Systemfunktionen stellt. Bezüglich der Lage des Lecks wird zwischen dem Leck in einer kalten und dem Leck in einer heißen Hauptkühlmittelleitung unterschieden. Außerdem hat die Größe des Lecks entscheidenden Einfluß auf die Anforderungen an die Systemfunktionen. Die Lecks werden daher getrennt nach mehreren Bereichen von Bruchquerschnitten untersucht (Bild Fl, 4-6). Die ungefähren Grenzen der Bruchbereiche sind:

- großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung A:  
Bruchquerschnitt  $> 400 \text{ cm}^2$
- mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung  $S_1$ :  
Bruchquerschnitt 80 bis  $400 \text{ cm}^2$
- kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung  $S_2$ :  
Bruchquerschnitt 2 bis  $80 \text{ cm}^2$
- sehr kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung  $S_3$ :  
Bruchquerschnitt  $< 2 \text{ cm}^2$

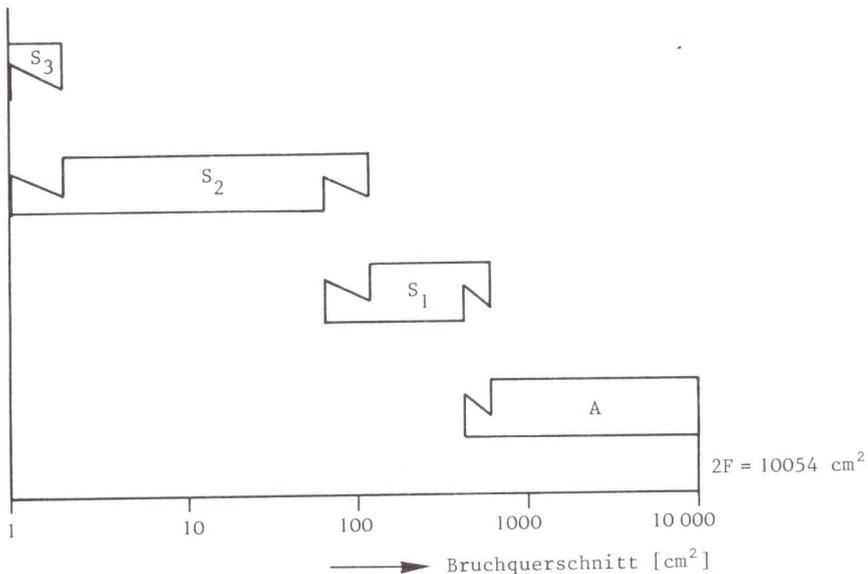


Bild Fl, 4-6:

Bruchbereiche von Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung

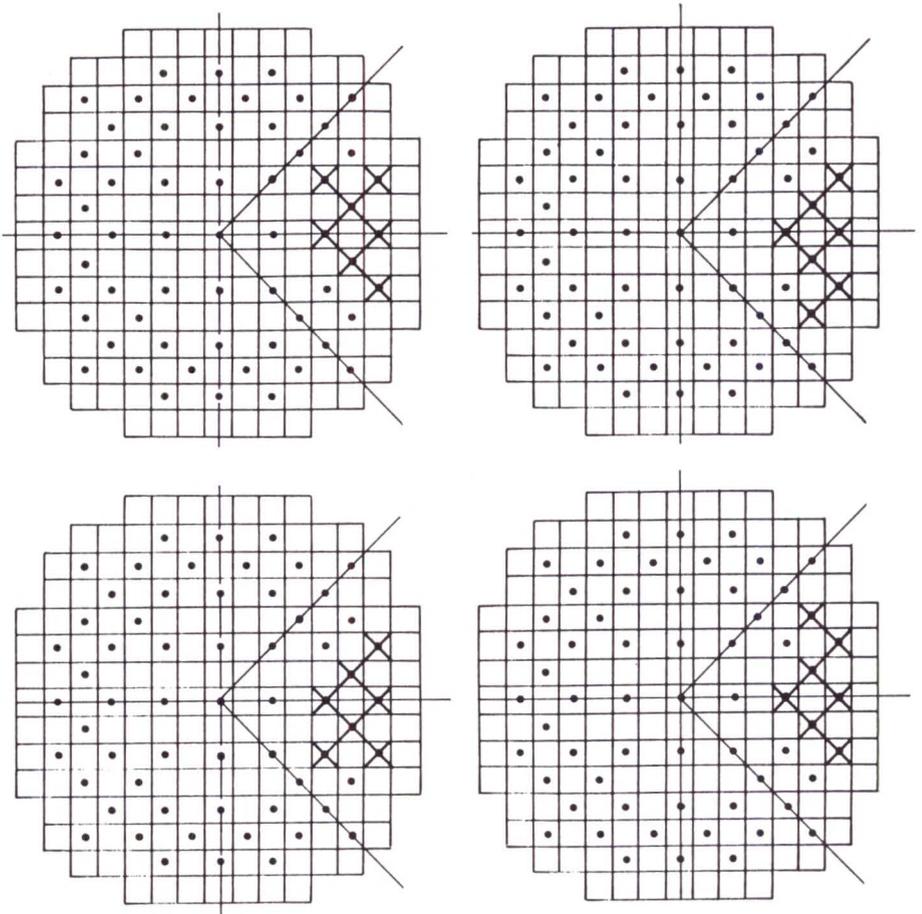
Diese Einteilung in große, mittlere, kleine und sehr kleine Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung berücksichtigt, daß bei den verschiedenen Bruchquerschnitten

- teilweise unterschiedliche Systemfunktionen zur Notkühlung und Nachwärmeabfuhr erforderlich sind bzw.
- unterschiedliche Mindestanforderungen an die gleichen Systemfunktionen gestellt werden.

Die angegebenen Zahlenwerte sind nur Orientierungshilfen.

Zur Herstellung der Unterkritikalität muß für Lecks über  $1000 \text{ cm}^2$  eine REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG nicht erfolgen. Bei Versagen dieser Systemfunktion bewirkt der Verlust des Kühlmittels eine rasche Abschaltung des Reaktors über physikalische Effekte. Für Lecks unter  $1000 \text{ cm}^2$  Querschnitt wird pessimistisch davon ausgegangen, daß die Systemfunktion der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG erforderlich ist.

Die Systemfunktion REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG wird als ausgefallen betrachtet, wenn bei Anforderung eine bestimmte Abschaltsicherheit nicht mehr gewährleistet ist, um die Anlage in den Zustand "unterkritisch, heiß" überzuführen. Den Kritikalitätsuntersuchungen zur Abschaltsicherheit wurde ein frischer Kern und Vollastbetrieb mit Xenongleichgewicht zugrunde gelegt. Diese Bedingungen sind die ungünstigsten. Sie treten nur für kurze Zeit während des ersten Betriebsjahres auf. Es wird davon ausgegangen, daß eine ausreichende Abschaltsicherheit nur dann gegeben ist, wenn durch den Neutronen-Multiplikationsfaktor der Dopplereffekt (mit einer Reaktivität von etwa 1,4 %) abgedeckt wird und die Rechnungen außerdem eine Unterkritikalität von 1 % ausweisen. Unter diesen Voraussetzungen führen die im Bild F1, 4-7 dargestellten 4 Ausfallkombinationen von 7 Steuerstäben in einem Quadranten des Reaktorkerns zum Ausfall der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG. Für alle vier Quadranten ergeben sich somit 16 Kombinationen von 7 Stabausfällen. Von einem Ausfall der Systemfunktion wird auch ausgegangen, wenn eine beliebige Kombination von mindestens 8 Stabausfällen vorliegt. Diese Annahmen sind sehr pessimistisch (Fachband 2).



Querschnitt des Reaktorkerns mit

- 61 Steuerstabpositionen
- X 7 Positionen von ausgefallenen Steuerstäben

Bild F1, 4-7:

Ausfallkombinationen von 7 Steuerstäben, die zum Ausfall der Reaktorschnellabschaltung führen

Durch die REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG wird die Anlage in den Zustand "unterkritisch, heiß" übergeführt. Eine im Genehmigungsverfahren überprüfte Auslegungsbedingung ist, daß dieser unterkritische Zustand auch beim Fluten des Reaktorkerns und beim Abfahren der Anlage aufrechterhalten wird. Dazu wird boriertes Wasser aus den Borwasser-Flutbehältern und den Druckspeichern in die Hauptkühlmittelleitungen eingespeist.

Die Mindestanforderungen an die Systemfunktionen zur Nachwärmeabfuhr (einschließlich der dazu erforderlichen "Notkühlung") sind in der Tabelle F1, 4-1 zusammengestellt. Als Nachwärme wird die gesamte nach der Abschaltung abzuführende Wärme verstanden.

Bei einem großen Leck sinkt der Druck im Reaktorkühlkreislauf so rasch ab, daß die HOCHDRUCK-EINSPEISUNGEN nicht zum Einsatz kommen. Bei einem kleinen Leck findet die Druckabsenkung langsamer als bei großen und mittleren Lecks statt. Es kommt nicht zu einem weitgehenden Verlust des Kühlmittels aus dem Reaktorkühlkreislauf. Folglich sind bei einem kleinen Leck auch keine DRUCKSPEICHER-EINSPEISUNGEN erforderlich, um eine schnelle Flutung des Kerns zu erreichen.

Bei großen und mittleren Lecks wird die gesamte Nachwärme durch die Systemfunktionen zur "Notkühlung", das sind die HOCHDRUCK-EINSPEISUNGEN, die DRUCKSPEICHER-EINSPEISUNGEN, die NIEDERDRUCK-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN und die NIEDERDRUCK-EINSPEISUNGEN FÜR SUMPF-UMWÄLZBETRIEB, abgeführt. Bei kleinen Lecks ist für die Nachwärmeabfuhr zunächst auch eine Speisewasserversorgung und FD-Abgabe, d.h. eine HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE oder NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE, erforderlich.

Bei großen und mittleren Lecks ist aufgrund der vorübergehenden Freilegung des Kerns mit Schäden an den Brennstabhüllrohren zu rechnen. Es können dann die Spaltprodukte aus dem Spaltgassammelraum der Brennstäbe austreten. Als Folge der dann stattfindenden radioaktiven Kontamination im Inneren des Sicherheitsbehälters ist damit zu rechnen, daß eine LANGZEIT-NOTNACHKÜHLUNG über meh-

Kühlmittel- verlust- störfall	Bruchquer- schnitt (cm <sup>2</sup> )	Systemfunktionen					
		Hochdruck- Einspei- sungen	Druckspeicher- Einspeisungen	Niederdruck- Einspeisungen für Fluten	Niederdruck- Einspeisungen für Sumpf- Umwälzbetrieb	Speisewasser- versorgung (a) Hauptspei- sewasser (b) Notspese- wasser	Langzeit- Notnach- kühlung
großes Leck	> 400	-	heiß 3v4 kalt 2v4	heiß 2v4 kalt 1v4	heiß 2v4	-	heiß 1v4
mittleres Leck	80 - 400	2v4	heiß 2v4 kalt 2v4	heiß 2v4 kalt 1v4	heiß 2v4	-	heiß 1v4
kleines Leck	2 - 80	2v4	-	heiß 2v4 kalt 1v4	heiß 2v4	(a) 1v4 <sup>1)</sup> oder (b) 2v4 <sup>2)</sup>	-
sehr kleines Leck	< 2	-	-	-	-	(a) 1v4 <sup>1)</sup> oder (b) 1v4 <sup>2)</sup>	-

<sup>1)</sup> Einspeisungen über die Hauptspeisewasserleitungen in die Dampferzeuger

<sup>2)</sup> Einspeisungen über das Notspesewassersystem in die Dampferzeuger

1v4, 2v4, 3v4 ≙ von 4 vorhandenen redundanten Teilsystemen sind 1, 2 bzw. 3 erforderlich

Tab. Fl, 4-1:

Mindestanforderungen an die Systemfunktionen zur Nachwärmeabfuhr bei Lecks in einer kalten Hauptkühlmittelleitung

rere Monate aufrechtzuerhalten ist. Erst dann, wenn der Sicherheitsbehälter wieder begehbar ist, können die Brennelemente in das Brennelement-Lagerbecken transportiert werden.

Bei einem Leck unter ca. 2 cm<sup>2</sup> Bruchquerschnitt kann der Kühlmittelverlust auch durch die oben nicht aufgelistete Systemfunktion VOLUMENREGELUNG MIT BOREINSPEISUNG abgedeckt werden. Zusätzlich stehen die gleichen Systeme wie zur Beherrschung von kleinen Lecks zur Verfügung. Daher wird für Lecks mit weniger als 2 cm<sup>2</sup> Bruchquerschnitt davon ausgegangen, daß diese trotz ihrer größeren Häufigkeit keinen merkbaren Beitrag zum Risiko liefern. Diese Aussage ist im Rahmen von weiterführenden Untersuchungen in der Phase B der Risikostudie abzusichern.

Zur Erfüllung der einzelnen Systemfunktionen stehen im allgemeinen mehrere gleichartig aufgebaute Teilsysteme zur Verfügung (Redundanz). In Tabelle F1, 4-1 ist angegeben, über wie viele der vorhandenen Teilsysteme einzuspeisen ist, damit eine ausreichende Systemfunktion gegeben ist. Danach müssen z.B. bei einem großen Leck in einer kalten Hauptkühlmittelleitung drei der vier vorhandenen Druckspeicher in die heißen, zwei von vier in die kalten Hauptkühlmittelleitungen einspeisen. Außerdem sind bei diesem Störfall NIEDERDRUCK-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN und NIEDERDRUCK-EINSPEISUNGEN für SUMPF-UMWÄLZBETRIEB erforderlich. Für Fluten müssen von den vier vorhandenen Niederdruck-Einspeisesystemen zwei in die heißen und eines in die kalten Hauptkühlmittelleitungen fördern. Für Sumpf-Umwälzbetrieb sind Niederdruck-Einspeisungen in zwei heiße Hauptkühlmittelleitungen notwendig. Die Tabelle gilt für Lecks in einer kalten Hauptkühlmittelleitung; bei einem Leck in einer heißen Hauptkühlmittelleitung sind die Angaben für "heiß" und "kalt" zu vertauschen.

Für kleine Lecks und sehr kleine Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung sind in der Tabelle F1, 4-1 die Mindestanforderungen an die Speisewasserversorgung angegeben, d.h., eine HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG oder eine NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG ist erforderlich. Über die FRISCHDAMPFABGABE ist die Frischdampf Temperatur abzusenken, bei einem kleinen Leck entsprechend einem Gradienten von 100 °C/h. Zur Beherrschung eines solchen Lecks muß eine RE-

AKTORSCHNELLABSCHALTUNG stattfinden (siehe oben), mit der auch eine Turbinenschnellabschaltung ausgelöst wird. Der Frischdampf kann daher nur über die Frischdampf-Umleiteinrichtung an den Turbinenkondensator abgegeben werden. Öffnet die Frischdampf-Umleiteinrichtung nicht (Ausfall der Hauptwärmesenke), so können unter Umständen die Frischdampf-Sicherheitsventile ansprechen. Da sich die Ansprechdrücke der Frischdampf-Sicherheitsventile nicht unterscheiden, ist pessimistisch davon auszugehen, daß bei Funktion alle Ventile öffnen. Schließt eine dieser Armaturen nicht, kommt es zum Störfall "Leck im Frischdampfsystem", wobei zusätzliche Reaktorschutzsignale ausgelöst werden. Das führt zu einer Abschieberung des zum Dampferzeuger mit dem defekten Sicherheitsventil führenden Speisewasserstranges und zu einer Aufteilung des Frischdampfsystems in vier getrennte Stränge. Dieser Störfall führt zu erhöhten Mindestanforderungen an die Systemfunktionen: Zur Wärmeabfuhr mittels eines Speisewasserstranges muß das zugehörige Frischdampf-Sicherheitsventil öffnen und schließen.

Beim Ausfall der Hauptwärmesenke muß das geregelte Absenken der Frischdampf Temperatur und damit des Frischdampfdruckes über die Abblaseregelventile erfolgen. Für einen Abfahrgradienten von 100 °C/h werden bei einem kleinen Leck beide vorhandenen Abblaseregelventile benötigt.

Die hier zugrunde gelegten Mindestanforderungen sind weitgehend aus den Genehmigungsverfahren für die Referenzanlage oder vergleichbare Anlagen übernommen. Diese Mindestanforderungen basieren auf den RSK-Leitlinien /Fl, 4-2/, denen zufolge die berechnete maximale Brennstabhüllentemperatur 1200 °C nicht überschreiten darf. Die Zugrundelegung der Mindestanforderungen aus den Genehmigungsverfahren und der maximal zulässigen Brennstabhüllentemperatur von 1200 °C entspricht der Vorgehensweise von WASH-1400.

Bei einem kleinen Leck müssen darüber hinaus die Brennstabhüllentemperaturen so begrenzt werden, daß keine nennenswerten Hüllrohrschäden auftreten. Andernfalls könnten die in den Brennstäben eingeschlossenen Spaltgase austreten. Bei Hüllrohrtempe-

raturen oberhalb von ca. 950 °C würde eine exotherme chemische Reaktion zwischen Wasserdampf und dem Zirkon der Hüllrohre einsetzen, wodurch Wasserstoff entsteht. Dadurch könnte die Wärmeabfuhr über den Speisewasser-Dampf-Kreislauf beeinträchtigt werden.

Stehen weniger Teilsysteme zur Verfügung, als in den Mindestanforderungen festgelegt, so wird das System als vollständig ausgefallen betrachtet. Das bedeutet, daß eine Teilfunktion der Systeme, die möglicherweise ausreichen würden, ein Kernschmelzen zu verhindern, nicht berücksichtigt wird. Ähnliches gilt für die verschiedenen geforderten Systemfunktionen: Bei Ausfall einer Systemfunktion wird in der Regel angenommen, daß weitere Systemfunktionen Kernschmelzen nicht verhindern können. Zudem wird davon ausgegangen, daß die genannten Systemfunktionen vom Zeitpunkt der Anforderung an ständig zur Verfügung stehen müssen. Das heißt, bei einem verspäteten Einsatz oder einem vorübergehenden Ausfall dieser Funktionen wird Kernschmelzen angenommen. Lediglich für die LANGZEIT-NOTNACHKÜHLUNG wird davon ausgegangen, daß eine Unterbrechung der Nachwärmeabfuhr für eine kurze Zeitspanne nicht zum Kernschmelzen führt.

#### 4.2.3.2 Thermohydraulische Untersuchungen

Die thermohydraulischen Vorgänge, die bei Kühlmittelverluststörfällen ablaufen würden, werden im Rahmen der Genehmigungsverfahren analysiert. Dabei werden Rechnungen zur Druckentlastung (Blowdown), zum Wiederauffüllen des Reaktordruckbehälters und zum Fluten des Reaktorkerns sowie zur Kernaufheizung mit sehr pessimistischen Rechenannahmen durchgeführt. Zum Beispiel liegen der Analyse von großen Lecks folgende Annahmen zugrunde:

- die Gesamtleistung ist um 6 % höher als die Nennleistung bei Vollastbetrieb;
- 20%iger Sicherheitszuschlag zur Nachzerfallswärme gemäß ANS-Standard (1973);
- maximaler Gesamtheißstellenfaktor entspricht zum Zeitpunkt des Störfalleintritts dem Auslegungswert;

- kein Wiederbenetzen der Brennstabhüllen während der Druckentlastungsphase nach Überschreiten der kritischen Wärmestromdichte;
- Vernachlässigung des Wärmeüberganges von den Hüllrohren durch Strahlung;
- nach der Druckentlastung befindet sich kein Restwasser im Reaktordruckbehälter.

Die mit diesen pessimistischen Rechenannahmen ermittelten maximalen Hüllrohrtemperaturen für den Heißstab liegen um mehrere hundert Grad Celsius höher als die Erwartungswerte der maximalen Hüllrohrtemperaturen für den Heißstab ("best estimate"-Rechnungen). Im Mittel über alle Brennstäbe sind die maximalen Hülltemperaturen noch erheblich niedriger.

Als Genehmigungsgrenzwert für die maximale Brennstabhüllentemperatur sind 1200 °C vorgeschrieben. Eine rein rechnerische Überschreitung des Grenzwertes führt - entgegen den pessimistischen Annahmen in der Risikostudie - nicht unmittelbar zu einem Verlust der Kühlfähigkeit des Kerns. Insbesondere ist dies bei geringfügigen Überschreitungen ( $\leq 100$  °C) auszuschließen.

Ergebnisse der Untersuchungen, die unter Zugrundelegung von Mindestanforderungen an die Systemfunktionen durchgeführt wurden, sind beispielhaft für verschiedene große Lecks in einer kalten Hauptkühlmittelleitung zwischen Hauptkühlmittelpumpe und Reaktordruckbehälter wiedergegeben. Für eine Lecklage zwischen Hauptkühlmittelpumpe und Reaktordruckbehälter wurden die höchsten Hüllrohrtemperaturen ermittelt. Die dargestellten Ergebnisse beziehen sich auf einen 2F-, einen 1F- und einen 0,5F-Bruch, wobei F den Querschnitt der Hauptkühlmittelleitung bezeichnet ( $F \cong 5000$  cm<sup>2</sup> entsprechend einer Nennweite der Leitung von 800 mm). Ein 2F-Bruch entspricht dem vollständigen Rundabriß einer Hauptkühlmittelleitung ("doppelendiger Bruch").

Außerdem werden Ergebnisse der Untersuchungen zu einem kleinen Leck in einer kalten Hauptkühlmittelleitung zwischen Hauptkühlmittelpumpe und Reaktordruckbehälter wiedergegeben. Die Ergebnisse beziehen sich auf einen Bruchquerschnitt von 50 cm<sup>2</sup>.

Diese Wirksamkeitsuntersuchungen zur Notkühlung erfolgten unter der Voraussetzung, daß die Hauptkühlmittelpumpen bei Eintritt des Störfalls oder kurzzeitig später abgeschaltet werden. Bei einem großen Leck wird dann der Kühlmitteldurchsatz im Kern und somit die Kühlung des Kerns, außer von den auslaufenden Pumpen, vor allem durch die Leckausströmung geprägt.

Zuverlässigkeitsuntersuchungen bezüglich des Abschaltverhaltens der Hauptkühlmittelpumpen zeigen jedoch, daß ein Weiterlaufen von Pumpen nach Eintritt eines Kühlmittelverluststörfalls nicht auszuschließen ist. Im Rahmen der Risikostudie wurde daher auch der Fall untersucht, daß die Pumpen während des Störfalls durchlaufen. Insbesondere bei einem großen Leck zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter, bei denen mit Abschalten der Pumpen nach etwa 4 bis 7 Sekunden eine negative Kerndurchströmung auftritt, ist zu erwarten, daß durchlaufende Pumpen in den intakten Hauptkühlkreisläufen dieser Kerndurchströmung entgegenwirken, was zu schlechteren Kühlbedingungen im Reaktorkern führen kann. Daher wurden für unterschiedliche Bruchquerschnitte in einer Hauptkühlmittelleitung zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter vergleichende Druckentlastungs- und Temperaturrechnungen mit und ohne Abschaltung der Pumpen in den drei intakten Hauptkühlkreisläufen durchgeführt. Bei der unterstellten Bruchlage wird die Pumpe im gebrochenen Hauptkühlkreislauf hingegen durch das ausströmende Kühlmittel weit über ihre Nenndrehzahl hinaus beschleunigt. Ob eine Abschaltung dieser Pumpe erfolgt, ist daher ohne nennenswerten Einfluß auf die Ergebnisse, zumal bei den zu erwartenden Drehzahlen das Gegenmoment durch den im Generatorbetrieb arbeitenden Pumpenmotor gering ist.

Im Bild F1, 4-8 sind die Ergebnisse der Druckentlastungsrechnungen für den 2F-Bruch mit und ohne Pumpenabschaltung gegenübergestellt. Es ist ersichtlich, daß der Druckabbau im Reaktordruckbehälter nahezu gleich verläuft. Im Zeitbereich zwischen 4 und 12 Sekunden nach Störfalleintritt erfolgt die Druckabsenkung bei durchlaufender Pumpe etwas langsamer, was auf eine erhöhte Dampfproduktion im Kern zurückzuführen ist. Die erhöhte Dampfproduktion tritt aufgrund von geringeren Kühlmitteldurchsätzen durch den Kern ein. Die Kühlmitteldurchsätze sind dem Bild F1, 4-9 zu

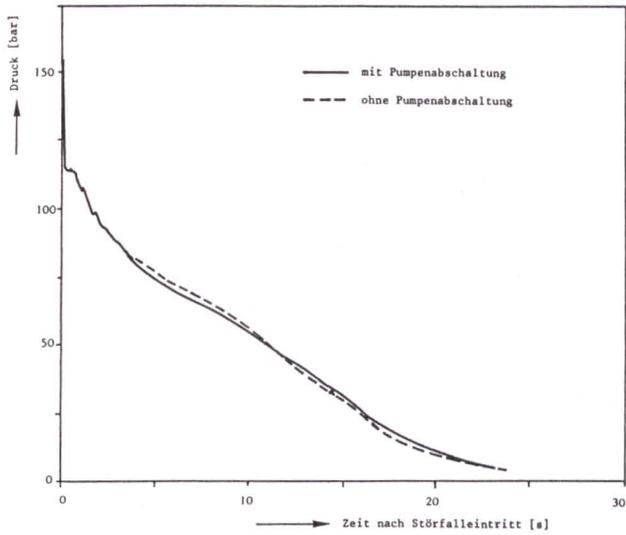


Bild F1, 4-8:

2F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung;  
Kühlmitteldruck

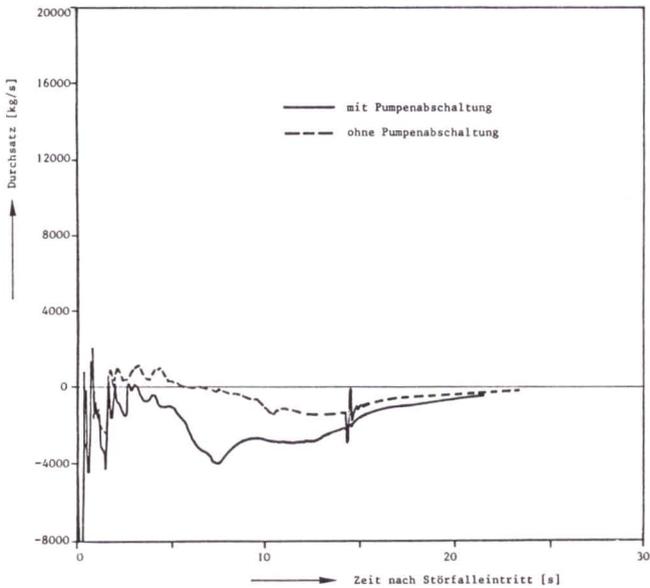


Bild F1, 4-9:

2F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung;  
Kühlmitteldurchsatz in Kernmitte

entnehmen. Ohne Pumpenabschaltung zeigt sich zwischen 2 und 5 Sekunden eine noch positive Kerndurchströmung. Danach sind, im Vergleich zu abgeschalteten Pumpen, deutlich geringere negative Kerndurchsätze vorhanden. Die im Bild F1, 4-10 gegenübergestellten Kühlmitteltemperaturen zeigen im wesentlichen die Sättigungstemperaturen gemäß dem Druckverlauf. Bei durchlaufenden Pumpen tritt jedoch um 8 Sekunden nach Störfalleintritt kurzzeitig eine Überhitzung des Kühlmittels auf. Die Ursache ist, daß die Kühlbedingungen im Reaktorkern, beginnend mit dem Übergang von positiver zu negativer Kerndurchströmung, bei durchlaufenden Pumpen schlechter werden.

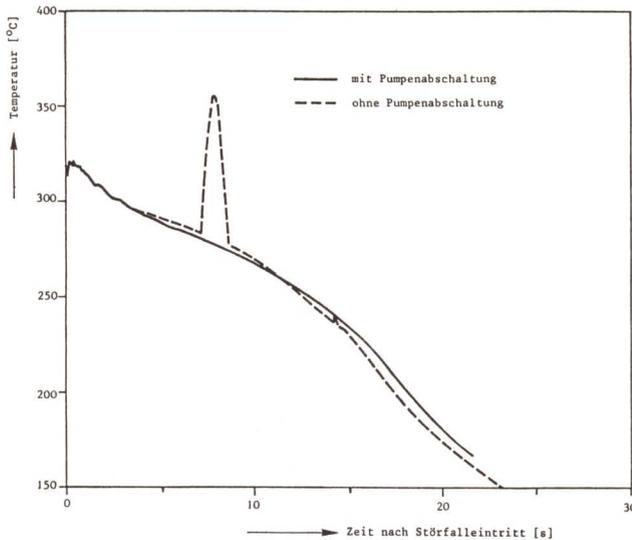


Bild F1, 4-10:

2F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung;  
Mittlere Kühlmitteltemperatur

Auch wenn man einen kaltseitigen Bruch von der Größe des Rohrquerschnitts (1F) unterstellt, ergibt sich für den Kühlmittel- druck im Reaktordruckbehälter ein nahezu gleicher Verlauf für auslaufende und durchlaufende Hauptkühlmittelpumpen (Bild F1, 4-11). Durchlaufende Pumpen bewirken eine wesentlich bessere

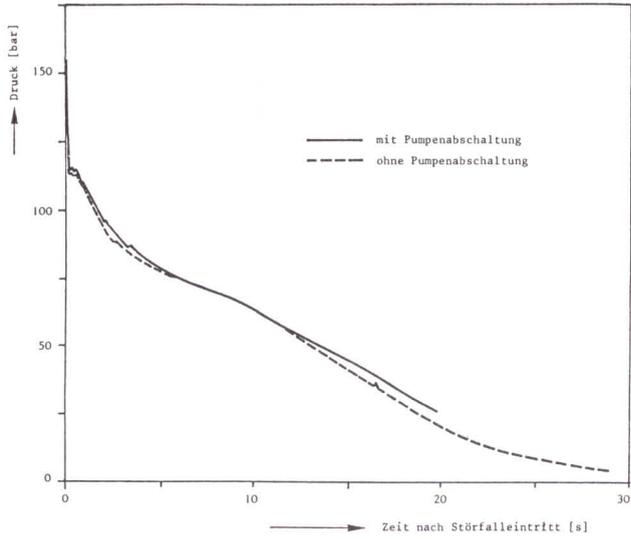


Bild F1, 4-11:

1F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung;  
Kühlmitteldruck

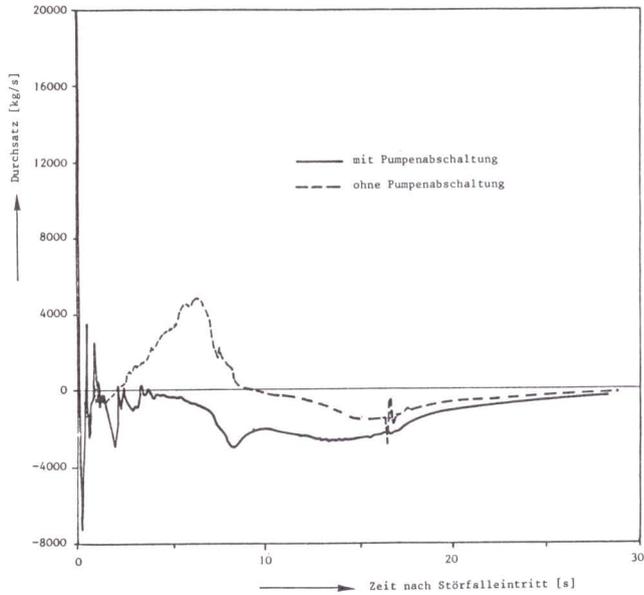


Bild F1, 4-12:

1F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung;  
Kühlmitteldurchsatz in Kernmitte

Kerndurchströmung von 3 bis 8 Sekunden nach Auftreten des Bruchs (Bild F1, 4-12). Danach sind die negativen Kerndurchsätze geringer als bei abgeschalteten Pumpen. Der für wenige Sekunden verbesserte Wärmetransport bei durchlaufenden Pumpen führt nach ca. 3 Sekunden zu einer sehr kurzen Überhitzung des Kühlmittels, ansonsten folgt die Kühlmitteltemperatur unabhängig vom Pumpenverhalten der Sättigungslinie (Bild F1, 4-13).

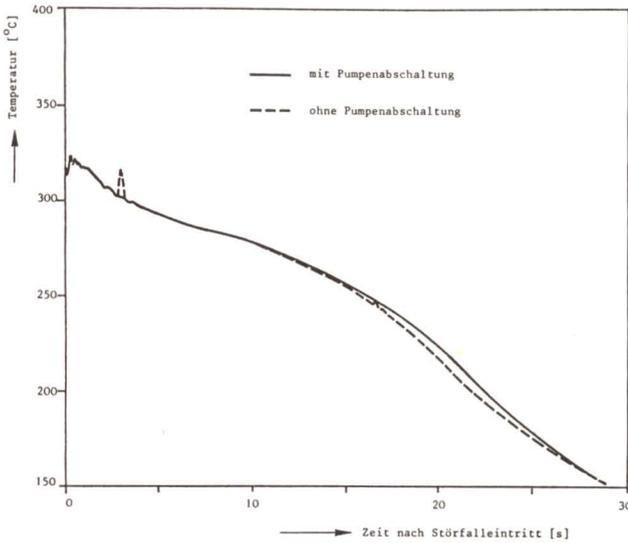


Bild F1, 4-13:

1F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung;  
Mittlere Kühlmitteltemperatur

Ist die Bruchfläche nur halb so groß wie der Rohrquerschnitt, verlängert sich die Druckentlastungsphase auf über 50 Sekunden, aber auch hier hat das unterschiedliche Pumpenverhalten auf den Druckverlauf im Reaktordruckbehälter nahezu keinen Einfluß (Bild F1, 4-14). Ohne Pumpenabschaltung ist der Durchsatz im Kern während der ersten 20 Sekunden nach Störfalleintritt deutlich positiv, hingegen tritt bei Pumpenabschaltung in den ersten Sekunden noch eine Strömungsumkehr auf (Bild F1, 4-15). Die verbesserten

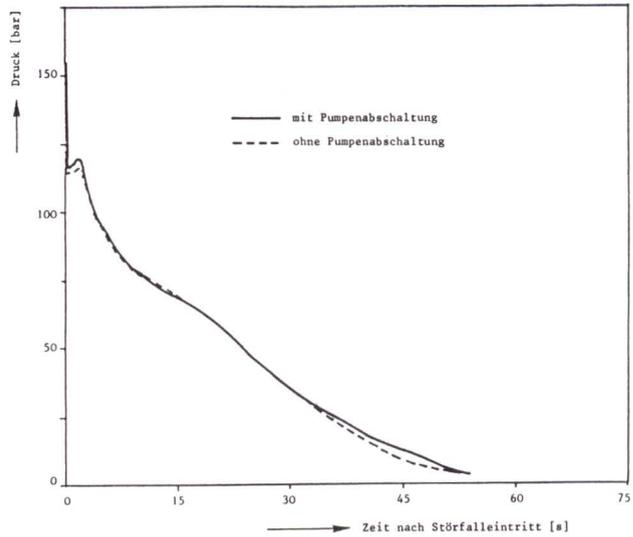


Bild F1, 4-14:

0,5F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung;  
Kühlmitteldruck

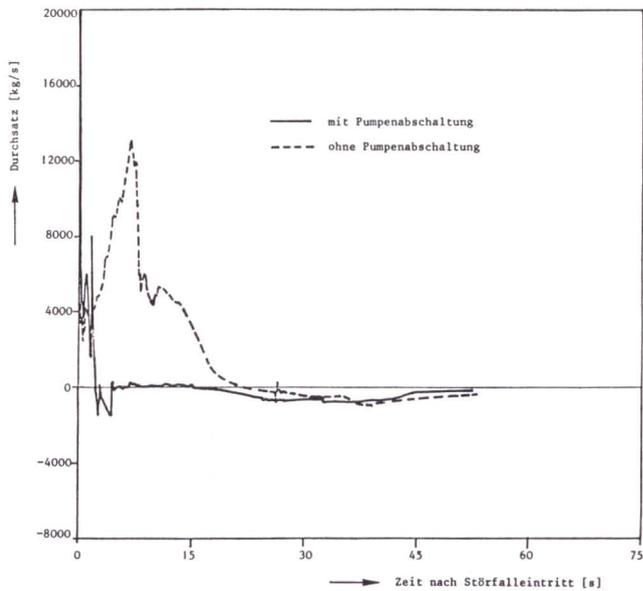


Bild F1, 4-15:

0,5F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung;  
Kühlmitteldurchsatz in Kernmitte

Kerndurchsätze bei durchlaufenden Pumpen führen hier zu niedrigeren Kühlmitteltemperaturen. Eine Überhitzung des Kühlmittels tritt bei durchlaufenden Pumpen im Gegensatz zur sofortigen Pumpenabschaltung nicht mehr auf (Bild F1, 4-16).

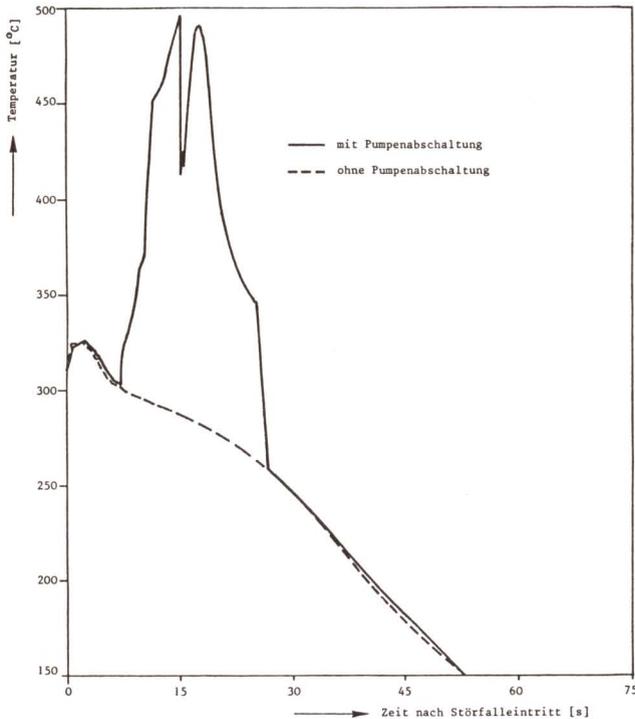


Bild F1, 4-16:

0,5F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung;  
Mittlere Kühlmitteltemperatur

Wie aus den vergleichenden Druckentlastungsrechnungen für einen 2F-, 1F- und 0,5F-Bruch hervorgeht, verläuft, unabhängig vom Pumpenverhalten, die Druckabsenkung etwa gleich, was auch zu nahezu gleichen Blowdown-Endzeiten führt. Da für das Wiederauffüllen des Reaktordruckbehälters das mittlere Kernverhalten wichtig ist, die mittleren Kühlmitteltemperaturen bei Ende des Blowdowns kaum von-

einander abweichen und für alle Rechnungen zugrunde gelegt wurden, daß sich am Ende der Druckentlastungsphase kein Restwasser im Reaktordruckbehälter befindet, sind die Startbedingungen der Wiederauffüllrechnungen nahezu unabhängig von der Pumpenabschaltung. Auch die Ergebnisse für die Wiederauffüll- und Wiederbeetzungszeiten, die für die Kernaufheizrechnungen wichtig sind, zeigen daher keine starke Abhängigkeit vom Pumpenverhalten.

In vergleichenden Kernaufheizrechnungen wurden auch die maximalen Hüllrohrtemperaturen, d.h. die Hüllrohrtemperaturen an der höchstbelasteten Stelle des Kerns, ermittelt. Die Ergebnisse sind in Tabelle Fl, 4-2 zusammengestellt.

Bruchfläche	Pumpenabschaltung	1. Temperaturspitze		2. Temperaturspitze	
		[°C]	Zeit nach Störfalleintritt [s]	[°C]	Zeit nach Störfalleintritt [s]
2F	ja	950	4,5	1150	85
2F	nein	990	7	1260	87
1F	ja	980	5	1180	95
1F	nein	960	11	1230	95
0,5F	ja	970	9	1170	109
0,5F	nein	820	31	1060	115

Tab. Fl, 4-2:

Vergleich der maximalen Hüllrohrtemperaturen für kaltseitige Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung mit und ohne Pumpenabschaltung

Wie aus der Tabelle für den 2F-Bruch zu ersehen ist, wird bei durchlaufender Pumpe eine maximale Hüllrohrtemperatur erreicht, die um 110 °C über der bei sofortiger Pumpenabschaltung liegt. Bereits in der Druckentlastungsphase liegt das erste Temperaturmaximum um 40 °C höher, wobei dieser Wert um etwa 3 Sekunden später auftritt. Die schlechteren Kühlbedingungen bis zum Druckausgleich lassen die Temperaturunterschiede bis auf ca. 100 °C anwachsen. Im weiteren Störfallverlauf liegen gleiche Kühlbedingun-

gen vor, so daß nur noch die stärkere Zirkon-Wasser-Reaktion zu einem geringfügigen Anwachsen der Temperaturunterschiede führt (Bild F1, 4-17).

Die Druckentlastungsrechnungen zeigen für den Fall durchlaufender Pumpen beim 1F-Bruch in der Anfangsphase kurzzeitig bessere, ansonsten aber schlechtere Kühlbedingungen (Bild F1, 4-18). Wie Tabelle F1, 4-2 zeigt, führt das zu einem um 20 °C niedrigeren Temperaturhöchstwert in der Druckentlastungsphase, in der Flutphase jedoch zu einem Maximalwert, der noch um 50 °C über dem für Pumpenabschaltung liegt. Damit ist diese Temperaturerhöhung jedoch nicht einmal mehr halb so groß wie beim 2F-Bruch. Der Bruchquerschnitt, der bei durchlaufenden Pumpen zur höchsten Kernaufheizung führt, ist demnach nicht mehr der 1F-, sondern der 2F-Bruch.

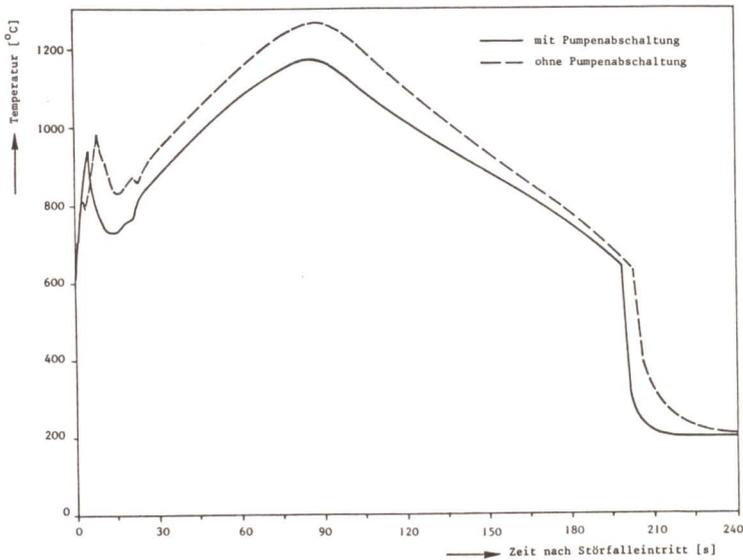


Bild F1, 4-17:

2F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung;  
Maximale Brennstabhüllentemperatur für den Heißstab

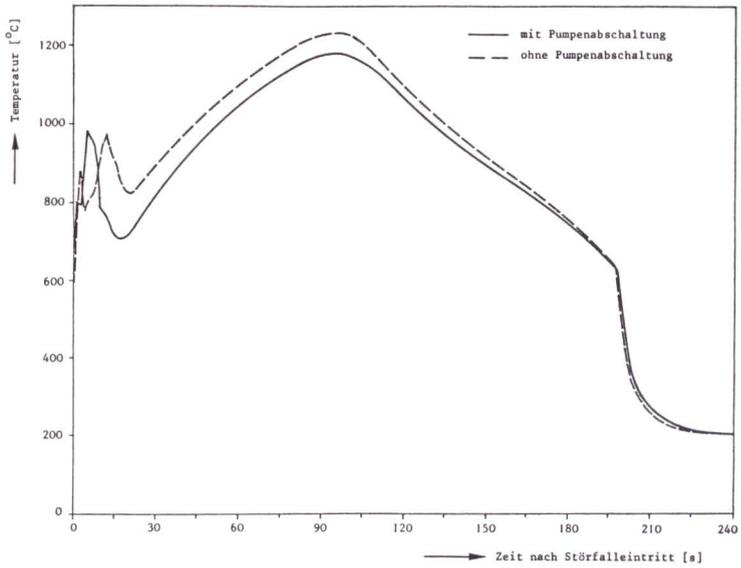


Bild Fl, 4-18:

1F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung;  
Maximale Brennstabhüllentemperatur für den Heißstab

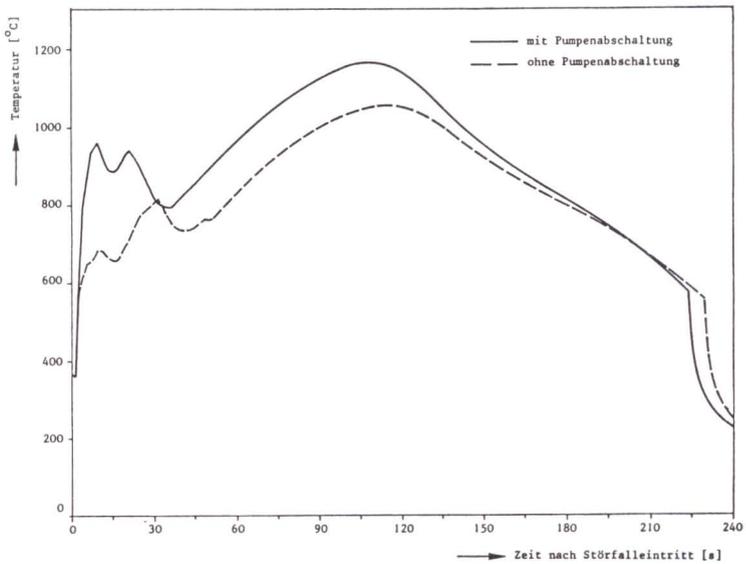


Bild Fl, 4-19:

0,5F-Bruch in einer kalten Hauptkühlmittelleitung;  
Maximale Brennstabhüllentemperatur für den Heißstab

Beim 0,5F-Bruch und bei durchlaufender Pumpe führen die verbesserten Kühlbedingungen am Anfang zu um ca. 150 °C niedrigeren Maximaltemperaturen in der Blowdown-Phase. (Bild F1, 4-19). Gegen Ende der Druckentlastung beträgt der Temperaturunterschied nur noch etwa 110 °C; diese Differenz tritt auch zwischen den Maxima in der Flutphase auf.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, daß sich in den maximalen Hüllrohrtemperaturen bei durchlaufenden Pumpen eine verstärkt abnehmende Tendenz vom 2F-Bruch über den 1F-Bruch zum 0,5F-Bruch zeigt. Das Durchlaufen der Pumpen in den drei intakten Hauptkühlkreisläufen führt bei sehr großen Brüchen (Bruchquerschnitt  $> 0,5 F$ ) zu Temperatursteigerungen, bei kleineren Bruchgrößen hingegen zu einer niedrigeren Kernaufheizung. Das 1200°C-Kriterium wird bei drei durchlaufenden Pumpen nur für Bruchquerschnitte  $\geq 1 F$  verletzt.

Bei einem kleinen Leck sind die Blowdown-Zeiten länger als bei einem großen Leck. Die Abströmung von Energie über das Leck reicht nicht aus, um den Druck im Reaktorkühlkreislauf auf den innerhalb des Sicherheitsbehälters herrschenden Druck abzusinken. Daher muß Energie über die Sekundärseite der Dampferzeuger abgeführt werden. Für die Kühlung des Kerns ist bei kleinen Lecks im wesentlichen der Wasserstand im Reaktordruckbehälter maßgebend: Ein mit Kühlmittel bedeckter Kern wird langfristig immer Temperaturen aufweisen, die nur unwesentlich über der Kühlmitteltemperatur liegen, da die Nachzerfallswärme rasch absinkt und die Speicherwärme dem Kern dann bereits entzogen ist. Schäden an den Brennstabhüllrohren mit einer Freisetzung von Aktivitäten aus dem Spaltgassammelraum werden daher bei einem solchen Kühlmittelverluststörfall höchstens in geringem Umfang auftreten. Die Bilder F1, 4-20 bis -23 zeigen Ergebnisse von Rechnungen für ein 50-cm<sup>2</sup>-Leck zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter. Die Rechnungen wurden unter der Annahme durchgeführt, daß das sekundärseitige Abfahren mit 100 °C/h zum Zeitpunkt 30 Minuten nach Störfalleintritt beginnt. Ein solcher Abfahrbeginn ist im Betriebshandbuch der Referenzanlage vorgesehen. Es wurde abgeschätzt, daß ein Abfahrbeginn 60 Minuten nach Störfalleintritt ausreicht.

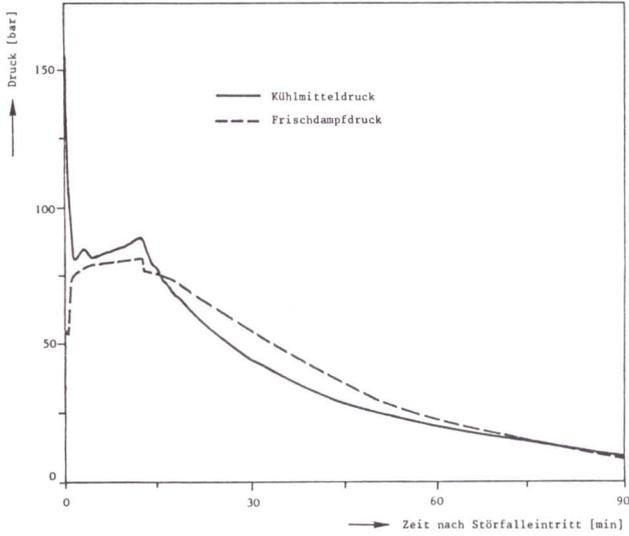


Bild F1, 4-20:

50-cm<sup>2</sup>-Leck in einer kalten Hauptkühlmitteleitung;  
Kühlmitteldruck und Frischdampfdruck

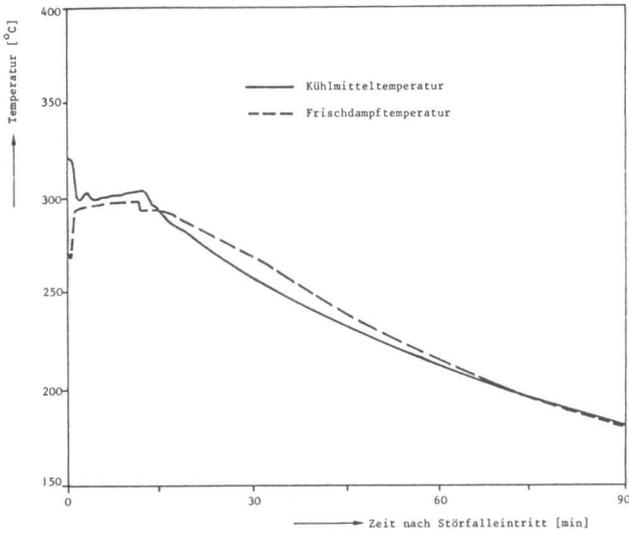


Bild F1, 4-21:

50-cm<sup>2</sup>-Leck in einer kalten Hauptkühlmitteleitung;  
Kühlmitteltemperatur am Kernaustritt und Frischdampf-temperatur

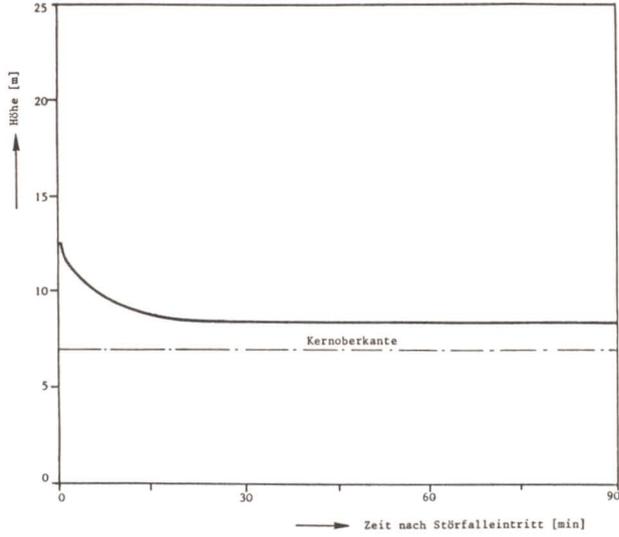


Bild F1, 4-22:

50-cm<sup>2</sup>-Leck in einer kalten Hauptkühlmittelleitung;  
Gemischspiegel im Reaktordruckbehälter

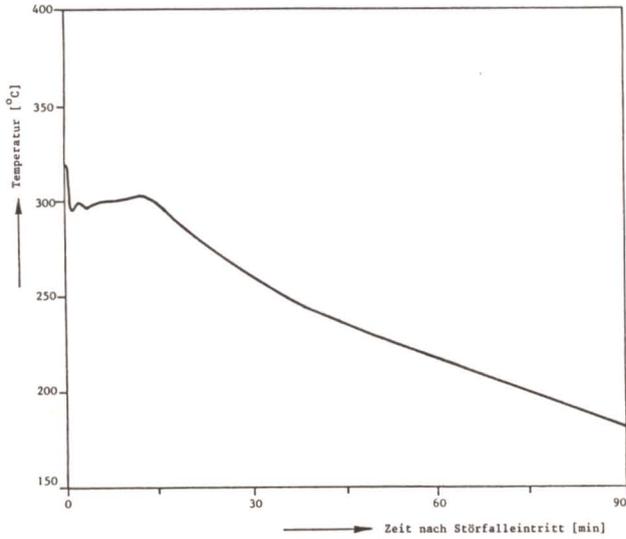


Bild F1, 4-23:

50-cm<sup>2</sup>-Leck in einer kalten Hauptkühlmittelleitung;  
Maximale Brennstabhüllentemperatur für einen Stab  
mittlerer Leistung

In Bild F1, 4-23 ist am Beispiel des 50-cm<sup>2</sup>-Lecks die maximale Hüllrohrtemperatur für einen Stab mittlerer Leistung dargestellt. Durch die Simulation des Kernverhaltens anhand eines Stabes mittlerer Leistung wird die Thermohydraulik im Reaktorkern pauschal erfaßt. Die Hüllrohrtemperaturen des Heißstabes können wegen Überschreitung der kritischen Wärmestromdichte kurzzeitig wesentlich höhere Werte annehmen. Die maximalen Hüllrohrtemperaturen für den Heißstab bleiben jedoch bei geflutetem Reaktorkern weit unterhalb des Genehmigungsgrenzwertes.

#### 4.2.3.3 Beeinträchtigung der Wirksamkeit der Notkühlung durch auftretende Belastungen

In WASH-1400 wird im Zusammenhang mit den Untersuchungen zur Wirksamkeit der Notkühlung der sogenannte ECF-Faktor verwendet. ECF steht dabei für "emergency core cooling functionability". Dieser Faktor soll die Wahrscheinlichkeit angeben, mit der die während eines Kühlmittelverluststörfalles auftretenden mechanischen Belastungen auf den Reaktorkühlkreislauf und dessen Einbauten die "Wirksamkeit der Notkühlung" beeinträchtigen.

In den Untersuchungen zur Wirksamkeit der Notkühlung werden vorrangig die Wärmeübertragungsmechanismen betrachtet, die sich in den einzelnen Notkühlphasen in Abhängigkeit der dem Kernbereich zugeführten Kühlwassermenge ergeben (Abschnitt 4.2.3.2). Hierbei wird angenommen, daß, unter Beachtung der Mindestanforderungen sowie der Bruchlage, Notkühlwasser in den Reaktordruckbehälter entsprechend der Spezifikation des Not- und Nachkühlsystems gefördert wird. Diese Annahme geht davon aus, daß die festigkeitsmäßige Auslegung der Komponenten des Reaktorkühlkreislaufs, deren Verankerungen und deren Einbauten die Wirksamkeit der Notkühlung nicht beeinträchtigen.

Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens bildet daher die Überprüfung der festigkeitsmäßigen Auslegung des Reaktorkühlkreislaufs, dessen Einbauten sowie der zur Störfallbeherrschung notwendigen Sicherheitseinrichtungen einen Schwerpunkt. Ergänzend hierzu sind die qualitätsgewährleistenden Maßnahmen und Wiederholungs-

prüfprogramme zu sehen. Die auslegungsrelevanten Störfalllasten der Komponenten sind abhängig von

- den Annahmen zum Versagen der Rohrleitung (Lage, Größe, Form und Öffnungszeit des Bruches),
- dem thermohydraulischen Zustand des Kühlmittels bei Störfalleintritt (z.B. 3-Loop-Betrieb, Teillastbetrieb, heißer Bereitschaftszustand) und
- der konstruktiven Detailgestaltung der Komponenten.

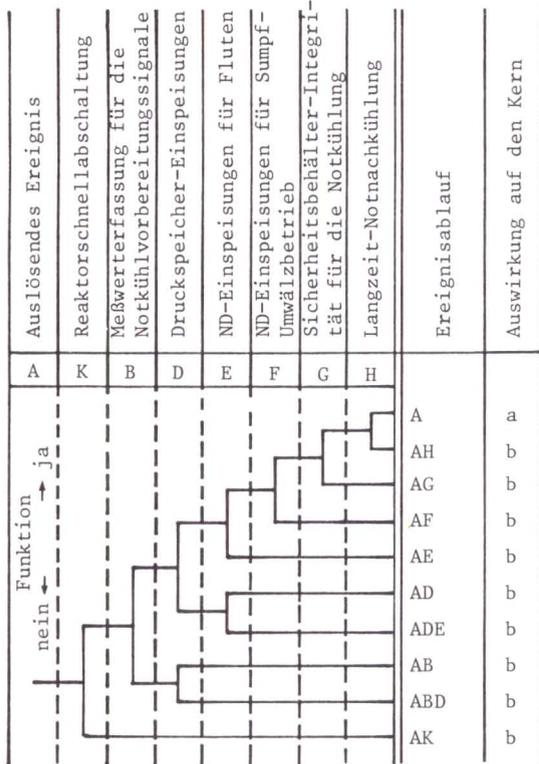
Umfassende Parameterstudien sichern die Ermittlung von Maximalbeanspruchungen für die einzelnen Bauteile, wobei die eingesetzten analytischen Hilfsmittel anhand sachbezogener Experimente überprüft wurden. Auf dieser Basis anschließend durchgeführte strukturdynamische Analysen überprüfen die Auslegung.

Auf der Grundlage dieser Überprüfungspraxis wurde für die Phase A dieser Studie davon ausgegangen, daß die Auslegung der Komponenten gegen die Beanspruchung unter Störfalllasten die Wirksamkeit der Notkühlung nicht beeinträchtigt.

#### 4.2.3.4 Ereignisablaufanalyse

Die unter Berücksichtigung der Mindestanforderungen an die Systemfunktionen erstellten Ereignisablaufdiagramme für das große, mittlere und kleine Leck sind in den Bildern Fl, 4-24 bis -26 wiedergegeben. Beim großen Leck wird der Einfachheit halber nicht zwischen Bruchquerschnitten von 400 bis 1000 cm<sup>2</sup> und > 1000 cm<sup>2</sup> unterschieden. Bei letzteren ist die Funktion der REAKTORSCHNELL-ABSCHALTUNG unerheblich, da der Kern durch das Sieden des Kühlmittels, die rasche Wasserspiegelabsenkung im Reaktordruckbehälter und das Nachspeisen von boriertem Wasser auch ohne Einbringen der Steuerstäbe unterkritisch wird.

Verzweigungen von Ereignisabläufen, die von vornherein als unwichtig eingeschätzt werden konnten, sind in den Ereignisablaufdiagrammen nicht mehr berücksichtigt. So sind beim Ausfall der MESSWERTERFASSUNG FÜR DIE NOTKÜHLVORBEREITUNGSSIGNALE auch immer die HD-EINSPEISUNGEN und die ND-EINSPEISUNGEN ausgefallen, wäh-



- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen

Bild F1, 4-24:

Ereignisablaufdiagramm "großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung"

rend die Funktion der selbsttätigen DRUCKSPEICHER-EINSPEISUNGEN davon unabhängig ist. Sind die Signale nicht ausgefallen, so ist bei Ausfall der HD-EINSPEISUNGEN möglich, daß die DRUCKSPEICHER-EINSPEISUNGEN oder die ND-EINSPEISUNGEN einen Einfluß auf den zeitlichen Verlauf des Kernschmelzunfalls haben. Erfolgen keine ND-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN, so finden (mit einer unbedeutenden Ausnahme, siehe Fachband 2) auch keine ND-EINSPEISUNGEN FÜR SUMPFWÄLZBETRIEB statt. Für diese Systemfunktion muß sich au-

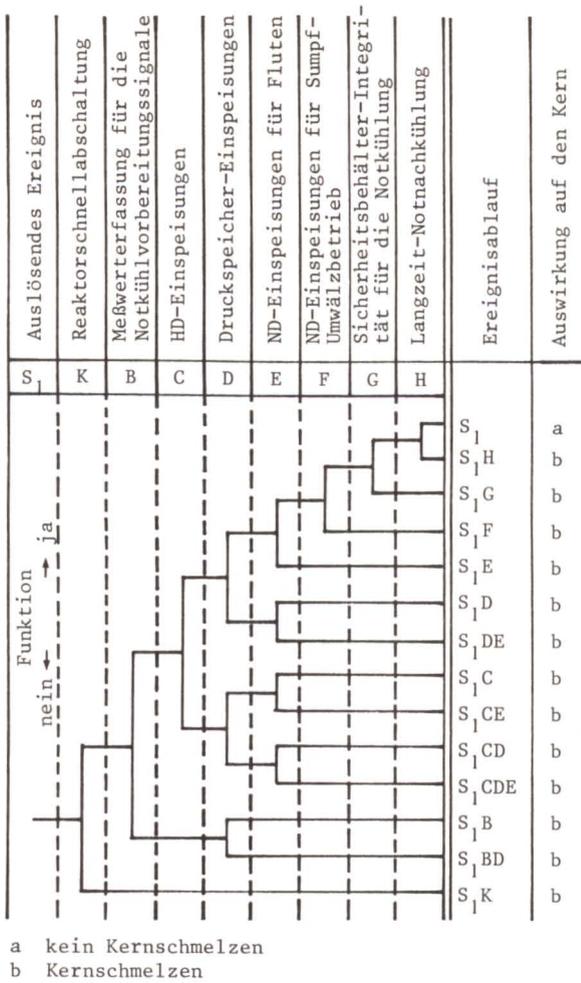


Bild F1, 4-25:

Ereignisablaufdiagramm "mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung"

Ber dem der Wasserinhalt von zwei Flutbehältern bereits im Sumpf befinden. Bei allen Kühlmittelverluststörfällen wird die HAUPT-SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE als nicht verfügbar gewertet.



Bei der Ermittlung der Wahrscheinlichkeiten für das Versagen der angeforderten Systemfunktionen ist folgendes zu berücksichtigen: Die in Tabelle Fl, 4-1 als notwendig angeführten Systemfunktionen sind, mit Ausnahme der LANGZEIT-NOTNACHKÜHLUNG, bei Anforderung einschließlich einer kurzen Zeitspanne danach erforderlich. Diese Zeitspannen hängen zum Teil von der Leckgröße ab. So sind die HD-EINSPEISUNGEN am längsten bei einem "kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung" erforderlich: Wird, wie vorgesehen, mit dem Abfahren der Anlage 30 Minuten nach Störfalleintritt begonnen, so ist aufgrund des Abfahrens mit 100 °C/h eine Betriebszeit von 2 Stunden zu erwarten. Für die DRUCKSPEICHER-EINSPEISUNGEN ist die Dauer der Einspeisungen ohne Bedeutung, da sie bei großen und mittleren Lecks sehr schnell erfolgen, bei kleinen Lecks hingegen nicht erforderlich sind. ND-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN sind so lange aufrechtzuerhalten, bis die Flutbehälter entleert sind. Danach sind ND-EINSPEISUNGEN FÜR SUMPF-UMWÄLZBETRIEB notwendig, die bis etwa 5 Stunden nach Störfalleintritt aufrechtzuerhalten sind.

Die Funktion der HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE oder die der NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE wird nur dann als erfüllt vorausgesetzt, wenn ein Abfahren der Anlage mit 100 °C/h erfolgt. Es wird davon ausgegangen, daß spätestens 60 Minuten nach Störfalleintritt mit dem Abfahren begonnen werden muß.

Die HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE wird in den Ereignisablaufanalysen als nicht verfügbar gewertet (Abschnitt 4.2.2.3).

Die NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE ist grundsätzlich mit Hilfe des Notspeisewassersystems und des Notstandssystems möglich; das Notstandssystem darf allerdings erst zum Abfahren des Blocks B eingesetzt werden, wenn der Block A bereits abgefahren ist. Zur Beherrschung von kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung kann das Notstandssystem daher nicht herangezogen werden, da das Abfahren des Blocks A in jedem Fall länger als 60 Minuten ab Störfalleintritt in Anspruch nimmt. Die NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE ist so lange aufrechtzuerhalten,

bis die Nachwärmeabfuhr vollständig durch die ND-EINSPEISUNGEN übernommen wird. Dies erfordert bei einem kleinen Leck auch ein normales betriebliches Nachkühlen über mindestens 1 von 4 Niederdruck-Einspeisesträngen (Abschnitt 4.2.2.2). Hier ist zu berücksichtigen, daß das Umschalten des Stranges auf betriebliches Nachkühlen durch eine Verriegelung verhindert werden kann, deren Meßwerterfassung fälschlicherweise nicht für die bei Kühlmittelverluststörfällen herrschenden Umgebungsbedingungen ausgelegt ist (Fachband 2). Aus diesem Grunde wird davon ausgegangen, daß eine NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE für etwa 10 Stunden aufrechterhalten werden muß. Während dieses Zeitraums können geeignete Maßnahmen ergriffen werden, um die Verriegelungen unwirksam zu machen.

Nach den oben aufgeführten 5 Stunden sind ND-EINSPEISUNGEN FÜR SUMPF-UMWÄLZBETRIEB mit nur einer heißen Einspeisung erforderlich. Diese ist so lange aufrechtzuerhalten, bis die Brennelemente aus dem Reaktordruckbehälter ausgelagert werden. Bei einem kleinen Leck wird dies bald nach dem Störfall möglich sein und durchgeführt werden. Hingegen ist bei einem großen oder mittleren Leck mit Hüllrohrschäden zu rechnen. Es werden dann Aktivitätsfreisetzungen aus dem Spaltgassammelraum der Brennstäbe auftreten, so daß eine Kontamination des Sicherheitsbehälters stattfindet. Es wird davon ausgegangen, daß unter Umständen für mehrere Monate keine Arbeiten im Sicherheitsbehälter durchgeführt werden können. Während dieser Zeitspanne ist es nicht möglich, die Brennelemente aus dem Reaktordruckbehälter auszulagern, so daß eine LANGZEIT-NOTNACHKÜHLUNG durch mindestens eine im Sumpf-Umwälzbetrieb arbeitende ND-Einspeisung aufrechterhalten werden muß. In den Analysen wird von einer Zeitspanne von einem halben Jahr ausgegangen.

#### 4.2.3.5 Ergebnisse

Von folgenden Eintrittshäufigkeiten für Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung wird ausgegangen (Fachband 3):

- großes Leck A: Erwartungswert  $2,7 \cdot 10^{-4}/a$   
(Median  $1 \cdot 10^{-4}/a$ , Unsicherheitsfaktor 10)
- mittleres Leck  $S_1$ : Erwartungswert  $8 \cdot 10^{-4}/a$   
(Median  $3 \cdot 10^{-4}/a$ , Unsicherheitsfaktor 10)
- kleines Leck  $S_2$ : Erwartungswert  $2,7 \cdot 10^{-3}/a$   
(Median  $1 \cdot 10^{-3}/a$ , Unsicherheitsfaktor 10)

Diese Häufigkeiten werden, wie auch alle im folgenden diskutierten Häufigkeiten und Wahrscheinlichkeiten, als logarithmisch normalverteilte Zufallsgrößen angesehen. Für die Werte jeder Zufallsgröße wird ein symmetrisches 90%-Vertrauensintervall angegeben, d.h., das Vertrauensintervall wird durch die 95%-Fraktile und durch die 5%-Fraktile begrenzt. Die 50%-Fraktile der Verteilung wird als Median bezeichnet. Der Unsicherheitsfaktor (oder Streufaktor) der Verteilung ist durch das Verhältnis von 95%-Fraktile zu Median bestimmt (Fachband 2). Eine logarithmische Normalverteilung kann statt durch das Vertrauensintervall auch durch den Median und den Unsicherheitsfaktor beschrieben werden.

Zum Unterschied von WASH-1400 wird in der vorliegenden Studie der Erwartungswert als der repräsentative Wert der Zufallsgröße verwendet. In WASH-1400 wird immer der Median angegeben, der kleiner als der Erwartungswert ist.

Die Wahrscheinlichkeitsbewertung der Ereignisablaufdiagramme für die Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung ist im Fachband 2 dargestellt. Die dort ermittelten Erwartungswerte für die Wahrscheinlichkeiten der einzelnen Ereignisabläufe - unter der Bedingung, daß das auslösende Ereignis eingetreten ist - sind in den Bildern F1, 4-27 bis -29 nochmals zusammengestellt.  $\epsilon$  steht dabei im allgemeinen für Wahrscheinlichkeiten  $< 10^{-5}$ , sofern sie bei dem jeweils betrachteten auslösenden Ereignis weniger als 1 % zu einem Kernschmelzunfall beitragen. Kleinere Wahrscheinlichkeiten sind nur dann angegeben, wenn sie von besonderem Interesse sind.

Auslösendes Ereignis		Funktion	Ereignisablauf	bedingte Wahrscheinlichkeit <sup>1)</sup> (Erwartungswert)	Häufigkeit in $1/a^2$ (Erwartungswert)	Auswirkung auf den Kern
A	K					
			A	$\approx 1$	$2,7 \cdot 10^{-4}$	a
			AH	$2 \cdot 10^{-4}$	$6 \cdot 10^{-8}$	b
			AG	$5 \cdot 10^{-5}$	$1,4 \cdot 10^{-8}$	b
			AF	$5 \cdot 10^{-4}$	$1,4 \cdot 10^{-7}$	b
			AE	$2 \cdot 10^{-4}$	$6 \cdot 10^{-8}$	b
			AD	$7 \cdot 10^{-4}$	$1,9 \cdot 10^{-7}$	b
			ADE	$\epsilon$	$\epsilon$	b
			AB	$3 \cdot 10^{-5}$	$8 \cdot 10^{-9}$	b
			ABD	$\epsilon$	$\epsilon$	b
			AK	$5 \cdot 10^{-6}$	$1,4 \cdot 10^{-9}$	b

- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen

- 1) Wahrscheinlichkeit der einzelnen Ereignisabläufe, unter der Bedingung, daß das auslösende Ereignis eingetreten ist.
- 2) Häufigkeit der einzelnen Ereignisabläufe. Sie ergibt sich aus der Wahrscheinlichkeit durch Multiplikation mit der Häufigkeit h des auslösenden Ereignisses.

$$h(A) = 2,7 \cdot 10^{-4} / a \text{ (Erwartungswert)}$$

Bild F1, 4-27:

Bewertetes Ereignisablaufdiagramm "großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung"

Auslösendes Ereignis	S <sub>1</sub>	Kernschmelzen
Reaktorschnellabschaltung	K	
Meßwertfassung für die Notkühlvorbereitungssignale	B	
HD-Einspeisungen	C	
Druckspeicher-Einspeisungen	D	
ND-Einspeisungen für Fluten	E	
ND-Einspeisungen für Sumpfwälztrieb	F	
Sicherheitsbehälter-Integrität für die Notkühlung	G	
Langzeit-Notnachkühlung	H	

Ereignisablauf	bedingte Wahrscheinlichkeit <sup>1)</sup> (Erwartungswert)	Häufigkeit in 1/a <sup>2)</sup> (Erwartungswert)	Auswirkung auf den Kern
S <sub>1</sub>	≈ 1	8 · 10 <sup>-4</sup>	a
S <sub>1</sub> H	2 · 10 <sup>-4</sup>	1,6 · 10 <sup>-7</sup>	b
S <sub>1</sub> G	5 · 10 <sup>-5</sup>	4 · 10 <sup>-8</sup>	b
S <sub>1</sub> F	5 · 10 <sup>-4</sup>	4 · 10 <sup>-7</sup>	b
S <sub>1</sub> E	1 · 10 <sup>-4</sup>	8 · 10 <sup>-8</sup>	b
S <sub>1</sub> D	2 · 10 <sup>-4</sup>	1,6 · 10 <sup>-7</sup>	b
S <sub>1</sub> DE	ε	ε	b
S <sub>1</sub> C	1,1 · 10 <sup>-3</sup>	9 · 10 <sup>-7</sup>	b
S <sub>1</sub> CE	1 · 10 <sup>-4</sup>	8 · 10 <sup>-8</sup>	b
S <sub>1</sub> CD	ε	ε	b
S <sub>1</sub> CDE	ε	ε	b
S <sub>1</sub> B	3 · 10 <sup>-5</sup>	2 · 10 <sup>-8</sup>	b
S <sub>1</sub> BD	ε	ε	b
S <sub>1</sub> K	5 · 10 <sup>-6</sup>	4 · 10 <sup>-9</sup>	b

- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen

- 1) Wahrscheinlichkeit der einzelnen Ereignisabläufe unter der Bedingung, daß das auslösende Ereignis eingetreten ist.
- 2) Häufigkeit der einzelnen Ereignisabläufe. Sie ergibt sich aus der Wahrscheinlichkeit durch Multiplikation mit der Häufigkeit h des auslösenden Ereignisses.

$$h(S_1) = 8 \cdot 10^{-4} / a \text{ (Erwartungswert)}$$

Bild F1, 4-28:

Bewertetes Ereignisablaufdiagramm "mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung"

Auslösendes Ereignis	S <sub>2</sub>	Funktion	Ereignisablauf	bedingte Wahrscheinlichkeit <sup>1)</sup> (Erwartungswert)	Häufigkeit in 1/a <sup>2)</sup> (Erwartungswert)	Auswirkung auf den Kern
Reaktorschnellabschaltung	K	nein → ja	S <sub>2</sub> I	≈ 1	2,7 · 10 <sup>-3</sup>	a
Hauptspeisewasserversorgung und FD-Abgabe	I		S <sub>2</sub> IG	4 · 10 <sup>-5</sup>	1 · 10 <sup>-7</sup>	b
Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe	J		S <sub>2</sub> IF	5 · 10 <sup>-4</sup>	1 · 10 <sup>-6</sup>	b
Meßwertfassung für die Notkühlvorbereitungssignale	B		S <sub>2</sub> IE	1 · 10 <sup>-4</sup>	3 · 10 <sup>-7</sup>	b
HD-Einspeisungen	C		S <sub>2</sub> IC	1 · 10 <sup>-3</sup>	3 · 10 <sup>-6</sup>	b
ND-Einspeisungen für Fluten	E		S <sub>2</sub> ICE	1 · 10 <sup>-4</sup>	3 · 10 <sup>-7</sup>	b
ND-Einspeisungen für Sumpfwälzbetrieb	F		S <sub>2</sub> IB	3 · 10 <sup>-5</sup>	8 · 10 <sup>-8</sup>	b
Sicherheitsbehälter-Integrität für die Notkühlung	G		S <sub>2</sub> IJ	1,9 · 10 <sup>-2</sup>	5 · 10 <sup>-5</sup>	b
			S <sub>2</sub> IJG	1 · 10 <sup>-5</sup>	3 · 10 <sup>-8</sup>	b
			S <sub>2</sub> IJF	1 · 10 <sup>-5</sup>	3 · 10 <sup>-8</sup>	b
			S <sub>2</sub> IJE	ε	ε	b
			S <sub>2</sub> IJC	2 · 10 <sup>-5</sup>	5 · 10 <sup>-8</sup>	b
			S <sub>2</sub> IJCE	3 · 10 <sup>-5</sup>	8 · 10 <sup>-8</sup>	b
			S <sub>2</sub> IJB	6 · 10 <sup>-7</sup>	2 · 10 <sup>-9</sup>	b
			S <sub>2</sub> K	5 · 10 <sup>-6</sup>	1 · 10 <sup>-8</sup>	b

- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen

1) Wahrscheinlichkeit der einzelnen Ereignisabläufe unter der Bedingung, daß das auslösende Ereignis eingetreten ist.

2) Häufigkeit der einzelnen Ereignisabläufe. Sie ergibt sich aus der Wahrscheinlichkeit durch Multiplikation mit der Häufigkeit h des auslösenden Ereignisses.

$$h(S_2) = 2,7 \cdot 10^{-3} / a \text{ (Erwartungswert)}$$

Bild F1, 4-29:

Bewertetes Ereignisablaufdiagramm "kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung"

Den Erwartungswert für die Häufigkeit eines Ereignisablaufes erhält man durch Multiplikation der Erwartungswerte für die Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses und für die bedingte Wahrscheinlichkeit des Ereignisablaufes. Abweichungen der Produktwerte von den in den Bildern ebenfalls angegebenen Erwartungswerten für die Häufigkeiten sind möglich, da alle angegebenen Werte gerundet sind.

Folgende Verteilungen für die bedingte Wahrscheinlichkeit eines nicht beherrschten Störfalls werden im Fachband 2 ermittelt:

- großes Leck A: Erwartungswert  $1,7 \cdot 10^{-3}$   
(Median  $1,4 \cdot 10^{-3}$ , Unsicherheitsfaktor 3)
- mittleres Leck  $S_1$ : Erwartungswert  $2,3 \cdot 10^{-3}$   
(Median  $1,9 \cdot 10^{-3}$ , Unsicherheitsfaktor 3)
- kleines Leck  $S_2$ : Erwartungswert  $2,1 \cdot 10^{-2}$   
(Median  $1,5 \cdot 10^{-2}$ , Unsicherheitsfaktor 4)

Beim großen und mittleren Leck ist in den Verteilungen außer der Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen bei Anforderung die Ausfallwahrscheinlichkeit der LANGZEIT-NOTNACHKÜHLUNG enthalten. Aus diesen Verteilungen ergeben sich, mit den oben angeführten Verteilungen für die Häufigkeit der auslösenden Ereignisse, die Häufigkeitsverteilungen von nicht beherrschten Störfällen, d.h. von Kernschmelzunfällen.

#### 4.2.4 Systemfunktionen und Ereignisablaufanalyse für Lecks am Druckhalter

##### 4.2.4.1 Ursachen

Ursache für ein Leck am Druckhalter kann ein fehlerhaftes Öffnen eines Druckhalterventils sein. Ein solches Leck kann vor allem dadurch verursacht werden, daß nach einem bei Transienten angeforderten Öffnen von Druckhalterventilen ein solches Ventil fehlerhaft offen bleibt. Dabei ist zu beachten, daß jedes der Druck-

halterventile auf einen anderen Ansprechdruck eingestellt ist, die Druckhalter-Abblaseventile auf niedrigere Druckwerte als die Druckhalter-Sicherheitsventile. Der Anstieg des Kühlmitteldrucks wird bei den zu erwartenden Transienten im allgemeinen durch das Öffnen von ein oder zwei Druckhalter-Abblaseventilen begrenzt, bei einem Großteil von Transienten öffnet sogar nur ein Druckhalter-Abblaseventil. Das Öffnen eines Druckhalter-Sicherheitsventils wäre dann möglich, wenn das Öffnen beider Druckhalter-Abblaseventile versagen oder erst bei Drücken über dem Ansprechdruck des ersten Druckhalter-Sicherheitsventils stattfinden würde (z.B. infolge einer Fehlfunktion der Kühlmitteldruckregelung). Bei den sehr unwahrscheinlichen ATWS-Störfällen (zu erwartende Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung) würden in der Regel alle Druckhalterventile ansprechen.

Sinkt nach dem Öffnen der Druckhalterventile der Druck im Reaktorkühlkreislauf wieder ab, so sollen nach Unterschreiten der jeweiligen Ansprechdrücke die Druckhalterventile wieder schließen. Schließt ein Druckhalter-Abblaseventil nicht, so sind redundante Absperrmaßnahmen vorgesehen. Versagen auch diese, so ist - den Ventilquerschnitten entsprechend - ein "kleines Leck am Druckhalter" die Folge. Ein solcher Kühlmittelverluststörfall liegt auch vor, wenn ein Druckhalter-Sicherheitsventil nach Unterschreiten seines Ansprechdrucks nicht schließt. Redundante Absperrmaßnahmen sind bei den Sicherheitsventilen nicht vorhanden.

Ein Ansteigen des Kühlmitteldrucks auf den Ansprechdruck von Druckhalter-Sicherheitsventilen ist bei der Referenzanlage so unwahrscheinlich, daß auch ein Leck über ein fehlerhaft offen bleibendes Druckhalter-Sicherheitsventil erheblich unwahrscheinlicher als ein Leck über ein Druckhalter-Abblaseventil ist. In der Phase A der Risikostudie wird davon ausgegangen, daß auch ein Fehlöffnen von Druckhalter-Sicherheitsventilen (z.B. infolge eines Lecks in einer Steuerleitung oder infolge eines frühzeitigen Öffnens mit einem Ausfall des Schließens eines Ventils) mit sehr geringer mittlerer Häufigkeit bei Leistungsbetrieb eintritt und keinen dominanten Beitrag liefert.

#### 4.2.4.2 Systemfunktionen und Mindestanforderungen

Für kleine Lecks am Druckhalter wird in der vorliegenden Studie grundsätzlich von den gleichen Mindestanforderungen an die Systemfunktionen ausgegangen, wie für kleine Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung. Damit wird die Anzahl der für die einzelnen Systemfunktionen erforderlichen Teilsysteme, im Vergleich zu Lecks derselben Größe in einer Hauptkühlmittelleitung, möglicherweise überschätzt. Die Nachwärmeabfuhr wird hier nämlich durch günstigere thermodynamische Verhältnisse erleichtert. Berücksichtigt wird jedoch, daß die Nachwärmeabfuhr für eine begrenzte Zeit durch das Ausdampfen der Dampferzeuger und des Reaktorkühlkreislaufs aufrechterhalten werden kann, d.h., daß eine verzögerte Inbetriebnahme der HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE oder der NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE ausreicht.

Die HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE wird trotzdem als nicht verfügbar gewertet (Abschnitt 4.2.2.3). Zur Herstellung einer NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE stehen 2 bis 3 Stunden zur Verfügung, spätestens nach dieser Zeitspanne ist außerdem ein Abfahren der Anlage mit 100 °C/h erforderlich. Da während der 2 bis 3 Stunden ein Abfahren des Blocks A des Kernkraftwerkes möglich ist, darf danach auch das Notstandssystem eingesetzt werden. Mit dem Notstandssystem können zwei zusätzliche Einspeisungen in die Dampferzeuger zur Störfallbeherrschung herangezogen werden. Es sind dann 2 von 6 Einspeisungen in die Dampferzeuger erforderlich. Aufgrund der zum Abfahren zur Verfügung stehenden Zeitspanne reicht bei einem kleinen Leck am Druckhalter 1 von 2 Abblaseregelventilen aus.

#### 4.2.4.3 Thermohydraulische Untersuchungen

Die Zeitspanne von 2 bis 3 Stunden, bis zu der eine Speisewasserversorgung herzustellen und ein Abfahren einzuleiten ist, wurde abgeschätzt. Dazu wurde die Zeitspanne in 3 Abschnitte aufgeteilt. Die zu berücksichtigenden Randbedingungen und die durchgeführten Abschätzungen sind am Beispiel des Notstromfalls

(Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung) mit Ausfall der Schließfunktion eines Druckhalter-Abblaseventils im folgenden zusammengestellt:

- Die Zeitspanne, in der der Dampferzeuger ausdampft, der Druck bis zum Ansprechdruck des Abblaseventils ansteigt und dann bis zum Ansprechdruck der HOCHDRUCK-EINSPEISUNGEN abfällt, wird aus der Energie- und Massenbilanz für die Sekundärseite der Dampferzeuger sowie Aufheizrechnungen für den Reaktorkühlkreislauf ermittelt.
- Die Zeitspanne, in der 2 von 4 HD-Sicherheitseinspeisepumpen den Wasservorrat der Flutbehälter in den Reaktorkühlkreislauf fördern, ergibt sich aus der Energiebilanz. Dabei werden in der Bilanzgleichung entsprechend der sich ergebenden Druckabsenkung der austretende Enthalpiestrom, der aus der kritischen Massenstromdichte bei isentrop homogener Strömung berechnet wird, und der eintretende Enthalpiestrom, der sich aus der Pumpenkennlinie der HD-Sicherheitseinspeisepumpen ergibt, berücksichtigt.
- Die Zeitspanne, in der der Wasserspiegel die Kernoberkante erreicht, wird unter der Annahme, daß der Druck konstant bleibt, mit Hilfe der Massenbilanz abgeschätzt.

Dynamikuntersuchungen, die für den Notstromfall mit Ausfall der Schließfunktion des 1. Druckhalter-Abblaseventils erfolgten, führten zu dem gleichen Resultat. Als Beispiel sind in den Bildern Fl, 4-30 bis -32 die Ergebnisse unter der Annahme dargestellt, daß eine Speisewasserversorgung 2 Stunden nach Störfalleintritt hergestellt werden kann und zu diesem Zeitpunkt auch mit dem Abfahren begonnen wird.

Aufgrund der durchgeführten Abschätzungen und Untersuchungen kann eine Zeitspanne von 2 Stunden, bis zu der eine Speisewasserversorgung herzustellen und ein Abfahren einzuleiten ist, für eine Transiente mit Offenbleiben eines beliebigen Druckhalterventils verwendet werden.

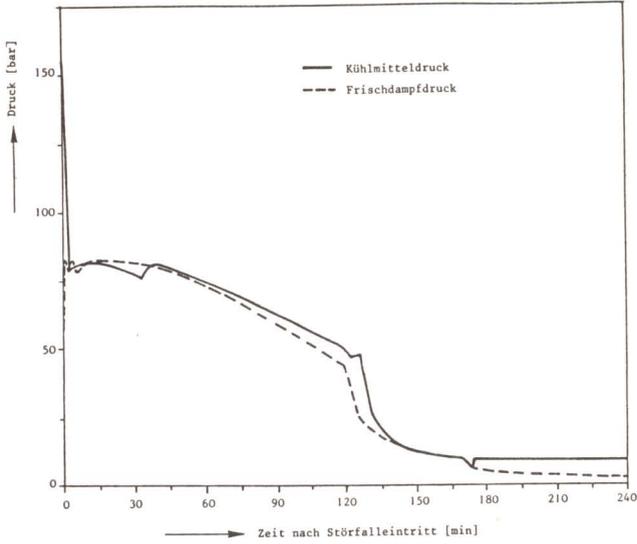


Bild Fl, 4-30:

Leck über das 1. Druckhalter-Abblaseventil beim Notstromfall, Speisewasserversorgung ab 2 Stunden nach Störfalleintritt; Kühlmitteldruck und Frischdampfdruck

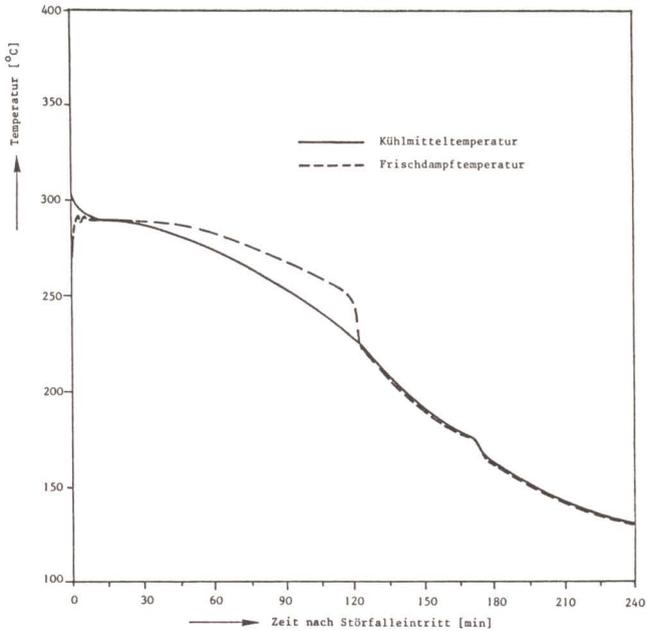


Bild Fl, 4-31:

Leck über das 1. Druckhalter-Abblaseventil beim Notstromfall, Speisewasserversorgung ab 2 Stunden nach Störfalleintritt; Mittlere Kühlmitteltemperatur und Mittlere Frischdampftemperatur

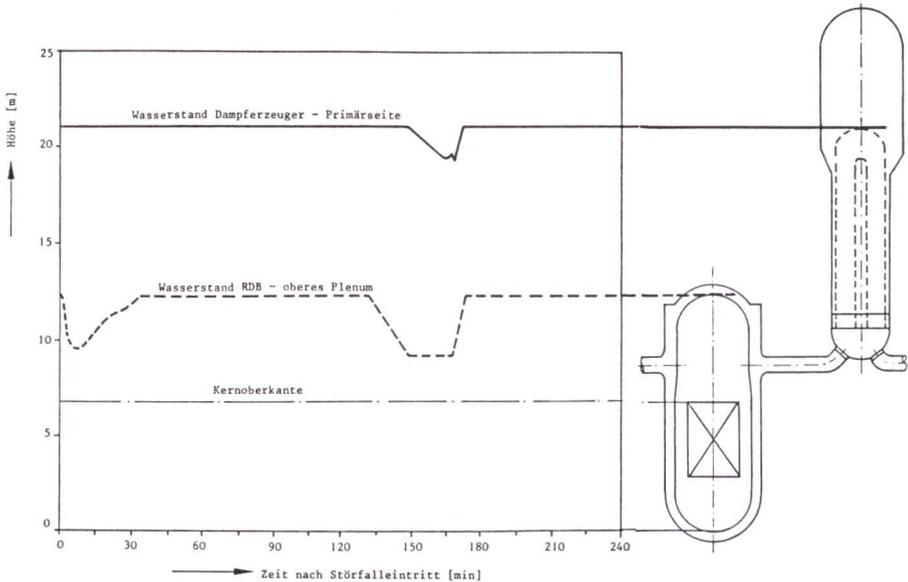


Bild F1, 4-32:

Leck über das 1. Druckhalter-Abblaseventil beim Notstromfall, Speisewasserversorgung ab 2 Stunden nach Störfalleintritt; Wasserspiegel im Reaktorkühlkreislauf ohne Berücksichtigung von Dampfblasen

#### 4.2.4.4 Ereignisablaufanalyse und Ergebnisse

Das Ereignisablaufdiagramm für ein kleines Leck am Druckhalter ist identisch mit dem für ein kleines Leck in einer Hauptkühlmitteleitung. Die Zeitspannen bis zum erforderlichen Abfahrbeginn mit 100 °C/h unterscheiden sich hingegen. Beim kleinen Leck in der Hauptkühlmitteleitung stehen dafür 60 Minuten zur Verfügung. Beim kleinen Leck am Druckhalter sind das 2 bis 3 Stunden; ab diesem Zeitpunkt muß dann auch Speisewasser zur Verfügung stehen.

Die Eintrittshäufigkeit für solche Kühlmittelverluststörfälle, die in erster Linie aus Transienten hervorgehen können, wird im Abschnitt 4.3.3 behandelt. Dort sind auch die Ergebnisse zusammengestellt.

#### 4.2.5 Leck über eine Anschlußleitung des Reaktorkühlkreislaufs

##### 4.2.5.1 Ursachen

Der Reaktorkühlkreislauf ist über Anschlußleitungen mit verschiedenen Systemen verbunden, die für Leistungsbetrieb, zum An- und Abfahren und bei Störfällen erforderlich sind. Dazu gehören vor allem das Not- und Nachkühlsystem und das Volumenregelsystem. Wichtige Komponenten dieser Systeme sind außerhalb des Sicherheitsbehälters angeordnet.

Zwar sind die Anschlußleitungen an den Reaktorkühlkreislauf mit mindestens zwei hintereinandergeschalteten Absperrarmaturen versehen, bei einem Kühlmittelverlust könnte aber Hauptkühlmittel außerhalb des Sicherheitsbehälters austreten und sich deshalb nicht im Gebäudesumpf sammeln. Das Wasser stünde damit für die Notkühlung nicht mehr zur Verfügung. Außerdem ist zu berücksichtigen, daß bei einem Kühlmittelverlust in den Ringraum die dort angeordneten Komponenten zur Not- und Nachkühlung in Mitleidenschaft gezogen werden können.

Im folgenden sollen die möglichen Ursachen für ein solches Leck aufgeführt und bewertet werden (vgl. Fachband 2):

- Rohrleitungsbrüche von Anschlußleitungen, die in den Ringraum führen, aber außer Betrieb (z.B. Entwässerungsleitungen) und innerhalb des Sicherheitsbehälters doppelt abgesperrt sind, brauchen gegenüber den nachfolgend besprochenen Leitungen nicht berücksichtigt zu werden.
- Rohrleitungsbrüche des Volumenregelsystems im Bereich des Ringraumes können nur unter sehr unwahrscheinlichen Bedingungen zu einem Leerlaufen des Reaktorkühlkreislaufes und zu einem daraus resultierenden Kernschmelzunfall führen, da im allgemeinen drei Absperrarmaturen vorhanden sind.
- Ein Verlust von Hauptkühlmittel über das Volumenregelsystem wäre auch durch eine Fehlfunktion der Druckhalter-Wasser-

standsregelung denkbar, so daß das Kühlmittelinventar im Kühlkreislauf verringert wird. Der Druckhalter-Wasserstand wird jedoch von der Kraftwerkswarte aus überwacht. Ein weitergehendes Absinken wird automatisch verhindert. Von solchen Störungen ist daher kein Risikobeitrag zu erwarten.

- Bei einem Kühlmittelverlust über das Not- und Nachkühlssystem, mit einem Kühlmittelverlust in den Ringraum, ist zwischen Leistungsbetrieb und Nachkühlbetrieb zu unterscheiden. Bei Leistungsbetrieb müßten jeweils zwei hinereinandergeschaltete Armaturen, die sich normalerweise in geschlossener Stellung befinden, versagen. Während des weniger häufigen Nachkühlbetriebs ist ein solcher Kühlmittelverlust nur aufgrund eines Rohrleitungsbruchs im Ringraum möglich, wobei dann die Betätigung von zwei Absperrarmaturen ausfallen müßte. Ein daraus folgender Kernschmelzunfall ist damit ebenfalls sehr unwahrscheinlich.

#### 4.2.5.2 Ergebnisse

Es wurde vorstehend darauf hingewiesen, daß ein Leck über eine Anschlußleitung aufgrund eines Rohrleitungsbruchs im Ringraum und eines Versagens der Absperrmaßnahmen eine sehr geringe Eintrittshäufigkeit hat. Für die Phase A der Risikostudie wird davon ausgegangen, daß auch der Risikobeitrag gering ist. Diese Rohrleitungsbrüche werden, wie auch andere Rohrleitungsbrüche außerhalb des Reaktorkühlkreislaufs, in der Phase B der Risikostudie detailliert untersucht.

Es bleibt damit das Leck über eine Anschlußleitung des Not- und Nachkühlsystems zu untersuchen, das bei Leistungsbetrieb aufgrund des Ausfalls von jeweils zwei hintereinandergeschalteten Absperrarmaturen eintreten könnte (auslösendes Ereignis V). Für den Erwartungswert der Eintrittshäufigkeit eines solchen Lecks ergibt sich eine obere Grenze von  $3 \cdot 10^{-8}/a$  (Median  $4 \cdot 10^{-9}/a$ , Unsicherheitsfaktor 25).

### 4.3 Transienten

#### 4.3.1 A u s l ö s e n d e E r e i g n i s s e

Störungen, die ohne Kühlmittelverlust ein Ungleichgewicht zwischen Wärmeerzeugung und Wärmeabfuhr verursachen, werden als Transienten bezeichnet.

Die überwiegende Anzahl der Transienten wird durch Betriebssysteme abgefangen. In den wenigen Fällen, in denen die Betriebssysteme nicht ausreichen oder versagen, ist das Eingreifen der Sicherheitssysteme erforderlich. Von Transientenstörfällen spricht man nur bei solchen Ereignisabläufen, bei denen der Betrieb der Anlage aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden kann<sup>1)</sup>. Transientenstörfälle liegen im allgemeinen erst dann vor, wenn angeforderte Sicherheitssysteme ihre Funktionen nicht auslegungsgemäß erfüllen.

Bei Transienten bzw. Transientenstörfällen, die auslegungsgemäß mit den Betriebs- und Sicherheitssystemen beherrscht werden, findet keine nennenswerte Freisetzung von Spaltprodukten statt. Für die Risikoermittlung sind daher solche Transienten zu untersuchen, bei denen der Ausfall von Sicherheitssystemen zum Kernschmelzen führen kann.

Es gibt zahlreiche Ursachen für Transienten. Diese auslösenden Ereignisse und ihre Auswirkungen lassen sich nicht alle einzeln behandeln. Um die das Risiko bestimmenden auslösenden Ereignisse möglichst vollständig zu erfassen, wird hier folgendermaßen vorgegangen: In einem ersten Schritt wird festgestellt, welche grundsätzlichen Möglichkeiten zu einem Ungleichgewicht zwischen Wärmeerzeugung und Wärmeabfuhr führen können. Diese sind:

- Änderung der Leistungserzeugung,
- Änderung der Leistungsabfuhr (Speisewasserzufuhr oder Dampfentnahme),
- Änderung der Kühlmittelumwälzung,
- Änderung des Kühlmitteldrucks.

---

<sup>1)</sup> Zur genauen Abgrenzung des Begriffs Störfall siehe Hauptband, Abschnitt 3.3.2.1.

Die angeführten Änderungen haben alle eine Änderung der Kühlmitteltemperatur zur Folge. Eine Änderung der Kühlmitteltemperatur als Ursache braucht nicht berücksichtigt zu werden: Aufgrund des Aufbaus der Regeleinrichtungen (siehe Hauptband) wird die Kühlmitteltemperatur nämlich über die Leistungserzeugung geregelt. Eine Änderung der Kühlmittelmenge (durch Fehlfunktion der Druckhalter-Wasserstandsregelung) ist als Kühlmittelverluststörfall zu betrachten und wird im Abschnitt 4.2.5 diskutiert.

Die aufgeführten vier Möglichkeiten für eine Änderung werden in einem nächsten Schritt weiter differenziert. Das Verfahren wird so lange fortgeführt, bis die wichtigen auslösenden Ereignisse gefunden sind. Bild F1, 4-33 zeigt die ersten Schritte dieser Untersuchung.

Bei der Ermittlung der wichtigen auslösenden Ereignisse ergibt sich dadurch eine Vereinfachung, daß auslösende Ereignisse vernachlässigt werden können, die im Vergleich zu anderen Ereignissen in ihrer Auswirkung geringer sind und in ihrer Eintrittshäufigkeit nicht ins Gewicht fallen.

Die auslösenden Ereignisse werden analog WASH-1400 bezüglich ihrer Eintrittshäufigkeit in zwei Gruppen unterteilt:

- zu erwartende Ereignisse ("likely events"), deren Eintrittshäufigkeit zwischen etwa  $10^{-2}/a$  und  $10/a$ , im allgemeinen aber über  $10^{-1}/a$  liegt;
- seltene Ereignisse ("unlikely events") mit einer Eintrittshäufigkeit  $<10^{-2}/a$ , wobei die Eintrittshäufigkeit meist wesentlich geringer ist.

Entsprechend den auslösenden Ereignissen wird zwischen "zu erwartenden Transienten" ("likely transients" oder "anticipated transients") und "seltenen Transienten" ("unlikely transients" oder "unanticipated transients") unterschieden.

Für die "zu erwartenden Ereignisse" können die Eintrittshäufigkeiten oft mit Hilfe der Betriebserfahrungen aus deutschen Kernkraftwerken abgeschätzt werden. Ist dies nicht möglich, so werden die Eintrittshäufigkeiten mit Hilfe der Fehlerbaumanalyse ermittelt.

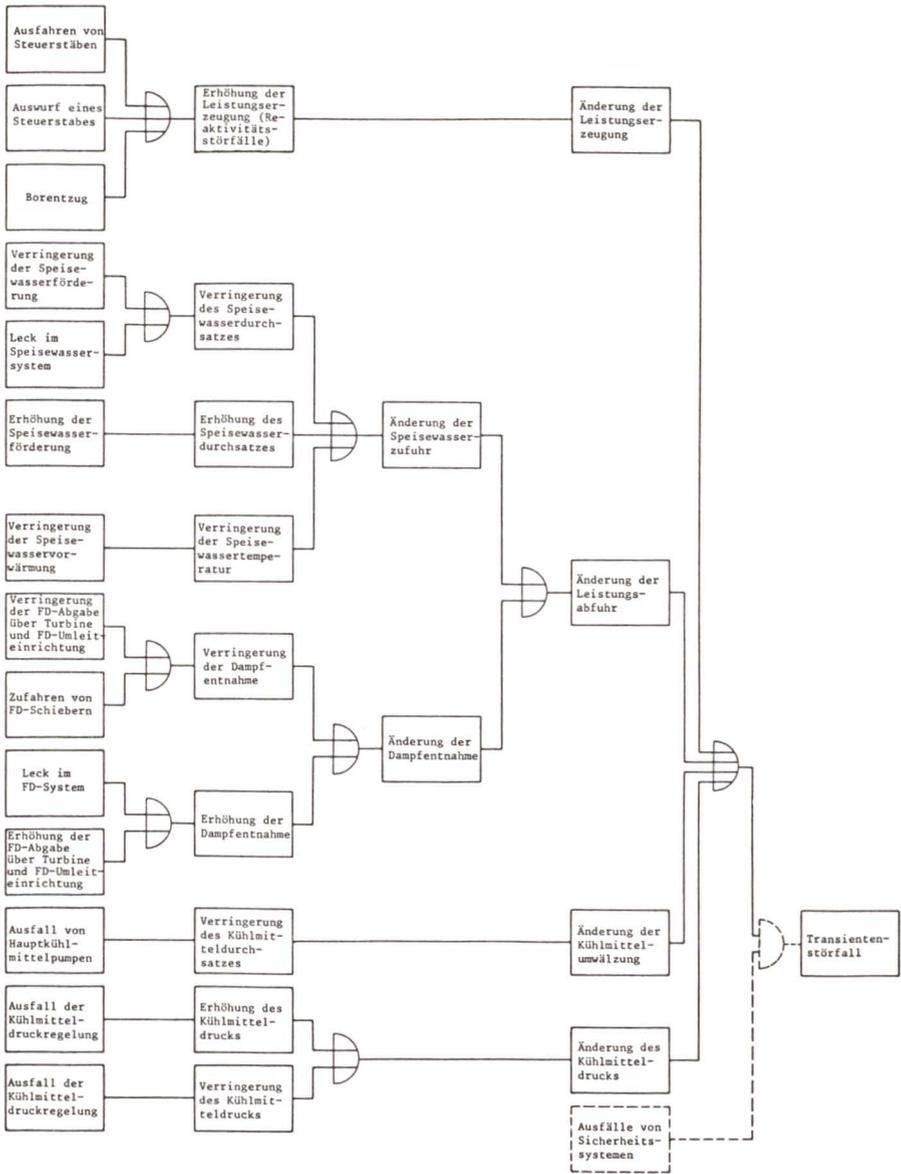


Bild F1, 4-33:

Ursachen von Transientenstörfällen

Für die Summe der Eintrittshäufigkeiten aller auslösenden Ereignisse von Transienten, die bei Leistungsbetrieb das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern, läßt sich aus den Betriebserfahrungen ein Wert abschätzen. Erreicht im Verlauf einer Transiente eine Prozeßgröße einen vorgegebenen Grenzwert, so wird die Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Die Grenzwerte sind so eingestellt, daß eine Überbeanspruchung des Reaktorkerns verhindert wird. Reaktorschnellabschaltungen werden damit häufiger ausgelöst als notwendig wäre, um Schäden am Reaktorkern zu vermeiden. Außerdem sind die zur Reaktorschnellabschaltung benötigten Systeme in "fail safe"-Technik aufgebaut, so daß Ausfälle in diesen Systemen zu einer Fehlauflösung der Reaktorschnellabschaltung führen können. Die Häufigkeit der bei Leistungsbetrieb angeforderten Reaktorschnellabschaltungen in Kernkraftwerken liefert also einen oberen Grenzwert für die Summe der Eintrittshäufigkeiten aller zu untersuchenden auslösenden Ereignisse. Aufgrund der Betriebserfahrungen in deutschen Druckwasserreaktoranlagen ergibt sich ein Wert von etwa 5 Reaktorschnellabschaltungen pro Jahr und Anlage.

"Seltene Ereignisse" haben eine so geringe Eintrittshäufigkeit, daß sie während der Betriebszeit einer Anlage nicht zu erwarten sind. Zu diesen seltenen Ereignissen zählen z.B. der Speisewasserleitungsbruch, der Frischdampfleitungsbruch oder der Auswurf eines Steuerstabes durch Abriß eines Stützens am Reaktordruckbehälterdeckel.

Wie in WASH-1400 wird davon ausgegangen, daß der Risikobeitrag der seltenen Transienten klein ist im Vergleich zu dem Beitrag der zu erwartenden Transienten. Seltene Transienten sollen daher erst in der Phase B der Risikostudie untersucht werden. Eine besondere Stellung nimmt dabei der Frischdampfleitungsbruch vor den Frischdampfschiebern ein. Häufigkeit und Auswirkung eines derartigen Bruches sind daher vordringlich in der Phase B zu analysieren.

Auch **ÄNDERUNGEN IN DER LEISTUNGSERZEUGUNG**, die bei Leistungsbetrieb das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern (Bild Fl, 4-33), sind als seltene Ereignisse anzusehen. Um störungsbedingte Leistungserhöhungen schon vor dem Ansprechen des Reaktor-

schutzsystems durch Regelungsmaßnahmen abzufangen, sind in der Referenzanlage nämlich zusätzliche Begrenzungseinrichtungen vorhanden. Diese Begrenzungen wirken insbesondere auf das Verfahren der Steuerstäbe, sie können auch einen Steuerstab-Einwurf auslösen. "Reaktivitätsstörfälle" werden daher im Rahmen der vorliegenden Studie nicht weiter analysiert.

Von den zu erwartenden Transienten mit einer ÄNDERUNG DER LEISTUNGSABFUHR sind die zu untersuchen, bei denen eine maximale Verringerung der Speisewasserzufuhr oder eine maximale Verringerung der Dampfantnahme gegeben ist. Einen Risikobeitrag werden solche Transienten nämlich nur dann liefern, wenn mit dem auslösenden Ereignis bereits Betriebssysteme zur Leistungsabfuhr so ausgefallen sind, daß Sicherungssysteme angefordert werden. Daher ist als auslösendes Ereignis die maximale Verringerung der Speisewasserzufuhr, das ist der "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung", von besonderem Interesse. Die zu erwartende Eintrittshäufigkeit liegt nach der deutschen Betriebserfahrung bei 0,8/a. Die maximale Verringerung der Frischdampfabgabe liegt beim "Ausfall der Hauptwärmesenke", d.h. bei "Turbinenschnellabschaltung ohne Öffnen der Frischdampf-Umleiteinrichtung", vor. Für diese Transiente wurde eine Eintrittshäufigkeit von etwa 0,3/a abgeschätzt (Abschnitt 4.3.3.4).

Von den beiden Transienten muß der "Notstromfall" unterschieden werden, der zwar nur mit einer Eintrittshäufigkeit von 0,1/a zu erwarten ist, bei dem aber gleichzeitig ein Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung und ein Ausfall der Hauptwärmesenke gegeben ist. Der Notstromfall ist außerdem die mit der größten Häufigkeit zu erwartende und am ungünstigsten verlaufende Transiente mit einem AUSFALL DER KÜHLMITTELUMWÄLZUNG. Ferner ist die Nichtverfügbarkeit eines Teils der zur Beherrschung des Notstromfalls angeforderten Systemfunktionen größer als bei den anderen Transienten, weil zur Energieversorgung nur das Notstromsystem zur Verfügung steht. Deshalb ist der Notstromfall eingehend zu untersuchen.

ÄNDERUNGEN DES KÜHLMITTELDRUCKS können durch eine Fehlfunktion der Kühlmitteldruckregelung ausgelöst werden. Dadurch kann es zum Ansprechen von Druckhalterventilen kommen.

Bei allen zu erwartenden Transienten, die bei Leistungsbetrieb das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern, wird als erstes die Reaktorschnellabschaltung angefordert. Würde sie ausfallen, so wären "ATWS-Störfälle" die Folge, die die höchsten Anforderungen an das Öffnen und an das Schließen der Druckhalterventile stellen. Das Öffnen und das Schließen der Druckhalterventile wären außerdem bei den genannten Transienten "Notstromfall" und "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" notwendig, falls auch die Notspeisewasserversorgung versagen würde. Da dies in den Ereignisablaufanalysen für diese Transienten mit behandelt wird (Abschnitt 4.3.3.3), ist eine gesonderte Untersuchung nicht erforderlich.

Das Schließen von Druckhalterventilen ist ferner bei den zu erwartenden Transienten notwendig, bei denen Druckhalterventile öffnen. Da meistens eines und manchmal zwei der Ventile gleichzeitig öffnen, sind die Mindestanforderungen an das Schließen zwar geringer, das Öffnen eines Druckhalterventils ist jedoch mit einer Häufigkeit von etwa 0,5/a zu erwarten. Versagt das Schließen eines der Druckhalterventile und versagen auch die redundanten Absperrmaßnahmen, so ist ein "kleines Leck am Druckhalter" die Folge.

#### 4.3.2 M a ß n a h m e n z u r B e h e r r s c h u n g v o n T r a n s i e n t e n

Um bei Transienten, die das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern, eine Überhitzung des Reaktorkerns zu vermeiden, müssen folgende Maßnahmen ergriffen werden:

- Herstellung und langfristige Sicherstellung der Unterkritikalität des Reaktorkerns,
- Druckbegrenzung des Reaktorkühlkreislaufs,
- Sicherstellung eines ausreichenden Kühlmittelinventars im Reaktorkühlkreislauf,
- Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf.

Diese Maßnahmen werden mit Hilfe des Reaktorschnellabschaltsystems, des Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystems, des

Reaktorkühlkreislaufs mit seinem Druckhaltesystem, des Speisewasser-Dampf-Kreislaufs und gegebenenfalls des Not- und Nachkühlsystems durchgeführt. Die aufgeführten Systeme haben unterschiedliche Funktionen zu erfüllen, die als Systemfunktionen bezeichnet werden. Diese Systemfunktionen werden im folgenden anhand der Referenzanlage erläutert.

#### 4.3.2.1 Unterkritikalität des Reaktorkerns

Die Unterkritikalität wird durch die REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG hergestellt. Dadurch wird ein weiterer Spaltprozeß im Reaktorkern unterbunden und die Anlage in den Zustand "unterkritisch, heiß" überführt.

Versagt die REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG, so wird die Reaktorleistung aufgrund der negativen Moderatorrückwirkung im allgemeinen stark reduziert.

Soll die Anlage abgekühlt, d.h. aus dem Zustand "unterkritisch, heiß" in den Zustand "unkritisch, kalt" übergeführt werden (Abfahren), so ist zur Sicherstellung der Unterkritikalität zusätzlich eine VOLUMENREGELUNG MIT BOREINSPEISUNG erforderlich (Abschnitt 4.3.2.3).

#### 4.3.2.2 Druckbegrenzung des Reaktorkühlkreislaufs

Der Druck im Reaktorkühlkreislauf wird in erster Linie durch die Wärmeabfuhr über den Speisewasser-Dampf-Kreislauf begrenzt (Abschnitt 4.3.2.4). Zusätzlich sind Druckhalterventile vorhanden, die beim Überschreiten ihrer Ansprechdrücke öffnen. Im einzelnen sind dies zwei Druckhalter-Abblaseventile und zwei Druckhalter-Sicherheitsventile. Die Ansprechdrücke dieser Ventile sind gestaffelt:

1. Abblaseventil .....161 bar absolut
2. Abblaseventil .....163 bar absolut
1. Sicherheitsventil .....166 bar absolut
2. Sicherheitsventil .....173 bar absolut

Diese Druckhalterventile bilden somit ein System zur "Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs".

Falls ein ÖFFNEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS bei Anforderung versagt, findet im allgemeinen ein weiterer Druckanstieg im Reaktorkühlkreislauf statt. Erfolgt ein beträchtlicher Druckanstieg über den Auslegungsdruck des Reaktorkühlkreislaufs, so ist ein Überdruckversagen des Reaktorkühlkreislaufs möglich. Es wird davon ausgegangen, daß ein Überdruckversagen im Bereich des 1,5fachen Auslegungsdrucks stattfindet. Nach ersten durchgeführten Abschätzungen würde es aber zu einer elastischen Dehnung der Deckelschrauben des Reaktordruckbehälters kommen, so daß durch das ausströmende Kühlmittel der Kühlmitteldruck begrenzt wird. Pessimistisch wird jedoch wie in WASH-1400 angenommen, daß ein Überdruckversagen nicht beherrscht wird, d.h. ein Kernschmelzen zur Folge hat.

#### 4.3.2.3 Kühlmittelinventar im Reaktorkühlkreislauf

Ein ausreichendes Kühlmittelinventar im Reaktorkühlkreislauf ist zur Kühlung der Brennelemente und zur Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf erforderlich.

Versagt nach einem ÖFFNEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS das SCHLIESSEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS, so tritt ein Kühlmittelverlust über die entsprechenden Druckhalterventile ein. Der Störfall ist im weiteren als ein Kühlmittelverluststörfall zu behandeln. Entsprechend den Ventilquerschnitten liegt dann ein kleines Leck vor (Abschnitt 4.2.3.1). Erfolgt hingegen nur ein kurzzeitiges Ansprechen der Druckentlastung oder wird diese Druckentlastung nicht angefordert, so ist eine ausreichende Kühlmittelmenge vorhanden, um die Anlage über mindestens 10 Stunden im Zustand "unterkritisch, heiß" zu halten.

Soll die Anlage aus dem Zustand "unterkritisch, heiß" in den Zustand "unterkritisch, kalt" übergeführt werden (Abfahren), so sind Kühlmitteldruck und -temperatur im Reaktorkühlkreislauf ab-

zusenken, die Volumenkontraktion des Kühlmittels auszugleichen und die Borkonzentration für eine ausreichende Abschaltreaktivität zu erhöhen. Dazu wird über den Speisewasser-Dampf-Kreislauf die Frischdampf Temperatur und der Frischdampfdruck abgesenkt (Abschnitt 4.2.2.3). Zum Ausgleich der Volumenkontraktion des Kühlmittels und zur Erhöhung der Borkonzentration dient die VOLUMENREGELUNG MIT BOREINSPEISUNG, worunter die Funktionen des Volumenregelsystems und des Chemikalieneinspeisesystems verstanden werden.

Die VOLUMENREGELUNG MIT BOREINSPEISUNG kann auch zur Ergänzung von Kühlmittel notwendig werden, wenn die Anlage über einen längeren Zeitbereich als über 10 Stunden nicht abgefahren werden soll. Bei einem Ausfall dieser Systemfunktion stehen dann als redundante Funktion noch die HOCHDRUCK-EINSPEISUNGEN von borierstem Wasser durch das Not- und Nachkühlsystem zur Verfügung.

Findet ein Kühlmittelverlust über die Druckhalterventile statt, so ist zur Sicherstellung einer ausreichenden Kühlmittelmenge eine "Notkühlung" mit Hilfe des Not- und Nachkühlsystems und ein Abschluß der Durchführung durch den Sicherheitsbehälter ("Gebäudeabschluß") erforderlich. Durch das im Rahmen der "Notkühlung" in den Reaktorkühlkreislauf eingespeiste borierte Wasser wird außerdem für eine Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf gesorgt. Darauf wird hier nicht näher eingegangen; siehe dazu Abschnitt 4.2.2.2 und 4.2.2.3.

#### 4.3.2.4 Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf

Im heißen Zustand der Anlage und beim Abfahren erfolgt die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf über den Speisewasser-Dampf-Kreislauf. Dabei kann zwischen den Systemfunktionen

- Hauptspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe,
- Notspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe,
- Verzögerte Speisewasserversorgung und Frischdampfabgabe,
- Langzeit-Speisewasserversorgung und Frischdampfabgabe

unterschieden werden.

Die HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE ist im Leistungsbetrieb erforderlich. Darunter wird die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger bei funktionierenden Einspeisungen über die Hauptspeisewasser-Pumpen verstanden. Bei Vollastbetrieb saugen 2 von 3 Hauptspeisewasser-Pumpen aus dem Speisewasserbehälter an und speisen über vier Hauptspeisewasserleitungen in die Dampferzeuger ein. In den Speisewasserbehälter wird mittels des Hauptkondensatsystems aus dem Turbinenkondensator und ggf. mittels des Deionatsystems aus den Deionatbehältern nachgespeist.

Da mit einer REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG auch eine Turbinenschnellabschaltung erfolgt, kann der Frischdampf aus den Dampferzeugern nicht an die Turbine abgegeben werden. Bei Öffnen der Frischdampf-Umleiteinrichtung wird der Frischdampf direkt in den Turbinenkondensator abgeführt. Öffnet die Frischdampf-Umleiteinrichtung nicht (Ausfall der Hauptwärmesenke), so werden die Frischdampf-Sicherheitsventile oder die Abblaseregelventile angefordert. Dadurch wird die aus dem Reaktorkühlkreislauf abgeführte Wärme durch Abblasen über Dach abgegeben.

Mit Hilfe einer geregelten Frischdampfabgabe über die Frischdampf-Umleiteinrichtung oder über die Abblaseregelventile ist ein Abfahren der Anlage, das heißt ein Absenken der Kühlmitteltemperatur durch ein geregeltes Absenken der Frischdampf-temperatur möglich. Dieses Abfahren geschieht laut Betriebshandbuch normalerweise mit einem Gradienten von etwa 50 °C/h. Ein Abfahren der Anlage ist aber zunächst nicht erforderlich. Langfristig muß entweder abgefahren werden oder es muß für eine Speisewasserversorgung über den Bereich von 10 Stunden hinaus gesorgt werden.

Steht die HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE nicht zur Verfügung, so wird auf die NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE zurückgegriffen. Die vier Notspeisewasser-Pumpen saugen aus dem Speisewasserbehälter oder direkt aus den Deionatbehältern an und fördern in je einen Dampferzeuger. Außerdem ist eine Versorgung mit Notspeisewasser über das Notstandssystem möglich. Dazu können zwei Pumpen herangezogen werden, die in zwei Dampferzeuger fördern. Für die Frischdampf- abgabe gilt das oben Gesagte.

Von der Systemfunktion der NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE wird eine VERZÖGERTE SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE unterschieden. Eine solche liegt vor, wenn nach Eintritt des auslösenden Ereignisses zunächst keine Speisewasserversorgung der Dampferzeuger erfolgt, es aber nach sekundärseitigem Ausdampfen der Dampferzeuger rechtzeitig gelingt, die Dampferzeuger mit Speisewasser von Block A über das Notstandssystem zu versorgen, so daß eine Überhitzung des Reaktorkerns verhindert wird. In der Zwischenzeit steigt der Druck im Reaktorkühlkreislauf an, so daß ein ÖFFNEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS erforderlich ist (Abschnitt 4.3.2.2)<sup>1)</sup>.

Werden nach Eintritt des auslösenden Ereignisses die Dampferzeuger sekundärseitig versorgt, funktioniert also die NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE, so können bezüglich der Frischdampfabgabe zwei Fälle vorliegen:

- Die Frischdampfabgabe erfolgt über die Hauptwärmesenke;
- die Frischdampfabgabe erfolgt wegen des Ausfalls der Hauptwärmesenke über die Frischdampf-Sicherheitsventile oder über die Abblaseregelventile.

Im zweiten Fall wird Deionat über Dach abgeblasen. Erfolgt die Notspeisewasserversorgung mit Hilfe des Notspeisewassersystems, so muß langfristig (nach mehreren Stunden) entweder aus den Deionatbehältern in den Speisewasserbehälter nachgespeist werden oder die Notspeisewasser-Pumpen müssen auf direktes Ansaugen aus den Deionatbehältern umgeschaltet werden. Gelingt beides nicht, so muß das Notstandssystem in Betrieb genommen werden. In diesen

---

<sup>1)</sup> Anders als bei Kühlmittelverluststörfällen kommt es als Folge von Transienten zu keiner Absenkung des Kühlmitteldrucks und daher, nach einem sekundärseitigen Ausdampfen der Dampferzeuger, zu einem Öffnen von Druckhalterventilen. Bei Transienten ist folglich eine Unterscheidung zwischen

- NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE und
  - VERZÖGERTER SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE,
- wegen der Anforderungen der Systemfunktionen
- ÖFFNEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS und
  - SCHLIESSEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS
- durchzuführen.

Fällen wird von einer LANGZEIT-SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE gesprochen<sup>1)</sup>).

Findet keine Nachspeisung von Deionat in den Speisewasserbehälter statt, mißlingt die Umschaltung der Notspeisewasser-Pumpen auf direkte Deionatversorgung und versagt auch die Versorgung über das Notstandssystem, so dampfen mehrere Stunden nach Störfalleintritt die Dampferzeuger sekundärseitig aus. Danach heizt sich der Reaktorkühlkreislauf bis zum ÖFFNEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS auf und dampft dann langsam aus. Schließlich werden solche Zustände im Reaktorkühlkreislauf erreicht, daß eine Überhitzung des Reaktorkerns nicht mehr verhindert werden kann.

Wird die Anlage in den Zustand "unterkritisch, kalt" abgefahren und sind die Kühlmitteltemperaturen sowie der Druck im Reaktorkühlkreislauf ausreichend abgesenkt, so kann das Not- und Nachkühlsystem zugeschaltet werden, und zwar in der Betriebsart NACHKÜHLUNG. Das Not- und Nachkühlsystem übernimmt dann die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf.

#### 4.3.3 Systemfunktionen und Ereignisablaufanalyse für zu erwartende Transienten mit Reaktorschnellabschaltung

##### 4.3.3.1 Systemfunktionen und Mindestanforderungen

In den vorangegangenen Abschnitten wurden die Systemfunktionen, die zur Beherrschung von Transienten vorhanden sind, erläutert.

---

<sup>1)</sup> Bei einem "kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung" ist ein Abfahren der Anlage innerhalb der ersten Stunde nach Störfalleintritt mit 100 °C/h notwendig. Bei einem "kleinen Leck am Druckhalter" wird bei funktionierendem Notspeisewassersystem ebenfalls ein frühzeitiges sekundärseitiges Abfahren erfolgen. Ist die Hauptwärmesenke ausgefallen, so ist bei Kühlmittelverluststörfällen der Wasservorrat im Speisewasserbehälter viel früher verbraucht als bei den Transienten, bei denen ein Abfahren zwar nach Betriebshandbuch mit etwa 50 °C/h erfolgen soll, aber zur Beherrschung nicht erforderlich ist. Für Kühlmittelverluststörfälle wird daher eine LANGZEIT-SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE nicht gesondert betrachtet, sondern in die NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE mit einbezogen. Ein verzögerter Ausfall wird damit pessimistisch wie ein frühzeitiger Ausfall der Speisewasserversorgung behandelt.

Demnach sind die im folgenden aufgeführten Systemfunktionen zur Beherrschung von zu erwartenden Transienten insgesamt zu unterscheiden. Diese Systemfunktionen werden der Einfachheit halber mit einem Buchstaben abgekürzt.

- Reaktorschnellabschaltung K

Durch die REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG werden die Steuerstäbe, die normalerweise mit Hilfe von Klinkensystemen im Kern auf- und abbewegt werden, ausgeklinkt. Um die Kettenreaktion zu unterbrechen, braucht nur ein Teil der 61 Steuerstäbe einzufallen.

- Hauptspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe I

Darunter wird die Wärmeabfuhr über die Sekundärseite der Dampferzeuger mit Hilfe des Hauptspeisewassersystems verstanden. Die Frischdampfabgabe geschieht normalerweise mit der Turbine bzw. mit der Frischdampf-Umleiteinrichtung an den Turbinenkondensator. Bei Ausfall dieser Hauptwärmesenke findet die Frischdampfabgabe mit der Frischdampf-Abblaseeinrichtung (Frischdampf-Sicherheitsventile, Abblaseregelventile) über Dach statt.

Über die Frischdampfabgabe wird die Frischdampf-temperatur normalerweise mit einem Gradienten von etwa 50 °C/h abgesenkt. Ein solches Abfahren ist jedoch nicht erforderlich. Wird kein Abfahren eingeleitet, so bleibt die Anlage im heißen Zustand.

- Notspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe J

Ist die HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE nicht verfügbar, so wird versucht, eine Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger mit Hilfe der Notspeisewasserversorgung herzustellen, bevor die Dampferzeuger sekundärseitig ausgedampft sind. Dazu stehen grundsätzlich das Notspeisewassersystem und das Notstandssystem bereit. Erfolgt kein Abfahren der Anlage, sondern wird sie im Zustand "unterkritisch, heiß" gehalten, so darf das Notstandssystem sofort eingesetzt werden.

Für die Frischdampfabgabe gilt das oben Gesagte.

- Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs L

Bei einigen zu erwartenden Transienten mit REAKTORSCHNELLAB-SCHALTUNG steigt, auch bei erfolgreichen Systemfunktionen I oder J, der Druck im Reaktorkühlkreislauf so weit an, daß einzelne der in ihrem Ansprechdruck gestaffelten Druckhalterventile öffnen. Ein solches Öffnen ergibt sich aus dem dynamischen Verhalten der Anlage. Das Öffnen ist nicht notwendig, um ein Überdruckversagen des Reaktorkühlkreislaufs zu verhindern.

Versagen die Systemfunktionen I und J, so werden die beiden Druckhalter-Abblaseventile ansprechen. Das Öffnen mindestens eines Ventils der vier Druckhalterventile ist dann erforderlich, um ein Überdruckversagen des Reaktorkühlkreislaufs zu verhindern.

- Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs M

Diese Systemfunktion wird angefordert, wenn zuvor eines oder mehrere Druckhalterventile geöffnet haben. Versagt die Systemfunktion, so ist ein Kühlmittelverluststörfall "kleines Leck am Druckhalter" die Folge.

- Verzögerte Speisewasserversorgung und Frischdampfabgabe Q

Diese Systemfunktion ist innerhalb einer bestimmten Zeitspanne erforderlich, wenn die Systemfunktionen I und J versagen, jedoch L und M funktionieren. Im Anschluß an das sekundärseitige Austrocknen der Dampferzeuger dampft nämlich der Reaktorkühlkreislauf beim Ansprechdruck der Druckhalterventile langsam aus. Um eine Überhitzung des Reaktorkerns zu verhindern, muß rechtzeitig wieder eine Wärmeabfuhr über den Speisewasser-Dampf-Kreislauf erfolgen.

- Langzeit-Speisewasserversorgung und Frischdampfabgabe R

Ist bei Ausfall der Frischdampfabgabe über die Hauptwärmesenke, d.h. bei Frischdampfabgabe über Dach, der Wasservorrat im Speisewasserbehälter verbraucht, so ist eine Inbetriebnahme der LANGZEIT-SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE erforderlich. Darunter wird die Nachspeisung von Wasser aus den

Deionatbehältern mit Hilfe des Notstandssystems verstanden. Der Wasservorrat reicht dann zumindest bis 10 Stunden nach Eintritt des auslösenden Ereignisses.

- Volumenregelung mit Boreinspeisung U

Diese dient bei Leistungsbetrieb zum Ausgleich des Kühlmittelvolumens im Reaktorkühlkreislauf, zur Regelung der Kühlmittelchemie und zur Sperrwasserversorgung der Hauptkühlmittelpumpen. Diese Funktionen erfordern, daß eine der beiden Hochdruck-Förderpumpen des Volumenregelsystems einspeist. Bei Transienten wird die VOLUMENREGELUNG MIT BOREINSPEISUNG zum Betrieb der Hauptkühlmittelpumpen, zum Abfahren und zur Druckhalter-Hilfssprühung eingesetzt, die durch Handmaßnahmen eingeschaltet werden kann. Diese Systemfunktion ist zu einem Abfahren der Anlage erforderlich, um die Kontraktion des Kühlmittelvolumens aufgrund der Temperaturabsenkung auszugleichen und die Borkonzentration zu erhöhen. Wenn die Anlage über einen längeren Zeitbereich als etwa 10 Stunden im Zustand "unterkritisch, heiß" gehalten werden soll, muß gegebenenfalls das über Leckagen verloren gegangene Kühlmittel ergänzt werden. Ein Abfahren, das nicht unter dem Zwang eines Kühlmittelverluststörfalls stattfindet, kann z.B. aufgrund des begrenzten Wasservorrats beim Ausfall der Frischdampf-Umleiteinrichtung notwendig werden. Es muß dann jedoch höchstens langfristig stattfinden. Fällt während des Abfahrens die Volumenregelung aus, so müssen für ein weiteres Abfahren der Anlage die HD-EINSPEISUNGEN herangezogen werden.

Versagen die Pumpen des Volumenregelsystems von Block B, so kann das Borierungs- und Leckageergänzungssystem von Block A mittels Handeingriffs in Betrieb genommen werden.

- Nachkühlung W

Nach einem Abfahren der Anlage hat die Wärmeabfuhr durch die NACHKÜHLUNG mittels des Not- und Nachkühlsystems zu erfolgen. Fällt die Nachkühlung aus, so muß die Wärme weiter über den Speisewasser-Dampf-Kreislauf abgeführt werden. Das ist möglich, solange der Reaktordruckbehälter nicht geöffnet wird.

Die in der vorliegenden Studie getroffene Unterscheidung von Systemfunktionen ist weitergehend als die von WASH-1400, wenn man von der elektrischen Energieversorgung absieht, die in WASH-1400 als eigene Systemfunktion definiert ist (Abschnitt 4.2.3.1). Das ÖFFNEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS und das SCHLIESSEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS werden in WASH-1400 für "zu erwartende Transienten mit Reaktorschnellabschaltung" nicht quantitativ bewertet. Eine VERZÖGERTE SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE, die z.B. beim Störfall im Kernkraftwerk Three Mile Island eine große Rolle spielte, wird in WASH-1400 nicht berücksichtigt. Die Referenzanlage Surry I der amerikanischen Studie besitzt allerdings auch kein Notstandssystem, so daß dort eine verzögerte Inbetriebnahme dieses Systems von Hand entfällt<sup>1)</sup>. Eine LANGZEIT-SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE wird in WASH-1400 nicht als getrennte Systemfunktion ausgewiesen.

Für die Beherrschung einer zu erwartenden Transiente ist es wichtig, welche Mindestanforderungen an die einzelnen Systemfunktionen gestellt werden. Für die folgenden Analysen wird im allgemeinen davon ausgegangen, daß sich die Anlage bei Eintritt des Störfalls im Vollastbetrieb befindet, da sich dann die größten Anforderungen an die Systemfunktionen ergeben. Außerdem ist von entscheidendem Einfluß, ob bei Anforderung eine REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG erfolgt oder versagt. Bei "zu erwartenden Transienten mit Reaktorschnellabschaltung" ist außerdem wichtig, durch welche Grenzwerte die Reaktorschnellabschaltung ausgelöst wird. Bei verschiedenen Transienten hat man infolgedessen unterschiedliche Zeitspannen, die nach Störfalleintritt zur Herstellung der verschiedenen Speisewasserversorgungen zur Verfügung stehen.

Bezüglich der Mindestanforderungen an die REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG siehe Abschnitt 4.2.3.1. Die Mindestanforderungen an die an-

---

<sup>1)</sup> Bei der Bewertung des "loss of off-site power", das dem "Notstromfall" in der vorliegenden Studie entspricht, wird in WASH-1400, App. V, S. V-38, allerdings auf folgendes hingewiesen: Bei Ausfall jeglicher Speisewasserversorgung sind die Dampferzeuger sekundärseitig innerhalb von 0,5 bis 1 Stunde leer. Kernschmelzen wird innerhalb von 2 bis 3 Stunden beginnen. Bis zu diesem Zeitpunkt wird die Durchführung eines Sicherheitsbehälterabschlusses von Hand berücksichtigt.

deren Systemfunktionen sind für die "zu erwartenden Transienten mit Reaktorschnellabschaltung" in Tabelle Fl, 4-3 zusammengestellt. Dabei wird davon ausgegangen, daß die Anlage zunächst nicht abgefahren wird.

Transiente	Systemfunktionen		
	Öffnen der Druckentlastung des Reaktor-kühlkreislaufs	Schließen der Druckentlastung des Reaktor-kühlkreislaufs	Speisewasserversorgung a) Hauptspeisewasser b) Notspeisewasser c) Verzögertes Speisewasser
Zu erwartende Transienten mit Reaktorschnellabschaltung	- <sup>1)</sup>	eventuell lv4 bzw. 2v4 <sup>2)</sup>	a) lv4 <sup>3)</sup> oder b) lv4 <sup>4)</sup> oder c) lv4 <sup>4)</sup>

<sup>1)</sup> Bei einer Anzahl von Transienten Öffnen zwar Druckhalterventile; dieses Öffnen ist jedoch nicht erforderlich, um ein Überdruckversagen des Reaktorkühlkreislaufs zu verhindern. Ein Öffnen von lv4 Druckhalterventilen ist nur bei Ausfall der Speisewasserversorgungen a) und b) notwendig.

<sup>2)</sup> Die lv4 bzw. 2v4 Druckhalterventile, die bei der Transiente eventuell geöffnet haben, müssen alle wieder schließen. Schließen nicht alle Druckhalterventile, so mündet die Transiente in einen Kühlmittelverluststörfall.

<sup>3)</sup> Einspeisungen über die Hauptspeisewasserleitungen in die Dampferzeuger

<sup>4)</sup> Einspeisungen über das Notspeisewassersystem in die Dampferzeuger. Zusätzlich sind 2 Einspeisungen über das Notstandssystem vorhanden. Insgesamt sind also lv6 Einspeisungen erforderlich.

lv4, 2v4 = von 4 vorhandenen Teilsystemen sind 1 bzw. 2 erforderlich.

Tab. Fl, 4-3:

Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bei Transienten, die das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern

Außer den Anforderungen an das ÖFFNEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS und an das SCHLIESSEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS sind in der Tabelle die Mindestanforderungen an die HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG, die NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG und die VERZÖGERTE SPEISEWASSERVERSORGUNG angeführt. Demnach sind jeweils lv4 Einspeisungen erforderlich. Für

die beiden zuletzt angeführten Speisewasserversorgungen können zusätzlich zu den vier Einspeisungen über das Notspeisewassersystem noch die Einspeisungen in zwei Dampferzeuger über das Notstandssystem herangezogen werden. Insgesamt sind also 1v6 Einspeisungen notwendig.

Die Zeitspannen, die für die Herstellung einer NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG bzw. einer VERZÖGERTEN SPEISEWASSERVERSORGUNG zur Verfügung stehen, hängen vom auslösenden Ereignis ab. Darauf wird im Abschnitt 4.3.3.2 näher eingegangen.

Die LANGZEIT-SPEISEWASSERVERSORGUNG, die nur beim Ausfall der Hauptwärmesenke angefordert wird, ist in der Tabelle nicht aufgeführt. Für sie gelten die gleichen Mindestanforderungen wie für die NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG.

Beim Leistungsbetrieb erfolgt die FRISCHDAMPFABGABE über die Turbine und gegebenenfalls über die Frischdampf-Umleiteinrichtung an die Hauptwärmesenke. Liegt bei der Transiente ein Ausfall der Hauptwärmesenke vor, so steigt im Frischdampfsystem der Systemdruck bis zum Ansprechdruck der vier Frischdampf-Sicherheitsventile an.

Öffnet keines dieser Ventile, so stehen noch zwei Abblaseregelventile zur Verfügung. Diese können durch Handbetätigung von der Kraftwerkswarte aus geöffnet werden. Versagt das Öffnen aller Frischdampf-Sicherheitsventile und erfolgt kein Abblasen über die Abblaseregelventile, so werden nach einiger Zeit Drücke erreicht, bei denen ein Überdruckversagen nicht mehr auszuschließen ist. (Beim "Notstromfall" ist damit 15 Minuten nach Eintritt des auslösenden Ereignisses zu rechnen.)

Da sich die Ansprechdrücke der Frischdampf-Sicherheitsventile nicht unterscheiden, ist davon auszugehen, daß bei Funktion alle Ventile öffnen. Schließt eine dieser Armaturen nicht, kommt es zum Störfall "Leck im Frischdampfsystem", wobei zusätzliche Reaktorschutzsignale ausgelöst werden. Dadurch kommt es zu einer Abschieberung des zum Dampferzeuger mit dem defekten Sicherheitsventil führenden Speisewasserstranges und zu einer Auftei-

lung des Frischdampfsystems in vier getrennte Stränge. Dieser Störfall führt zu erhöhten Mindestanforderungen an die Systemfunktionen: Zur Wärmeabfuhr mittels eines Speisewasserstranges muß das zugehörige Frischdampf-Sicherheitsventil öffnen und schließen. Um die Integrität des Frischdampfsystems sicherzustellen, muß bei Nichtöffnen des Sicherheitsventils eines Stranges eine Wärmeabfuhr über zwei intakte Speisewasser-Frischdampfstränge erfolgen. Ein Überdruckversagen in der Frischdampfleitung ist andernfalls nicht auszuschließen. (Beim Notstromfall könnte ein solches Überdruckversagen nach 30 Minuten stattfinden.)

Eine VOLUMENREGELUNG MIT BOREINSPEISUNG U und eine NACHKÜHLUNG W sind zumindest für die ersten 10 Stunden nach Eintritt des auslösenden Ereignisses nicht erforderlich, sofern nicht abgefahren wird (Abschnitt 4.3.2.3). Es kann davon ausgegangen werden, daß innerhalb dieses Zeitraums geeignete Maßnahmen ergriffen werden. Außerdem stehen bei Ausfall dieser Systemfunktionen durch die HD-EINSPEISUNGEN des Not- und Nachkühlsystems bzw. durch die Möglichkeiten zur Wärmeabfuhr über den Speisewasser-Dampf-Kreislauf noch jeweils redundante Systemfunktionen zur Verfügung. Der Ausfall der Systemfunktionen U und W ist daher von untergeordnetem Interesse. Er wird im folgenden nicht weiter diskutiert.

#### 4.3.3.2 Thermohydraulische Untersuchungen

Anhand von Dynamikuntersuchungen und aufgrund der Betriebserfahrung in deutschen Kernkraftwerken mit KWU-Druckwasserreaktoren wurde festgestellt, daß beim "Notstromfall" mit einem solchen Druckanstieg im Reaktorkühlkreislauf zu rechnen ist, daß nach kurzer Zeit das 1. Druckhalter-Abblaseventil öffnet. Dieses Öffnen findet bei einem Kühlmitteldruck von 161 bar statt (Bild Fl, 4-34 und -35).

Da mit Eintritt des Notstromfalls die Kühlmittelumwälzung durch die Hauptkühlmittelpumpen ausfällt, steigen die Aufwärmspanne des Kühlmittels im Reaktorkern und folglich die mittlere Kühlmitteltemperatur sowie der Kühlmitteldruck rasch an. Nach weni-

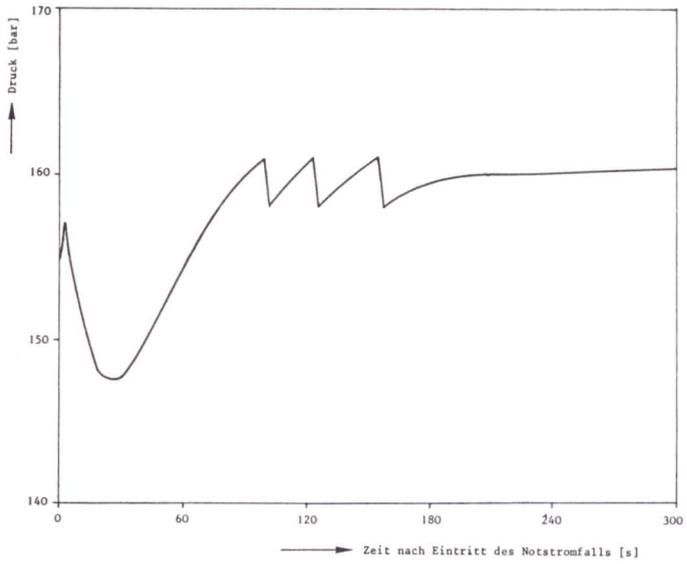


Bild F1, 4-34:  
Notstromfall; Kühlmitteldruck

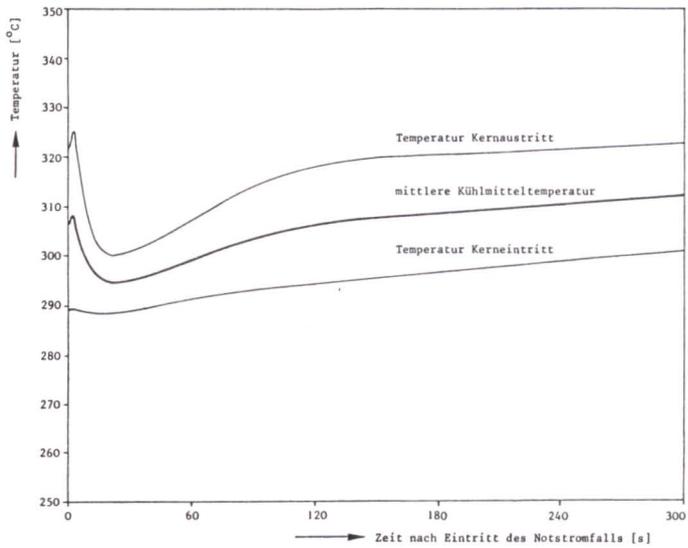


Bild F1, 4-35:  
Notstromfall; Kühlmitteltemperatur

gen Sekunden ist die Drehzahl der Hauptkühlmittelpumpen unter 93 % der Nenndrehzahl abgesunken, wodurch die REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG ausgelöst wird<sup>1)</sup>). Wird diese Systemfunktion wirksam, so nimmt die Aufwärmspanne ab. Es zeigt sich ein deutliches Absinken des Kühlmitteldrucks und der mittleren Kühlmitteltemperatur. Als Folge des Notstromfalls ist die HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE nicht verfügbar, die Nachwärmeabfuhr erfolgt mittels NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE. Dabei findet, wegen des Ausfalls der Hauptwärmesenke, ein langsamer Anstieg des Frischdampfdrucks und der Frischdampf-temperatur statt, bis der Ansprechdruck der Frischdampf-Sicherheitsventile erreicht ist. Diesem Verlauf folgen auch der Druck und die Temperatur im Reaktorkühlkreislauf. Schließlich wird der Ansprechdruck des 1. Druckhalter-Abblaseventils erreicht.

Durch das ÖFFNEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS wird der Kühlmitteldruck begrenzt. Sinkt danach der Kühlmitteldruck wieder ab, so wird ein SCHLIESSEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS angefordert.

Wegen des Ausfalls der Hauptwärmesenke und des daher notwendigen Abblasens über Dach muß langfristig entweder Deionat aus den Deionatbehältern nachgefördert oder das Notstandssystem in Betrieb genommen werden. Es wird dann von der LANGZEIT-SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE gesprochen.

Findet nach einem ÖFFNEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS ordnungsgemäß ein SCHLIESSEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS statt, setzt aber keine NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG ein, so trocknen die Dampferzeuger sekundärseitig aus. Die Zeitspannen bis zum Austrocknen der Dampferzeuger können durch vereinfachte Energie- und Massenbilanzrechnungen ausreichend genau ermittelt werden. Demnach ist beim Notstromfall

---

<sup>1)</sup> Es wurde abgeschätzt, daß beim Notstromfall mit Ausfall der ersten Anregung der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG (Drehzahl der Hauptkühlmittelpumpen < 93 %) und Auslösung durch die zweite Anregung (Kühlmitteldruck > 163 bar absolut) kein nennenswerter Unterschied im dynamischen Verhalten der Anlage auftritt. Zwar öffnet dann das 2. Druckhalter-Abblaseventil, wegen der geringen Wahrscheinlichkeit für den Ausfall der ersten Anregung hat dies jedoch keinen merkbaren Einfluß auf die Ergebnisse.

mit einem Austrocknen der Dampferzeuger nach 30 bis 45 Minuten zu rechnen<sup>1</sup>). Danach heizt sich das Hauptkühlmittel auf und es öffnen beide Druckhalter-Abblaseventile<sup>2</sup>).

Für die Zeitspannen, die zur Herstellung einer VERZÖGERTEN SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE zur Verfügung stehen, wurden 75 bis 95 Minuten ab Eintritt des Notstromfalls abgeschätzt<sup>1</sup>).

Beim auslösenden Ereignis "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" öffnet normalerweise die Frischdampf-Umleiteinrichtung. Es kommt dann zu keinem Anstieg des Frischdampfdrucks. Folglich findet auch kein solcher Anstieg des Kühlmitteldrucks statt, daß Druckhalterventile öffnen. Die REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG erfolgt hier im Vergleich zum Notstromfall verzögert, nämlich beim Absinken des sekundärseitigen Dampferzeuger-Wasserstandes von 10,65 auf 8,85 m. Dadurch steht weniger Wasservorrat in den Dampferzeugern und damit nur eine kürzere Zeitspanne zur Verfügung, während der eine NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE hergestellt werden kann: Die Dampferzeuger sind hier bereits etwa 15 bis 20 Minuten nach Eintritt des auslösenden Ereignisses sekundärseitig ausgetrocknet<sup>1</sup>). Entsprechend ist auch die Zeitspanne, die für die Herstellung einer VERZÖGERTEN SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE zur Verfügung steht, wesentlich kürzer als beim Notstromfall. Dafür wurden 45 bis 60 Minuten abgeschätzt<sup>1</sup>).

Die Zeitspannen, die für den Notstromfall mit vollständigem Ausfall der Speisewasserversorgung zur Verfügung stehen, können auch den mit Rechenprogrammen durchgeführten thermohydraulischen Analysen entnommen werden. Die Abbildungen F1, 4-36 bis -38 zeigen den Verlauf der wichtigsten Prozeßvariablen. Nach etwa 55 Mi-

---

<sup>1</sup>) Bei der pessimistischen Abschätzung dieser Zeitspanne wurde die dem ANS-Standard (1973) entsprechende Nachzerfallsleistung mit einem Zuschlag von 20 % versehen.

<sup>2</sup>) Eine Näherungsannahme für die Abschätzung ist, daß das Aufheizen des Hauptkühlmittels erst nach dem Ausdampfen der Dampferzeuger beginnt. Tatsächlich werden sich die entsprechenden Zeitspannen überlappen. Dies zeigen auch die mit den Rechenprogrammen durchgeführten Untersuchungen.

nuten sind die Dampferzeuger leergedampft, wenn eine Nachzerfallsleistung entsprechend dem ANS-Standard zugrunde gelegt wird. Dies führt wegen der fehlenden Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf zu einem Anstieg der Kühlmitteltemperatur (Bild F1, 4-37), die nach knapp 90 Minuten ein Maximum von über 350 °C erreicht.

Entsprechend dem Temperaturverlauf steigt der Kühlmitteldruck an, bis das erste Druckhalter-Abblaseventil anspricht. Die Rechnungen zeigen, daß dieses Ventil nicht ausreicht, um die Nachzerfallsleistung abzuführen, der Kühlmitteldruck (Bild F1, 4-36) steigt schließlich auf den Ansprechdruck des 2. Druckhalter-Abblaseventils an und wird dort begrenzt. Der Wasserspiegel im Reaktorkühlkreislauf ohne Berücksichtigung von Dampfblasen (collapsed level) sinkt nach Ansprechen des 2. Druckhalter-Abblaseventils rapide ab und würde etwa 105 Minuten nach Eintritt des Notstromfalls die Kernoberkante erreichen. Ein Absinken des Gemischspiegels (swell level) auf Kernoberkante würde demgegenüber mit einer Verzögerung eintreten. Schließlich käme es zum Kernschmelzen unter vollem Druck im Reaktorkühlkreislauf.

Schließt das 2. Druckhalter-Abblaseventil nach seiner Anforderung nicht und versagen auch die redundanten Absperrmaßnahmen, so sinkt der Wasserspiegel im Reaktorkühlkreislauf zunächst noch schneller ab als bei schließendem Ventil. Erst beim Abfall des Kühlmitteldruckes auf 110 bar werden die HOCHDRUCK-EINSPEISUNGEN angefordert, die kaltes Wasser aus den Flutbehältern einspeisen. Für diesen Fall reicht eine Speisewasserversorgung ab 2 Stunden nach Störfalleintritt nicht aus. Es muß davon ausgegangen werden, daß bereits beim Ausfall der VERZÖGERTEN SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE eine Überhitzung des Reaktorkerns nicht verhindert werden kann.

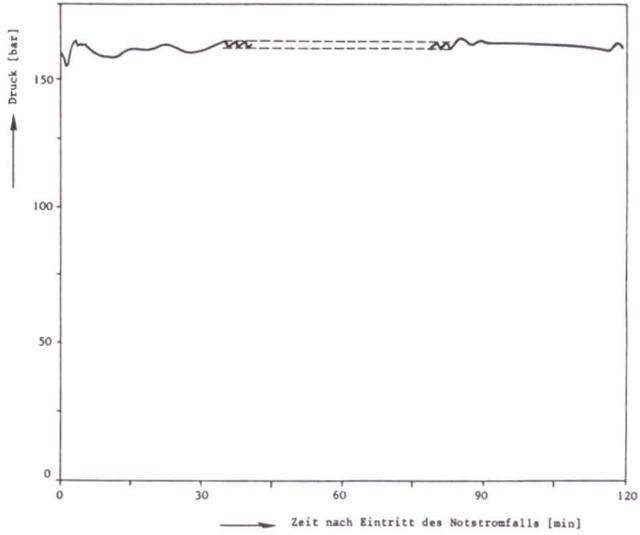


Bild F1, 4-36:

Notstromfall ohne Speisewasserversorgung;  
Kühlmitteldruck

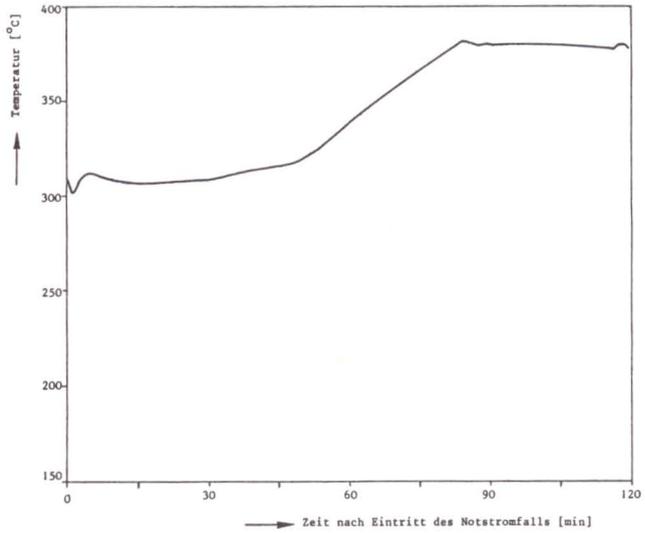


Bild F1, 4-37:

Notstromfall ohne Speisewasserversorgung;  
Mittlere Kühlmitteltemperatur

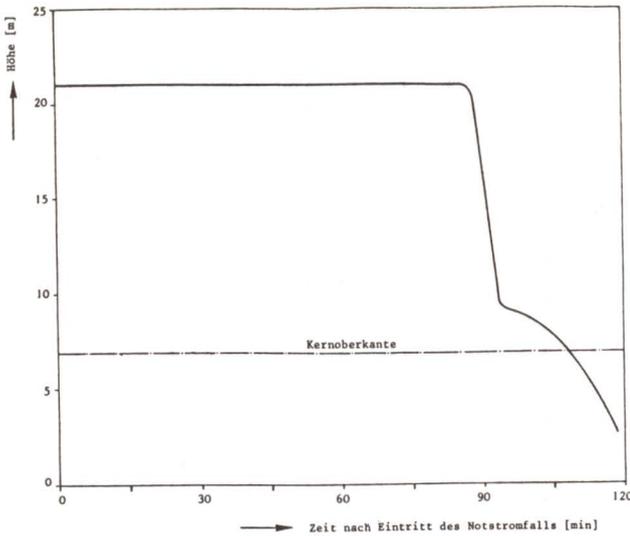
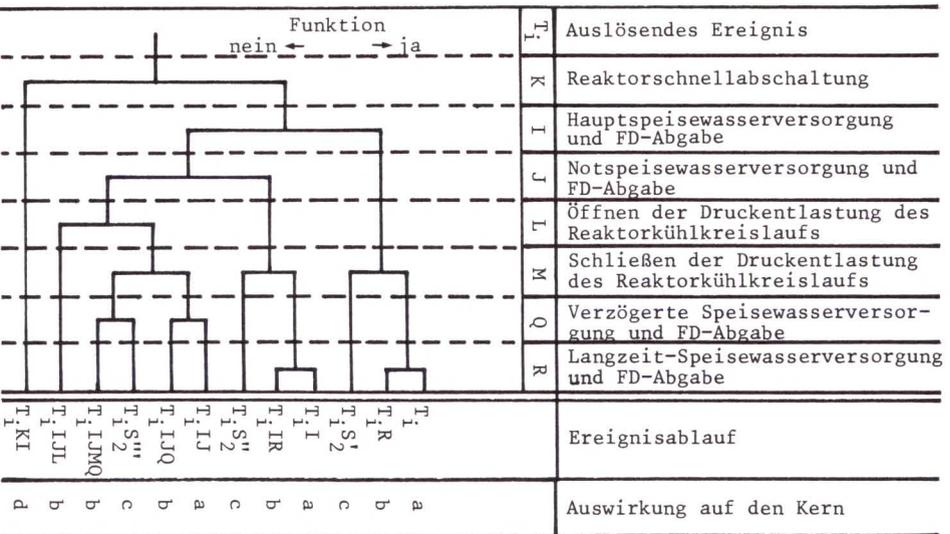


Bild F1, 4-38:

Notstromfall ohne Speisewasserversorgung;  
Wasserspiegel im Reaktorkühlkreislauf ohne  
Berücksichtigung von Dampfblasen

#### 4.3.3.3 Ereignisablaufanalyse

Das für zu erwartende Transienten mit Reaktorschnellabschaltung erstellte allgemeine Ereignisablaufdiagramm ist im Bild F1, 4-39 wiedergegeben. Mit  $T_i$  wird eine zu erwartende Transiente bezeichnet.  $T_i S'_2$ ,  $T_i S''_2$  und  $T_i S'''_2$  stehen für Kühlmittelverluststörfälle "kleines Leck am Druckhalter", die sich aus der Transiente  $T_i$  entwickeln, wenn nach einem ÖFFNEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS das SCHLIESSEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS versagt. Bei  $T_i S'_2$  und  $T_i S''_2$  wäre das Öffnen nicht erforderlich, um ein Überdruckversagen des Reaktorkühlkreislaufs zu verhindern. Die entsprechenden Verzweigungen für ein ÖFFNEN DER DRUCKENTLASTUNG sind daher nicht im Ereignisablaufdiagramm eingetragen. Der unterste im Bild eingetragene Ereignisablauf  $T_i KI$  ist eine "zu erwartende Transiente mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung". Diese Ereignisabläufe werden als ATWS-Störfälle bezeichnet. Sie werden gemeinsam im Abschnitt 4.3.4 diskutiert.



- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen
- c Fortsetzung "kleines Leck am Druckhalter bei verschiedenen Transienten"
- d Fortsetzung "ATWS-Störfälle"

Bild Fl. 4-39:

Ereignisablaufdiagramm für eine "zu erwartende Transiente"

Wie im Abschnitt 4.3.1 erläutert wurde, werden die zu erwartenden Transienten mit Reaktorschnellabschaltung

- Notstromfall (Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung),
- Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung,
- Turbinenschnellabschaltung ohne Öffnen der Frischdampf-Umleiteinrichtung (Ausfall der Hauptwärmesenke)

genauer untersucht. Außerdem werden

- kleine Lecks am Druckhalter als Folge von zu erwartenden Transienten

detailliert behandelt.

Beim Notstromfall (Transiente  $T_1$ ) ist die HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE ausgefallen, da der Betrieb der Hauptspeisewasserpumpen eine voll funktionsfähige elektrische Eigenbedarfsversorgung erfordern würde. Der Notstromfall wird in der Referenzanlage in der Mehrzahl der Fälle zwischen 24 und 72 Stunden dauern (Fachband 2). Eine Wiederinbetriebnahme der Systemfunktion I braucht daher nicht berücksichtigt zu werden, d.h., die entsprechende Verzweigung im Ereignisablaufdiagramm entfällt.

Beim Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung (Transiente  $T_2$ ) wird die Systemfunktion I hingegen berücksichtigt, da die kurzfristige Wiederinbetriebnahme der Hauptspeisewasser-Pumpen laut Betriebserfahrung in der Hälfte aller Fälle zu erwarten ist. Gelingt diese Wiederinbetriebnahme oder ist eine unverzögerte NOT-SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE verfügbar, so kommt es im allgemeinen zu keinem ÖFFNEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS (siehe unten).

Die zur Herstellung einer NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE bzw. einer VERZÖGERTEN SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE vorhandenen Zeitspannen unterscheiden sich bei den Transienten merklich:

Findet beim Notstromfall keine NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE statt, so ist mit einem Austrocknen der Dampf-

erzeuger nach frühestens 30 Minuten zu rechnen. Beim Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung sind die Dampferzeuger frühestens 15 Minuten nach Eintritt des auslösenden Ereignisses ausgetrocknet. Danach findet ein ÖFFNEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS statt, und zwar öffnen beide Druckhalter-Abblaseventile. Entsprechend den Zeitspannen bis zum Austrocknen der Dampferzeuger unterscheiden sich auch die Zeitspannen, die für die Herstellung einer VERZÖGERTEN SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE abgeschätzt wurden: Dafür stehen mindestens 75 bzw. 45 Minuten ab Eintritt des auslösenden Ereignisses zur Verfügung.

Die LANGZEIT-SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE wird nur beim Ausfall der Hauptwärmesenke angefordert: Wegen des Wasserabblasens über Dach muß dann langfristig auf die in den Deionatbehältern gespeicherte Wassermenge oder auf das Notstandssystem zurückgegriffen werden. Diese Wärmeabfuhr muß beim Notstromfall innerhalb von etwa 4 Stunden hergestellt sein. Beim Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung ist die Zeitspanne etwas kürzer. Dies ist jedoch ohne merkbaren Einfluß, da in beiden Fällen ausreichend Zeit zur Inbetriebnahme des Notstandssystems zur Verfügung steht.

Ist eine LANGZEIT-SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE verfügbar, so reicht der Wasservorrat in der Anlage für etwa 15 Stunden aus. Muß gleich nach Störfalleintritt auf das Notstandssystem zurückgegriffen werden, so ist ein Wasservorrat für 10 Stunden vorhanden. Während dieser Zeitspanne können die Deionatbehälter von Block B mit Hilfe von Block A versorgt werden. Im Notstromfall, bei dem dies nicht möglich ist (Fachband 2), kann innerhalb des Zeitbereiches von 10 Stunden ein Rohwasseranschluß zur Förderung von Rheinwasser oder von Fremdwasser aus Tankfahrzeugen hergestellt werden.

Bei der Turbinenschnellabschaltung ohne Öffnen der Frischdampf-Umleiteinrichtung, d.h. beim Ausfall der Hauptwärmesenke (Transiente  $T_3$ ), ist nur der Fall zu diskutieren, daß die Hauptspeisewasserversorgung verfügbar ist. Wäre die Hauptspeisewasserversorgung nicht verfügbar, so würde eine Diskussion unter  $T_1$  oder  $T_2$  erfolgen.

Bei der Transiente  $T_3$  muß mindestens eines der vier Frischdampf-Sicherheitsventile öffnen. Normalerweise werden alle vier Ventile öffnen, die dann auch wieder schließen müssen. Anderenfalls kommt es zum Störfall "Leck im Frischdampfsystem", für den erhöhte Mindestanforderungen gelten (Abschnitt 4.3.3.1).

Bei einigen der Transienten mit Reaktorschnellabschaltung steigt der Druck im Reaktorkühlkreislauf so weit an, daß - auch wenn die HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE bzw. die NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE funktionieren - Druckhalterventile öffnen. Die wichtigsten dieser Transienten sind:

- Notstromfall,
- Turbinenschnellabschaltung ohne Öffnen der FD-Umleiteinrichtung, sofern die Turbinenschnellabschaltung nicht als Folge, sondern vor einer eventuellen Reaktorschnellabschaltung ausgelöst wird,
- Turbinenschnellabschaltung ohne Stabeinwurf,
- Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen,
- Ausfall der Kühlmitteldruck-Regelung,
- Fehlausefahren von Steuerstäben bei Teillastbetrieb.

Daneben können andere Transienten ein Ansprechen von Druckhalterventilen bedingen, falls sie unmittelbar nach einer schnellen Leistungsänderung, die eine große Amplitude aufweist, eintreten. Ein Öffnen von Druckhalterventilen ist auch möglich, wenn bei Transienten die dann angeforderten Regelungen nicht intakt sind oder die erste Anregung einer benötigten REAKTOR-SCHNELLABSCHALTUNG versagt.

Jedes der Druckhalterventile ist auf einen anderen Ansprechdruck eingestellt, die Druckhalter-Abblaseventile auf niedrigere Druckwerte als die Druckhalter-Sicherheitsventile. In der Referenzanlage wird der Anstieg des Kühlmitteldrucks bei zu erwartenden Transienten mit Reaktorschnellabschaltung durch das Öffnen von ein oder zwei Druckhalterventilen begrenzt, bei einem Großteil der Transienten öffnet sogar nur ein Druckhalter-Abblaseventil.

Sinkt nach dem Öffnen der Druckhalterventile der Druck im Reaktorkühlkreislauf wieder ab, so sollen nach Unterschreiten der jeweiligen Ansprechdrücke die Druckhalterventile wieder schließen. Schließt ein Druckhalter-Abblaseventil nicht, so sind redundante Absperrmaßnahmen vorgesehen. Versagen auch diese, so ist - entsprechend den Ventilquerschnitten - ein "kleines Leck am Druckhalter"  $T_1S_2$  die Folge. Bezüglich der benötigten Systemfunktionen, der Mindestanforderungen und der Ereignisablaufanalyse siehe Abschnitt 4.2.4.

#### 4.3.3.4 Ergebnisse

Folgende Eintrittshäufigkeiten der zu erwartenden Transienten werden zugrunde gelegt:

- Notstromfall (Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung)  $T_1$ :

Erwartungswert 0,1/a

(Median 0,08/a, Unsicherheitsfaktor 3)

Dieser Wert wurde für die Referenzanlage mit Hilfe einer Zuverlässigkeitsanalyse bestimmt.

- Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung  $T_2$ :

Der Wert setzt sich aus zwei Beiträgen zusammen:

- der Häufigkeit, mit der ein Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung durch Störungen in der Hauptspeisewasserversorgung bewirkt wird. Der Erwartungswert hierfür wurde aus der deutschen Betriebserfahrung gewonnen, der Unsicherheitsfaktor geschätzt:

Erwartungswert 0,8/a

(Median 0,65/a, Unsicherheitsfaktor 3)

- der Häufigkeit, mit der eine Auslösung oder Fehlauflösung der  $\Delta p/\Delta t$ -Signale YZ60 erfolgt<sup>1)</sup>). Dadurch werden die Hauptspeisewasserversorgung außer Betrieb genommen und die Frischdampfschieber (Bild F1, 4-5) automatisch geschlossen. Solche Fälle wurden in der deutschen Betriebserfahrung mehrfach beobachtet. Diese Auslösungen der  $\Delta p/\Delta t$ -Si-

<sup>1)</sup> Über die Reaktorschutzsignale informiert Fachband 2.

gnale erfolgten aber vorwiegend in den ersten Jahren nach der Inbetriebsetzung von Kernkraftwerken und sind mit vergleichbarer Häufigkeit nicht mehr zu erwarten. In der Phase A der Risikostudie wird davon ausgegangen, daß dadurch kein dominanter Beitrag zur Eintrittshäufigkeit der Transienten  $T_2$  und  $T_3$  bewirkt wird. Diese Aussage wird in der Phase B der Risikostudie überprüft.

- Turbinenschnellabschaltung ohne Öffnen der Frischdampf-Umleiteinrichtung (Ausfall der Hauptwärmesenke)  $T_3$ :

Die Häufigkeit setzt sich aus zwei Beiträgen zusammen:

- der Häufigkeit der Turbinenschnellabschaltungen von 8/a (Median 7/a, Unsicherheitsfaktor 2) und der Wahrscheinlichkeit für das Nichtöffnen der Frischdampf-Umleiteinrichtung bei Turbinenschnellabschaltung von 0,037 (Median 0,033, Unsicherheitsfaktor 2). Ein solches Nichtöffnen der Frischdampf-Umleiteinrichtung kann durch den Ausfall der Frischdampf-Umleiteinrichtung selbst bewirkt werden oder durch den Ausfall des Turbinenkondensators bzw. der zu seinem Betrieb erforderlichen Systeme. Daraus ergibt sich folgende Eintrittshäufigkeit für  $T_3$ :

Erwartungswert 0,3/a

(Median 0,25/a, Unsicherheitsfaktor 2,5)

- der Häufigkeit, mit der eine Auslösung oder Fehlauflösung der  $\Delta p/\Delta t$ -Signale YZ60 erfolgt<sup>1</sup>). Dadurch werden die Hauptspeisewasserversorgung außer Betrieb genommen und die Frischdampfschieber (Bild F1, 4-5) automatisch geschlossen. Solche Fälle wurden in der deutschen Betriebserfahrung mehrfach beobachtet. Diese Auslösungen der  $\Delta p/\Delta t$ -Signale erfolgten aber vorwiegend in den ersten Jahren nach der Inbetriebsetzung von Kernkraftwerken und sind mit vergleichbarer Häufigkeit nicht mehr zu erwarten. In der Phase A der Risikostudie wird davon ausgegangen, daß dadurch kein maßgeblicher Beitrag zur Eintrittshäufigkeit der Transienten  $T_2$  und  $T_3$  bewirkt wird. Diese Aussage wird in der Phase B der Risikostudie noch überprüft.

Nur der erste der beiden Fälle führt zum Öffnen eines Druckhalter-Abblaseventils, und zwar nur dann, wenn die Turbinen-

---

<sup>1</sup>) Siehe Fußnote S. 106

schnellabschaltung nicht als Folge einer Reaktorschnellabschaltung stattfindet. Solche Turbinenschnellabschaltungen sind mit einer Häufigkeit von etwa  $5/a$  zu erwarten.

- Kleines Leck am Druckhalter  $TS_2$ :

Für die Referenzanlage kann aus der deutschen Betriebserfahrung eine Häufigkeit von ca.  $0,5/a$  für das Öffnen eines Druckhalter-Abblaseventils und ein Unsicherheitsfaktor von 3 abgeschätzt werden. Aus der oben angegebenen Häufigkeit des Öffnens und der Wahrscheinlichkeit des Nichtschließens eines Druckhalter-Abblasestrangs von  $2,7 \cdot 10^{-3}$  (Median  $2 \cdot 10^{-3}$ , Unsicherheitsfaktor 4) errechnet sich eine Eintrittshäufigkeit solcher Kühlmittelverluststörfälle zu ca.  $1,3 \cdot 10^{-3}/a$ . Diese Eintrittshäufigkeit teilt sich auf in:

- kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall  $T_1S_2$ :

Erwartungswert  $2,7 \cdot 10^{-4}$

(Median  $1,5 \cdot 10^{-4}/a$ , Unsicherheitsfaktor 6)

- kleines Leck am Druckhalter bei anderen zu erwartenden Transienten:

Erwartungswert  $1 \cdot 10^{-3}/a$

(Median  $6 \cdot 10^{-4}/a$ , Unsicherheitsfaktor 6)

Für das Ansteigen des Kühlmitteldrucks auf den Ansprechdruck des 1. Druckhalter-Sicherheitsventils und das Offenbleiben dieses Ventils wurde bei Leistungsbetrieb eine Eintrittshäufigkeit im Bereich von  $10^{-4}/a$  abgeschätzt. Von solchen Lecks ist daher kein dominanter Risikobeitrag zu erwarten.

Die Wahrscheinlichkeitsbewertung der Ereignisablaufdiagramme ist im Fachband 2 dokumentiert. Die dort ermittelten Erwartungswerte für die Wahrscheinlichkeiten der einzelnen Ereignisabläufe, unter der Bedingung, daß das auslösende Ereignis eingetreten ist, sind in den Abbildungen F1, 4-40 bis -43 nochmals zusammengestellt.  $\varepsilon$  steht dabei im allgemeinen für Wahrscheinlichkeiten  $< 10^{-5}$ , sofern sie bei dem jeweils betrachteten auslösenden Ereignis weniger als 1 % zu einem Kernschmelzunfall beitragen. In den Ereignisablaufdiagrammen für die kleinen Lecks am Druckhalter werden im allgemeinen bereits Wahrscheinlichkeiten  $< 1$  % der ermittelten Kernschmelzwahrscheinlichkeiten mit  $\varepsilon$  bezeichnet.

Kleinere Wahrscheinlichkeiten sind nur dann angegeben, wenn sie von besonderem Interesse sind.

Für die Turbinenschnellabschaltung ohne Öffnen der Frischdampf-Umleiteinrichtung wurde ein Erwartungswert der bedingten Wahrscheinlichkeit dafür, daß der Störfall nicht beherrscht ist, von  $10^{-7}$  bestimmt. Für das kleine Leck am Druckhalter bei verschiedenen Transienten wurde der Erwartungswert der Wahrscheinlichkeit mit  $2 \cdot 10^{-3}$  abgeschätzt.

Den Erwartungswert für die Häufigkeit eines Ereignisablaufs erhält man durch Multiplikation der Erwartungswerte für die Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses und für die bedingte Wahrscheinlichkeit des Ereignisablaufs. Die dazu in den Abbildungen Fl, 4-40 bis -43 angegebenen Werte sind gerundet.

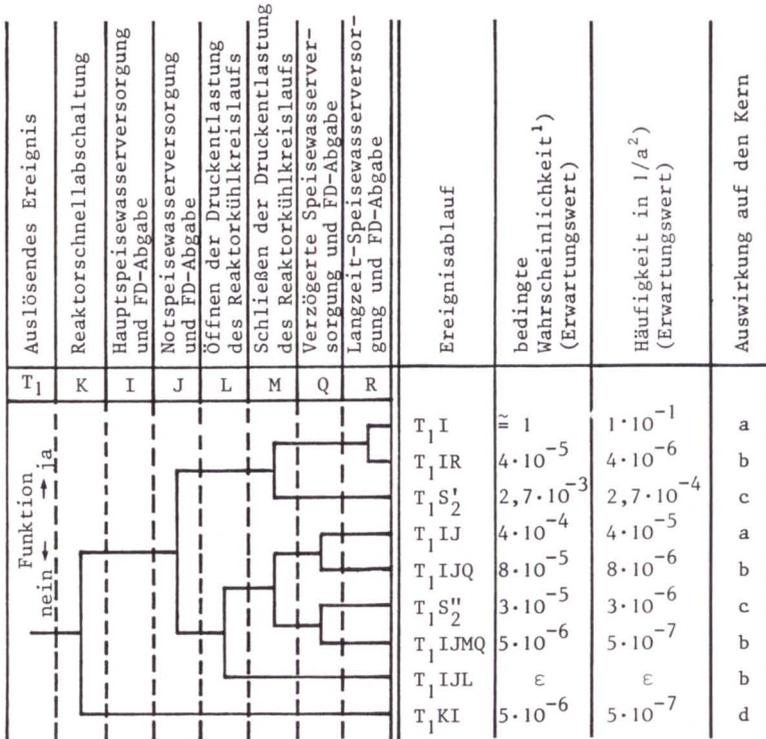
Folgende Verteilungen für die bedingte Wahrscheinlichkeit eines nicht beherrschten Störfalls, das heißt für die bedingte Wahrscheinlichkeit von Kernschmelzunfällen, werden im Fachband 2 ermittelt:

- Notstromfall (Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung)  $T_1$ :  
Erwartungswert  $1,3 \cdot 10^{-4}$   
(Median  $9 \cdot 10^{-5}$ , Unsicherheitsfaktor 4),
- kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall  $T_1 S_2$  unter der Bedingung, daß der Notstromfall eingetreten ist:  
Erwartungswert  $7 \cdot 10^{-5}$   
(Median  $4 \cdot 10^{-5}$ , Unsicherheitsfaktor 5).

Diese Wahrscheinlichkeitsverteilung ergibt sich als Summe der Verteilungen für

- $T_1 S_2'$ : Erwartungswert  $4 \cdot 10^{-5}$   
(Median  $2,3 \cdot 10^{-5}$ , Unsicherheitsfaktor 5)
- $T_1 S_2''$ : Erwartungswert  $3 \cdot 10^{-5}$   
(Median  $1,3 \cdot 10^{-5}$ , Unsicherheitsfaktor 8)

- Turbinenschnellabschaltung ohne Öffnen der Frischdampf-Umleiteinrichtung (Ausfall der Hauptwärmesenke)  $T_3$ :  
Erwartungswert  $10^{-7}$   
(Median  $3 \cdot 10^{-8}$ , Unsicherheitsfaktor 12).



- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen
- c Fortsetzung "kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall"
- d Fortsetzung "ATWS-Störfälle"

<sup>1)</sup> Wahrscheinlichkeit der einzelnen Ereignisabläufe unter der Bedingung, daß das auslösende Ereignis eingetreten ist.  
<sup>2)</sup> Häufigkeit der einzelnen Ereignisabläufe. Sie ergibt sich aus der Wahrscheinlichkeit durch Multiplikation mit der Häufigkeit h des auslösenden Ereignisses.

$$h(T_1) = 0,1/a \text{ (Erwartungswert)}$$

Bild Fl, 4-40:

Bewertetes Ereignisablaufdiagramm "Notstromfall"

Auslösendes Ereignis	Funktion		Ereignisablauf	bedingte Wahrscheinlichkeit <sup>1)</sup> (Erwartungswert)	Häufigkeit in 1/a <sup>2)</sup> (Erwartungswert)	Auswirkung auf den Kern
T <sub>1</sub> S <sub>2</sub>	ja	nein				
K			T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> 'I	≈ 1	2,7 · 10 <sup>-4</sup>	a
I			T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> 'IG	5 · 10 <sup>-5</sup>	1 · 10 <sup>-8</sup>	b
J			T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> 'IF	ε	ε	b
B			T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> 'IE	ε	ε	b
C			T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> 'IC	2 · 10 <sup>-3</sup>	5 · 10 <sup>-7</sup>	b
E			T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> 'ICE	1 · 10 <sup>-2</sup>	3 · 10 <sup>-6</sup>	b
F			T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> 'IB	3 · 10 <sup>-5</sup>	8 · 10 <sup>-9</sup>	b
G			T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> 'IJ	7 · 10 <sup>-4</sup>	2 · 10 <sup>-7</sup>	b
			T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> 'IJG	ε	ε	b
			T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> 'LJF	ε	ε	b
			T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> 'LJE	ε	ε	b
			T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> 'LJC	ε	ε	b
			T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> 'LJCE	2 · 10 <sup>-3</sup>	5 · 10 <sup>-7</sup>	b
			T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> 'LJB	ε	ε	b

- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen

- 1) Wahrscheinlichkeit der einzelnen Ereignisabläufe unter der Bedingung, daß das auslösende Ereignis eingetreten ist.
- 2) Häufigkeit der einzelnen Ereignisabläufe. Sie ergibt sich aus der Wahrscheinlichkeit durch Multiplikation mit der Häufigkeit h des auslösenden Ereignisses.

$$h(T_1 S_2') = 2,7 \cdot 10^{-4} / a \text{ (Erwartungswert)}$$

Bild F1, 4-41:

Bewertetes Ereignisablaufdiagramm "kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall" T<sub>1</sub>S<sub>2</sub>'

Auslösendes Ereignis		K	I	J	B	C	E	F	G	Ereignisablauf	bedingte Wahrscheinlichkeit <sup>1)</sup> (Erwartungswert)	Häufigkeit in 1/a <sup>2)</sup> (Erwartungswert)	Auswirkung auf den Kern
Funktion ↑ ja ↓ nein	T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> <sup>II</sup>									T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> <sup>II</sup> I	7 · 10 <sup>-2</sup>	2 · 10 <sup>-7</sup>	a
										T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> <sup>II</sup> IG	5 · 10 <sup>-5</sup>	2 · 10 <sup>-10</sup>	b
										T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> <sup>II</sup> IF	ε	ε	b
										T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> <sup>II</sup> IE	ε	ε	b
										T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> <sup>II</sup> IC	3 · 10 <sup>-2</sup>	1 · 10 <sup>-7</sup>	b
										T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> <sup>II</sup> ICE	7 · 10 <sup>-1</sup>	2 · 10 <sup>-6</sup>	b
										T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> <sup>II</sup> IB	3 · 10 <sup>-5</sup>	1 · 10 <sup>-10</sup>	b
										T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> <sup>II</sup> IJ	3 · 10 <sup>-2</sup>	1 · 10 <sup>-7</sup>	b
										T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> <sup>II</sup> IJG	ε	ε	b
										T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> <sup>II</sup> IJF	ε	ε	b
										T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> <sup>II</sup> IJE	ε	ε	b
										T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> <sup>II</sup> IJC	ε	ε	b
										T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> <sup>II</sup> IJCE	2 · 10 <sup>-1</sup>	5 · 10 <sup>-7</sup>	b
										T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> <sup>II</sup> IJB	ε	ε	b

- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen

- 1) Wahrscheinlichkeit der einzelnen Ereignisabläufe unter der Bedingung, daß das auslösende Ereignis eingetreten ist.
- 2) Häufigkeit der einzelnen Ereignisabläufe. Sie ergibt sich aus der Wahrscheinlichkeit durch Multiplikation mit der Häufigkeit h des auslösenden Ereignisses.

$$h(T_1S_2^{II}) = 3 \cdot 10^{-6}/a \text{ (Erwartungswert)}$$

Bild F1, 4-42:

Bewertetes Ereignisablaufdiagramm "kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall" T<sub>1</sub>S<sub>2</sub><sup>II</sup>

Auslösendes Ereignis	T <sub>2</sub>	Funktion	Ereignisablauf	bedingte Wahrscheinlichkeit <sup>1)</sup> (Erwartungswert)	Häufigkeit in 1/a <sup>2)</sup> (Erwartungswert)	Auswirkung auf den Kern
Reaktorschnellabschaltung	K		T <sub>2</sub>	≙ 0,5	≙ 0,4	a
Hauptspeisewasserversorgung und FD-Abgabe	I		T <sub>2</sub> R	4 · 10 <sup>-7</sup>	3 · 10 <sup>-7</sup>	b
Notpeisewasserversorgung und FD-Abgabe	J		T <sub>2</sub> S <sub>2</sub> '	6 · 10 <sup>-5</sup>	5 · 10 <sup>-5</sup>	c
Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs	L		T <sub>2</sub> I	≙ 0,5	≙ 0,4	a
Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs	M		T <sub>2</sub> IR	4 · 10 <sup>-7</sup>	3 · 10 <sup>-7</sup>	b
Verzögerte Speisewasserversorgung und FD-Abgabe	Q		T <sub>2</sub> S <sub>2</sub> ''	6 · 10 <sup>-5</sup>	5 · 10 <sup>-5</sup>	c
Langzeit-Speisewasserversorgung und FD-Abgabe	R		T <sub>2</sub> IJ	1 · 10 <sup>-5</sup>	8 · 10 <sup>-6</sup>	a
			T <sub>2</sub> IJQ	2,5 · 10 <sup>-6</sup>	2 · 10 <sup>-6</sup>	b
		T <sub>2</sub> S <sub>2</sub> '''	ε	ε	c	
		T <sub>2</sub> IJMQ	ε	ε	b	
		T <sub>2</sub> IJL	ε	ε	b	
		T <sub>2</sub> KI	5 · 10 <sup>-6</sup>	4 · 10 <sup>-6</sup>	d	

- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen
- c Fortsetzung "kleines Leck am Druckhalter bei verschiedenen Transienten"
- d Fortsetzung "ATWS-Störfälle"

1) Wahrscheinlichkeit der einzelnen Ereignisabläufe unter der Bedingung, daß das auslösende Ereignis eingetreten ist.  
 2) Häufigkeit der einzelnen Ereignisabläufe. Sie ergibt sich aus der Wahrscheinlichkeit durch Multiplikation mit der Häufigkeit h des auslösenden Ereignisses.

$$h(T_2) = 0,8/a \text{ (Erwartungswert)}$$

Bild F1, 4-43:

Bewertetes Ereignisablaufdiagramm "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung"

Die angegebenen Werte für das kleine Leck am Druckhalter beim Notstromfall beziehen sich auf die Bedingung, daß der Notstromfall eingetreten ist. Ein Leck am Druckhalter ist bei einem Notstromfall mit einer Wahrscheinlichkeit von  $2,7 \cdot 10^{-3}$  zu erwarten (Median  $2 \cdot 10^{-3}$ , Unsicherheitsfaktor 4).

Aus diesen Wahrscheinlichkeitsverteilungen erhält man mit den angegebenen Verteilungen für die Häufigkeit der auslösenden Ereignisse die Häufigkeitsverteilungen von Kernschmelzunfällen. Für den Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung und die kleinen Lecks am Druckhalter bei anderen Transienten werden im Fachband 2 nur die Erwartungswerte bestimmt. Die Unsicherheitsfaktoren dürften vergleichbar mit dem beim Notstromfall ermittelten Unsicherheitsfaktor 4 sein. Dieser kann daher als Schätzwert verwendet werden, zumal der Beitrag der beiden Transienten zur Kernschmelzhäufigkeit gering ist (jeweils etwa 3 %).

#### 4.3.4 Systemfunktionen und Ereignisablaufanalyse für ATWS-Störfälle

##### 4.3.4.1 Systemfunktionen und Mindestanforderungen

Durch die Anforderung der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG soll eine mögliche Beschädigung von Brennelementen vermieden werden. Würde die REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG versagen, so wären bei vielen der Transienten die Auswirkungen unkritisch. Die Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs hätte dann die Aufgabe, einen möglichen Anstieg des Kühlmitteldrucks zu begrenzen. Außerdem müßte dann eine ausreichende Wärmeabfuhr über den Speisewasser-Dampf-Kreislauf erfolgen.

Die Häufigkeit der bei Leistungsbetrieb ausgelösten Reaktorschnellabschaltungen liefert einen oberen Grenzwert für die Summe aller zu erwartenden Transienten, die bei Leistungsbetrieb das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern. Versagt die REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG in einem solchen Anforderungsfall, so liegt ein "ATWS-Störfall" (Anticipated Transient Without Scram), d.h. eine "zu erwartende Transiente ohne Reaktorschnellabschal-

tung" vor. Die zugrunde gelegten Mindestanforderungen an die Systemfunktionen sind, unterschieden nach auslösenden Ereignissen, der Tabelle F1, 4-4 zu entnehmen.

Transiente	Systemfunktionen		
	Öffnen der Druckentlastung des Reaktor-kühlkreislaufs	Schließen der Druckentlastung des Reaktor-kühlkreislaufs	Speisewasserversorgung a) Hauptspeisewasser b) Notspeisewasser
ATWS-Störfall "Notstromfall"	2v3 <sup>1)</sup>	4v4	b) 2v4 <sup>3)</sup>
ATWS-Störfall "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung"	3v3 <sup>1)</sup>	4v4	b) 2v4 <sup>3)</sup>
Andere ATWS-Störfälle	2v3 <sup>1)</sup>	4v4	a) 2v4 <sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> Hier interessieren nur die 3 Druckhalterventile mit dem größeren Ventilquerschnitt.

<sup>2)</sup> Einspeisungen über die Hauptspeisewasserleitungen in die Dampferzeuger

<sup>3)</sup> Einspeisungen über das Notspeisewassersystem in die Dampferzeuger

2v4, 4v4 usw. = von 4 vorhandenen redundanten Teilsystemen sind 2 bzw. 4 usw. erforderlich.

Tab. F1, 4-4:

Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bei ATWS-Störfällen

Für den ATWS-Störfall "Notstromfall" (Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung) wurden die Mindestanforderungen aus den Genehmigungsverfahren sowie aus /F1, 4-3 und -4/ übernommen. Der größte Anstieg des Kühlmitteldrucks würde bei einem ATWS-Störfall mit vollständigem "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" erreicht. Für diesen in /F1, 4-3 und -4/ nicht untersuchten Störfall wird wie in WASH-1400 davon ausgegangen, daß ein ausreichendes ÖFFNEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS nur dann erfolgt, wenn die drei Druckhalterventile mit dem größeren Ventilquerschnitt öffnen. Die anderen ATWS-Störfälle können durch den ATWS-Störfall "Ausfall der Hauptwärmesenke" (Tur-

binenschnellabschaltung ohne Öffnen der Frischdampf-Umleiteinrichtung) bei vorhandener elektrischer Eigenbedarfsversorgung pessimistisch abgedeckt werden. Die hierfür in /F1, 4-3 und -4/ zugrunde gelegten Mindestanforderungen sind in der Tabelle F1, 4-4 angegeben.

Bei ATWS-Störfällen öffnen in der Regel alle vier Druckhalterventile. Sinkt der Kühlmitteldruck wieder ab, so ist ein SCHLIESSEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS, das heißt aller Druckhalterventile bzw. der redundanten Absperrarmaturen, erforderlich. Anderenfalls mündet der ATWS-Störfall in einem Kühlmittelverluststörfall "kleines Leck am Druckhalter". Für ein kleines Leck am Druckhalter werden die gleichen Mindestanforderungen zugrunde gelegt wie für ein entsprechendes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung (Abschnitt 4.2.4.2). Analog zu WASH-1400 wird daher für ein solches Leck am Druckhalter die pessimistische Annahme getroffen, daß ein Ausfall der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG zum Kernschmelzen führt.

Da die Reaktorleistung bei ATWS-Störfällen nicht bis auf die Nachzerfallsleistung reduziert wird, muß die NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG praktisch sofort erfolgen, um ein Ausdampfen der Dampf-erzeuger zu verhindern. Das heißt, es kommt hierfür nur das Notspeisewassersystem in Frage. Zur Inbetriebnahme des Notstandssystems benötigt das Kraftwerkspersonal nämlich im Mittel 16 Minuten. Aus diesem Grund wird auch eine VERZÖGERTE SPEISEWASSERVERSORGUNG nicht berücksichtigt.

#### 4.3.4.2 Thermohydraulische Untersuchungen

Thermohydraulische Untersuchungen zu diversen ATWS-Störfällen wurden in /F1, 4-3 und -4/ dokumentiert.

In /F1, 4-3/ wurden die Ergebnisse solcher ATWS-Untersuchungen für den Notstromfall anhand der Kernkraftwerke Biblis, Block A, und der Standardanlage gegenübergestellt. Dabei wurden Parameteruntersuchungen mit einem Ausfall der Druckhalter-Abblaseventile durchgeführt. Die berechneten Kühlmitteldrücke bleiben bei

einem solchen Ausfall weit unter 200 bar. Anzumerken ist, daß diese Untersuchungen alle unter Zugrundelegung eines "frischen Kerns" erfolgten, der nur für kurze Zeit während des ersten Betriebjahres vorliegt. Nach einem Brennelementwechsel hat man einen "teilabgebrannten Kern", der zu deutlich niedrigeren Kühlmitteldrücken führt. Ein "abgebrannter Kern", der kurz vor einem Brennelementwechsel vorhanden ist, bewirkt die niedrigsten Druckanstiege.

Auch zum Ausfall der Hauptwärmesenke bei vorhandener elektrischer Eigenbedarfsversorgung wurden Untersuchungen in /F1, 4-3 und -4/ durchgeführt. Dabei wird bezüglich der HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE davon ausgegangen, daß die Hauptspeisewasserregelung "Hauptlast" funktioniert, das heißt über die Hauptspeisewasser-Regelventile in die Dampferzeuger eingespeist wird. Den Untersuchungen liegt dabei die Annahme zugrunde, daß die Auslösung der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG versagt. Versagt hingegen das mechanische System bei Auslösung der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG, so wird die Stromversorgung der Steuerstäbe unterbrochen. Als Folge davon werden eine Turbinenschnellabschaltung ausgelöst sowie die Hauptspeisewasser-Regelventile geschlossen. Zeitverzögert werden die Schwachlastregelventile geöffnet.

Auch unter dieser Voraussetzung ergeben sich bei Erfüllung der Mindestanforderungen von Tabelle F1, 4-4 Kühlmitteldrücke, die unter dem 1,5fachen Auslegungsdruck liegen. Das selbst dann, wenn ein "frischer Kern" zugrunde gelegt wird. Daher kann davon ausgegangen werden, daß es zu keinem Überdruckversagen des Reaktorkühlkreislaufs kommt.

Aufgrund des verzögerten Öffnens der Schwachlastregelventile sinkt der Wasserstand in den Dampferzeugern weiter ab. Wird in einem der vier Dampferzeuger der Wasserstand von 6,5 m unterschritten, so werden die Druckschieber aller Hauptspeisewasserpumpen geschlossen, so daß nur die NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG zur Verfügung steht. Im Rahmen der vorliegenden Studie wird davon ausgegangen, daß an die NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG die gleichen Mindestanforderungen zu stellen sind wie an die HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG. Hierzu sind in der Phase B der Risikostudie weitere Untersuchungen erforderlich.

Bei allen durchgeführten Untersuchungen zu ATWS-Störfällen wurden Kühlmitteltemperaturen unter 400 °C ermittelt. Die berechneten maximalen Brennstabhüllentemperaturen liegen durchweg unter oder um 600 °C.

#### 4.3.4.3 Ereignisablaufanalyse

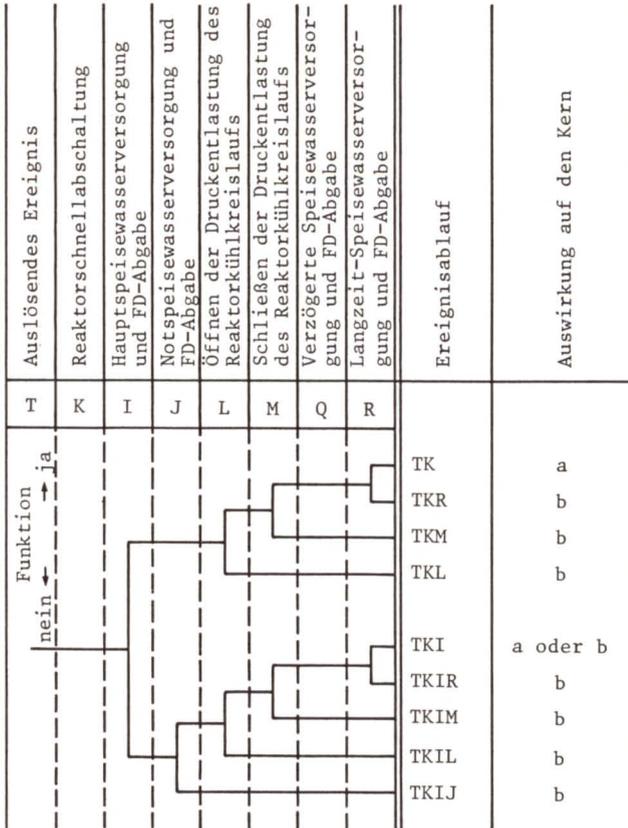
Das Ereignisablaufdiagramm für ATWS-Störfälle ist im Bild F1, 4-44 wiedergegeben. Wie im vorangegangenen Abschnitt erläutert, wird im Rahmen der Phase A der Risikostudie davon ausgegangen, daß alternativ zur HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE immer auch die NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE ausreicht. Der Ereignisablauf TKI ist dann kein Kernschmelzablauf.

#### 4.3.4.4 Ergebnisse

Eine REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG wird in deutschen Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor mit einer mittleren Häufigkeit von 5/a bei Leistungsbetrieb ausgelöst (Median 5/a, Unsicherheitsfaktor 2). Im Fachband 2 wird die Wahrscheinlichkeit des Ausfalls der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG bei Anforderung zu  $5 \cdot 10^{-6}$  bestimmt (Median  $3 \cdot 10^{-6}$ , Unsicherheitsfaktor 5). Daraus ergibt sich eine obere Grenze für die Eintrittshäufigkeit von ATWS-Störfällen zu  $3 \cdot 10^{-5}$ /a (Median  $1,5 \cdot 10^{-5}$ /a, Unsicherheitsfaktor 6). Die Eintrittshäufigkeit des ATWS-Störfalls "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" errechnet sich analog zu  $4 \cdot 10^{-6}$ /a (Median  $2 \cdot 10^{-6}$ /a, Unsicherheitsfaktor 7).

Die Eintrittshäufigkeit von ATWS-Störfällen ist also gering. Zu einer Überhitzung des Kerns kann es bei solchen ATWS-Störfällen außerdem nur kommen, wenn außer der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG weitere angeforderte Systemfunktionen ausfallen.

Für die Häufigkeitsbewertung der Ereignisabläufe (Bild F1, 4-45) wurde der Einfachheit halber nicht unterschieden, ob den ATWS-Störfällen ein Ausfall des Reaktorschutzsystems oder des mecha-



a kein Kernschmelzen  
 b Kernschmelzen

Bild F1, 4-44:  
 Ereignisablaufdiagramm "ATWS-Störfälle"

nischen Systems zur Reaktorschnellabschaltung zugrunde liegt. In einen Fall ist die HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPF-ABGABE verfügbar, im anderen Fall nicht, so daß nur die NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPFABGABE zur Verfügung steht. Der zuletzt genannte ungünstigere Fall wurde den Wahrscheinlichkeitsabschätzungen zugrunde gelegt; auf der Basis der im Abschnitt 4.3.4.3 aufgeführten Annahme ist der Einfluß auf die er-

	Auslösendes Ereignis
I	Reaktorschnellabschaltung
K	Hauptspeisewasserversorgung und FD-Abgabe
L	Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe
M	Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühllaufs
N	Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühllaufs
O	Verzögerte Speisewasserversorgung und FD-Abgabe
P	Langzeit-Speisewasserversorgung und FD-Abgabe

Ereignisablauf	Häufigkeit in 1/a <sup>1)</sup> (Erwartungswert)	Auswirkung auf den Kern
TK+TKI	$3 \cdot 10^{-5}$	a
TKR+TKIR	$\epsilon$	b
TKM+TKIM	$7 \cdot 10^{-7}$	b
TKL+TKIL	$5 \cdot 10^{-7}$	b
TKIJ	$6 \cdot 10^{-8}$	b

1) Häufigkeit der einzelnen Ereignisabläufe. Die Häufigkeit der auslösenden Ereignisse ist darin bereits enthalten.

Bild F1, 4-45:  
Bewertetes Ereignisablaufdiagramm "ATWS-Störfälle"

mittelte Häufigkeit von nicht beherrschten Störfällen aber gering. Für die Häufigkeit von nicht beherrschten ATWS-Störfällen ergibt sich insgesamt ein Erwartungswert von  $1,3 \cdot 10^{-6}/a$  (Median  $8 \cdot 10^{-7}/a$ , Unsicherheitsfaktor 5). Die Hauptbeiträge hierzu kommen vom Ausfall des SCHLIESSENS DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTOR-KÜHLKREISLAUFS bei allen ATWS-Störfällen mit  $7 \cdot 10^{-7}/a$  (Median  $3 \cdot 10^{-7}/a$ , Unsicherheitsfaktor 8) und vom Ausfall des ÖFFNENS DER

DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFES beim ATWS-Störfall "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" mit  $5 \cdot 10^{-7}/a$  (Median  $2 \cdot 10^{-7}/a$ , Unsicherheitsfaktor 8).

#### 4.4 Zusammenfassung der Ergebnisse für anlageninterne Störfälle

In den vorangegangenen Abschnitten wurden, ausgehend von den auslösenden Ereignissen, die Ereignisabläufe diskutiert. Die physikalisch unterschiedlichen Ereignisabläufe wurden ausgewiesen und mit Wahrscheinlichkeiten bewertet. Damit konnten die Beiträge zur Häufigkeit von nicht beherrschten Störfällen, das heißt von Kernschmelzunfällen, ermittelt werden.

Die mit den Ereignisablaufanalysen ermittelten Häufigkeiten sind in Tabelle F1, 4-5 zusammengestellt. Nicht aufgeführt ist der zu vernachlässigende Beitrag von  $3 \cdot 10^{-8}/a$  durch ein Leck über eine Anschlußleitung, das aufgrund des Ausfalls von zwei Absperrarmaturen eintreten könnte.

Kühlmittelverluststörfall Transiente	Häufigkeit des auslösenden Ereignisses h (Erwartungswert) 1/a	Bedingte Wahrscheinlichkeit des Ausfalls der erforderlichen Systemfunktionen w (Erwartungswert)	Häufigkeit von Kernschmelzunfällen h · w (Erwartungswert) 1/a
Großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$2,7 \cdot 10^{-4}$	$1,7 \cdot 10^{-3}$	$5 \cdot 10^{-7}$
Mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$8 \cdot 10^{-4}$	$2,3 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-6}$
Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$2,7 \cdot 10^{-3}$	$2,1 \cdot 10^{-2}$	$5,7 \cdot 10^{-5}$
Notstromfall	$1 \cdot 10^{-1}$	$1,3 \cdot 10^{-4}$	$1,3 \cdot 10^{-5}$
Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	$8 \cdot 10^{-1}$	$4 \cdot 10^{-6}$	$3 \cdot 10^{-6}$
Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall	$2,7 \cdot 10^{-4}1)$	$2,6 \cdot 10^{-2}$	$7 \cdot 10^{-6}$
Kleines Leck am Druckhalter bei anderen Transienten	$1 \cdot 10^{-3}1)$	$2 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-6}$
ATWS-Störfälle	$3 \cdot 10^{-5}$	$3 \cdot 10^{-2}$	$1 \cdot 10^{-6}$

1) Die Häufigkeit des kleinen Lecks am Druckhalter erhält man aus der Häufigkeit, mit der ein Druckhalter-Abblaseventil öffnet (0,1/a beim Notstromfall, 0,4/a bei allen anderen Transienten), durch Multiplikation mit der bedingten Wahrscheinlichkeit  $2,7 \cdot 10^{-3}$ , daß das Abblaseventil und die dazu redundante Absperrarmatur nicht schließen.

Tab. F1, 4-5:

Zusammenfassung der Ergebnisse der Ereignisablaufanalyse

Ein Leck in einem Druckbehälter (Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger, Druckhalter) ist wesentlich unwahrscheinlicher als ein Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, wird aber generell durch die Sicherheitssysteme ebenso beherrscht; solche Lecks werden durch die Untersuchungen zu den Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung abgedeckt. Dies gilt nicht für den Zerknall des Reaktordruckbehälters. Hierfür wird eine Häufigkeit von  $1 \cdot 10^{-7}/a$  angenommen (Fachband 3). Dieser Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit ist ebenfalls vernachlässigbar und daher nicht in der Tabelle aufgeführt.

Die Summe der Kernschmelzhäufigkeiten liegt demnach bei  $9 \cdot 10^{-5}/a$ . Die Parameter der zugehörigen Verteilungsfunktion sind in Tabelle F1, 4-6 angegeben. Die größten Beiträge stammen vom kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung und vom Notstromfall. Im ersten Fall ist dies sowohl auf die größere Eintrittshäufigkeit im Vergleich zu den übrigen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung als auch auf die hohe Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen zurückzuführen. Im zweiten Fall ist die Ursache die relativ hohe Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses. Der Notstromfall geht bei einem Versagen des Schließens der Druckhalterventile in den Störfall "kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall" über, der auch einen wichtigen Beitrag zur Summe der Kernschmelzhäufigkeiten liefert.

Erwartungswert	$9 \cdot 10^{-5}$
Median (50%-Fraktile)	$4 \cdot 10^{-5}$
Untere Grenze (5%-Fraktile)	$1 \cdot 10^{-5}$
Obere Grenze (95%-Fraktile)	$3 \cdot 10^{-4}$

Die eingetragenen Werte sind Häufigkeiten pro Betriebsjahr.

Tab. F1, 4-6:

Summe der Häufigkeiten von Kernschmelzunfällen

Aus Tabelle F1, 4-7 sind die anteiligen Beiträge der Ausfälle der Systemfunktionen für die unterschiedlichen Kühlmittelverlust-

Kühlmittelverlust- störfall, Transiente	Häufigkeit des nicht beherrsch- ten Störfalls	Ausfall der Systemfunktionen	Ereignis- ablauf	Beitrag zur Häufigkeit des nicht beherrsch- ten Störfalls
Großes Leck in einer Hauptkühl- mittelleitung	$5 \cdot 10^{-7}/a$	Druckspeicher-Einspeisungen ND-Einspeisungen für Fluten ND-Einspeisungen für Sumpf- Umwälzbetrieb Langzeit-Notnachkühlung Sonstige	AD AE AF AH	42 % 12 % 30 % 12 % 4 %
Mittleres Leck in einer Hauptkühl- mittelleitung	$2 \cdot 10^{-6}/a$	HD-Einspeisungen Druckspeicher-Einspeisungen ND-Einspeisungen für Fluten ND-Einspeisungen für Sumpf- Umwälzbetrieb Langzeit-Notnachkühlung Sonstige	$S_1C, S_1CE$ $S_1D$ $S_1E$ $S_1F$ $S_1H$	52 % 9 % 4 % 21 % 9 % 5 %
Kleines Leck in einer Hauptkühl- mittelleitung	$5,7 \cdot 10^{-5}/a$	Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe HD-Einspeisungen Sonstige	$S_2LJ$ $S_2IC$	90 % 5 % 5 %
Notstromfall	$1,3 \cdot 10^{-5}/a$	Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe, Verzögerte Speisewasserversorgung und FD-Abgabe Langzeit-Speisewasserversor- gung und FD-Abgabe	$T_1IJQ, T_1IJMQ$ $T_1IR$	67 % 33 %
Ausfall der Haupt- speisewasserver- sorgung	$3 \cdot 10^{-6}/a$	Hauptspeisewasserversorgung und FD-Abgabe, Notspeisewas- serversorgung und FD-Abgabe, Verzögerte Speisewasserver- sorgung und FD-Abgabe Hauptspeisewasserversorgung und FD-Abgabe, Langzeit- Speisewasserversorgung und FD-Abgabe Langzeit-Speisewasserversor- gung und FD-Abgabe	$T_2LJQ$ $T_2IR$ $T_2R$	76 % 12 % 12 %
Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall	$7 \cdot 10^{-6}/a$	Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe ND-Einspeisungen Sonstige	$T_1S_2IJ, T_1S_2IJCE,$ $T_1S_2IJ, T_1S_2IJCE$ $T_1S_2IC, T_1S_2ICE,$ $T_1S_2IC, T_1S_2ICE$	20 % 78 % 2 %
Kleines Leck am Druckhalter bei an- deren Transienten	$2 \cdot 10^{-6}/a$	HD-Einspeisungen ND-Einspeisungen für Fluten ND-Einspeisungen für Sumpf- Umwälzbetrieb Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe	$TS_2IC, TS_2ICE$ $TS_2E$ $TS_2F$ $TS_2LJ$	50 % 5 % 20 % 25 %
ATWS-Störfälle	$1 \cdot 10^{-6}/a$	Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs Schließen der Druckentla- stung des Reaktorkühlkreis- laufs	TKIJ TKL + TKIL TKM + TKIM	5 % 40 % 55 %

Tab. F1, 4-7:

Beiträge des Ausfalls der Systemfunktionen zur Häufigkeit der nicht beherrschten Störfälle

störfälle und Transienten ersichtlich, die einen Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit liefern. Bezugswert ist die Häufigkeit des Kernschmelzens als Folge des jeweils betrachteten auslösenden Ereignisses. Der Einfluß ein und derselben Systemfunktion ist oft unterschiedlich groß, weil

- zur Beherrschung verschiedener Störfälle unterschiedliche Systemfunktionen notwendig sind,
- die Mindestanforderungen verschieden sein können,
- die Wahrscheinlichkeiten des Ausfalls der Systemfunktionen vom jeweiligen Ereignisablauf abhängig sind.

## 5. VERSAGEN DES SICHERHEITSBEHÄLTERS

### 5.1 Allgemeines

Gelangen bei einem Störfall radioaktive Stoffe aus dem Reaktorkern und dem Reaktorkühlkreislauf in den Sicherheitsbehälter, so stellt der Sicherheitsbehälter mit der umgebenden Stahlbetonhülle die letzte Sicherheitsbarriere dar. Bleibt diese Sicherheitsbarriere intakt, so kommt es zu keiner nennenswerten Freisetzung von Spaltprodukten. Sollte sie jedoch versagen, so können radioaktive Spaltprodukte aus der Anlage in die Umgebung austreten.

Für die Häufigkeit von Spaltproduktfreisetzungen aus dem Sicherheitsbehälter sind zusätzlich zur Häufigkeit der Ereignisabläufe, die bis zur Schnittstelle "Kernschmelzen" gehen, die Versagensmöglichkeiten für den Sicherheitsbehälter und die zugehörigen Wahrscheinlichkeiten zu berücksichtigen.

Ein Versagen bzw. eine Undichtigkeit des Sicherheitsbehälters bei einem Störfall oder Unfall kann zwei prinzipiell unterschiedliche Ursachen haben. Zum einen ist es möglich, daß aufgrund von Fehlern der Sicherheitsbehälter im Anforderungsfall nicht dicht abschließt, das heißt Leckagen aufweist. Ursache für ein solches Versagen des Sicherheitsbehälterabschlusses können z.B. Ausfälle der Abschlußorgane von Sicherheitsbehälterdurchführungen sein. Zum anderen ist es aber auch denkbar, daß der Sicherheitsbehälter im Verlauf eines Störfalls bzw. Unfalls Belastungen unterworfen wird, für die er nicht ausgelegt ist. Überschreiten solche Belastungen Versagensgrenzen des Sicherheitsbehälters, so wird er zwangsläufig beschädigt.

Bei Versagen des Sicherheitsbehälters wird unterstellt, daß die Leckagen und eine eventuell damit verbundene Spaltproduktfreisetzung unmittelbar ins Freie erfolgen. Eine mögliche Rückhaltewirkung der Sekundärabschirmung bzw. der Ringraumabsaugung (mit den Störfallfiltern) wird in einem solchen Fall nicht berücksichtigt.

## 5.2 Versagensarten des Sicherheitsbehälters

### 5.2.1 V e r s a g e n d e s S i c h e r h e i t s b e h ä l - t e r a b s c h l u s s e s

Der Sicherheitsbehälter der Referenzanlage besteht aus einer gasdicht verschweißten kugelförmigen Stahlhülle von 56 m Durchmesser. Ins Innere der Stahlhülle führen 3 druckfeste und gasdichte Schleusen. Daneben gibt es in der Stahlhülle eine Reihe von Rohrleitungs- und Kabeldurchführungen, die im wesentlichen zum Betrieb der innerhalb des Sicherheitsbehälters angeordneten Systeme erforderlich sind. Jede die Stahlhülle durchdringende Rohrleitung ist mit mindestens 2 hintereinandergeschalteten Absperrarmaturen versehen. Bei Eintritt eines Störfalls werden die Absperrrichtungen aller Rohrleitungen, die zur Beherrschung des Störfalls nicht benötigt werden, automatisch geschlossen. Wenn nun die hintereinandergeschalteten Absperrarmaturen einer Rohrleitung aufgrund irgendwelcher Fehler nicht geschlossen werden können, so bedeutet dies bei einigen bestimmten Rohrleitungen, daß der Sicherheitsbehälter ebenfalls nicht dicht geschlossen werden kann. Er weist dann ein Leck entsprechend der Größe der Rohrleitung auf.

Mögliche Leckagen des Sicherheitsbehälters bei nicht beherrschten Störfällen werden mit Hilfe der Zuverlässigkeitsanalyse eingehend untersucht (Fachband 2). Es ist zweckmäßig, das Spektrum möglicher Leckagen des Sicherheitsbehälters in folgende 3 Bereiche zu unterteilen:

- große Leckage des Sicherheitsbehälters, repräsentiert durch ein Leck mit einem Durchmesser von 300 mm,
- mittlere Leckage des Sicherheitsbehälters, repräsentiert durch ein Leck mit einem Durchmesser von 80 mm,
- kleine Leckage des Sicherheitsbehälters, repräsentiert durch ein Leck mit einem Durchmesser von 25 mm.

Bei beherrschten Störfällen wird nicht so weitgehend differenziert, sondern nur eine Leckage des Sicherheitsbehälters weiter untersucht. Als repräsentativ für die Ermittlung der Häufigkeit

eines Lecks im Sicherheitsbehälter wird ein Leck mit einem Durchmesser von 80 mm zugrunde gelegt, d.h., es wird große und mittlere Leckage zusammengefaßt.

#### 5.2.2 V e r s a g e n d e s S i c h e r h e i t s b e h ä l - t e r s d u r c h Ü b e r s c h r e i t e n z u l ä s - s i g e r B e l a s t u n g e n

Bei einem nicht beherrschten Störfall können je nach Ablauf der Ereignisse verschiedene physikalische bzw. chemische Prozesse auftreten, die den Sicherheitsbehälter mehr oder weniger stark belasten und für die der Sicherheitsbehälter gegebenenfalls nicht ausgelegt ist.

Insgesamt liefern die Untersuchungen folgendes Resultat (Fachband 5):

- Eine Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter kann nicht mit letzter Sicherheit ausgeschlossen werden; bei dem dann als pessimistischen Grenzfall möglichen Versagen des Reaktordruckbehälters wird ein Versagen des Sicherheitsbehälters unterstellt.
- In der Anfangsphase von Kernschmelzunfällen bleibt der Druck im Sicherheitsbehälter unter dem Auslegungsdruck. Ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters ist in dieser Zeit nicht zu erwarten. Die Freisetzung von Spaltprodukten und von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter spielt für den Druckaufbau nur eine geringe Rolle, wenn eine sofortige kontinuierliche Verbrennung des Wasserstoffs angenommen wird. Bei den Kernschmelzunfällen kommt es jedoch nach Durchschmelzen der inneren Betonabschirmung zur Verdampfung des Sumpfwassers. Daraus resultiert langfristig ein starker Druckanstieg, der bei dichtem Sicherheitsbehälter schließlich zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters führt.

Unterstellt man vom Eintritt des auslösenden Ereignisses an ein Leck im Sicherheitsbehälter, so strömen während des gesamten Unfallablaufs aufgrund des Druckgefälles Masse und Energie aus dem

Sicherheitsbehälter in die Umgebung. Das führt zu einer Verringerung des Sicherheitsbehälterdruckes. Für die verschiedenen Leckgrößen im Sicherheitsbehälter zeigt der Druckverlauf folgendes Verhalten:

- Bei einem kleinen Leck im Sicherheitsbehälter kommt es langfristig zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters. Da der Druckaufbau langsamer erfolgt als bei dichtem Sicherheitsbehälter, tritt das Überdruckversagen entsprechend später ein.
- Bei einem mittleren Leck im Sicherheitsbehälter steigt der Druck im Sicherheitsbehälter ebenfalls langfristig noch an. Es kann auch hier noch zum Überdruckversagen der Sicherheitsbehälter kommen.
- Bei einem großen Leck im Sicherheitsbehälter stabilisiert sich der Druck im Sicherheitsbehälter langfristig auf einen Wert zwischen 1 und 2 bar. Ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters findet nicht statt.

In zwei Phasen eines Kernschmelzunfalles wird aufgrund chemischer Prozesse Wasserstoff gebildet und in den Sicherheitsbehälter freigesetzt (Fachband 5). Sollte dieser Wasserstoff nicht verbrennen, so besteht die Möglichkeit, daß er sich im Sicherheitsbehälter bis zur unteren Explosionsgrenze anreichert. Es könnte dann zu einer plötzlichen Verbrennung des Wasserstoffs kommen. In Anlehnungen an die Ausführungen zur H<sub>2</sub>-Explosion in WASH-1400 wird in der Phase A der Studie angenommen, daß hierbei kein Versagen des Sicherheitsbehälters eintritt. Die Gültigkeit dieser Annahme muß in Phase B der Studie noch überprüft werden.

### 5.3 Ereignisablaufanalyse

In den Abschnitten 5.1 und 5.2 wurden die verschiedenen Versagensmöglichkeiten des Sicherheitsbehälters im Verlauf eines Störfalles oder Unfalls diskutiert. Demnach ist bei STÖRFÄLLEN, DIE VON DEN SICHERHEITSSYSTEMEN BEHERRSCHT WERDEN, die einzig mögliche Versagensart des Sicherheitsbehälters die Leckage. Wie in WASH-1400 wird hier nur zwischen den beiden Möglichkeiten

- intakter Sicherheitsbehälter,
- Leckage des Sicherheitsbehälters

unterschieden.

Bei KERNSCHMELZUNFÄLLEN müssen folgende Versagensarten des Sicherheitsbehälters berücksichtigt werden:

- $\alpha$  - Zerstörung des Sicherheitsbehälters als Folge einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter,
- $\beta_1$  - große Leckage des Sicherheitsbehälters (kein Überdruckversagen),
- $\beta_2$  - mittlere Leckage des Sicherheitsbehälters (evtl. Überdruckversagen),
- $\beta_3$  - kleine Leckage des Sicherheitsbehälters (Überdruckversagen),
- $\eta$  - Ausfall der Ringraumabsaugung bei intaktem Sicherheitsbehälter (Überdruckversagen),
- $\delta$  - Überdruckversagen.

Die griechischen Buchstaben sind die Kurzbezeichnungen für die Versagensarten des Sicherheitsbehälters. Die Wahl der Buchstaben erfolgte in Anlehnung an WASH-1400. Das Ereignisablaufdiagramm ist im Bild F1, 5-1 wiedergegeben. In WASH-1400 wird angenommen, daß ein Versagen des Sicherheitsbehälters mit einer Freisetzung in die Atmosphäre gravierendere Auswirkungen hat als ein Durchschmelzen des Fundaments und damit verbundene Freisetzung von Spaltprodukten im Erdreich. Tritt vor Durchschmelzen des Fundaments ein Versagen des Sicherheitsbehälters ein, das zu einer Freisetzung führt, so wird in WASH-1400 die Freisetzung in das Erdreich nicht weiter betrachtet. Dieses Vorgehen wird von WASH-1400 übernommen.

Wie die Untersuchungen im Fachband 5 zeigen, kommt es im Fall der deutschen Referenzanlage bei einem Kernschmelzunfall vor der Zerstörung des Fundaments stets auf einem anderen Weg zum Versagen des Sicherheitsbehälters und damit verbunden zu einer atmosphärischen Freisetzung. Die Freisetzung von Spaltprodukten ins Erdreich nach Durchschmelzen des Fundaments wird deshalb nicht weiter verfolgt.

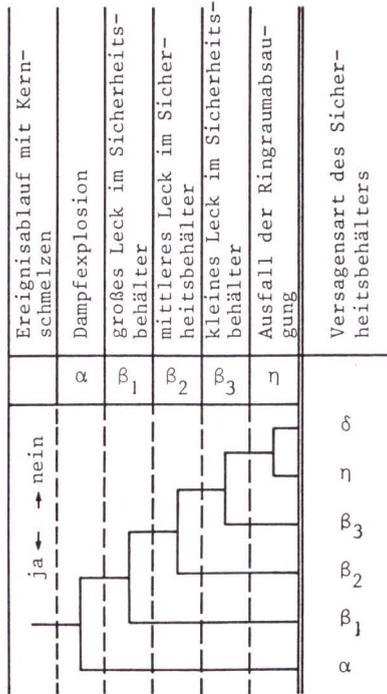


Bild F1, 5-1:

Ereignisablaufdiagramm für das Sicherheitsbehälterversagen bei Kernschmelzunfällen

#### 5.4 Freisetzungskategorien

Die Untersuchungen im Kapitel 4 zeigen, daß viele Ereignisabläufe denkbar sind, die entsprechend der Festlegung der Mindestanforderungen zum Schmelzen des Kerns führen können. Abgesehen vom zeitlichen Ablauf sind die physikalischen Vorgänge beim Kernschmelzen selbst und bei der Spaltproduktfreisetzung aus dem Kern für die verschiedenen Kernschmelzunfälle sehr ähnlich. Im Fachband 5 wird gezeigt, daß im Rahmen dieser Studie die Zahl der zu untersuchenden Kernschmelzunfälle auf zwei repräsentative Kernschmelzunfälle reduziert werden kann, die als Folge eines

großen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung möglich sind. Bei Kühlmittelverluststörfällen lassen sich mit diesen beiden Unfallabläufen alle anderen Kernschmelzunfälle sowohl hinsichtlich des zeitlichen Verhaltens als auch hinsichtlich der Spaltproduktfreisetzung in den Sicherheitsbehälter abdecken. Bei Transientenstörfällen sind Unfallabläufe möglich, die zu Kernschmelzen unter vollem Druck im Reaktorkühlkreislauf führen. Eine genauere Untersuchung solcher Unfallabläufe steht noch aus. Für die Phase A der vorliegenden Studie wird angenommen, daß auch diese Kernschmelzunfälle durch die beiden Kernschmelzabläufe als Folge eines großen Lecks abgedeckt werden können. Zu jedem dieser beiden Kernschmelzunfälle sind, in Kombination mit den unterstellten Versagensarten des Sicherheitsbehälters, die Spaltproduktfreisetzungen aus der Anlage zu ermitteln (Fachband 5). Die so berechneten Freisetzungen lassen sich wiederum zu repräsentativen Freisetzungen, den sogenannten Freisetzungskategorien, zusammenfassen. Die Bildung dieser Freisetzungskategorien wird im folgenden näher erläutert.

Analysiert man die Ergebnisse der Rechnungen zur Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage, so zeigt sich folgendes:

- Die Größe der Freisetzung hängt stark davon ab, ob ein Störfall zu Kernschmelzen führt und welche Versagensart des Sicherheitsbehälters unterstellt wird.
- Bei Kernschmelzunfällen hängt die Höhe der Freisetzung vergleichsweise wenig davon ab, welcher der beiden repräsentativen Kernschmelzabläufe den Rechnungen zugrunde gelegt wird.

Es ist deshalb möglich, die Freisetzungen in Gruppen zusammenzufassen. Dabei erfolgt die Aufteilung danach, ob Kernschmelzen vorliegt und welche Versagensart des Sicherheitsbehälters unterstellt wird.

Wie in den Abschnitten 5.2 bis 5.3 dargelegt, werden bei Kernschmelzunfällen folgende Versagensarten des Sicherheitsbehälters betrachtet:

- Leckagen des Sicherheitsbehälters, eingeteilt in große, mittlere und kleine Leckagen,

- Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters mit oder ohne Ringraumabsaugung bis zum Zeitpunkt des Überdruckversagens,
- Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter, die zu einer Zerstörung des Sicherheitsbehälters führt.

Sowohl die systemtechnischen Untersuchungen zur Ermittlung möglicher Leckagen des Sicherheitsbehälters als auch die Ergebnisse der Rechnungen zur Spaltproduktfreisetzung haben gezeigt, daß es zweckmäßig ist, die Versagensart "Leckage des Sicherheitsbehälters" je nach Größe des Lecks in drei Bereiche zu unterteilen.

Bei den untersuchten Störfallabläufen, die nicht in Kernschmelzen münden, ist lediglich die Versagensart "Leckage des Sicherheitsbehälters" möglich. Hier wird nicht nach der Größe des Lecks weiter differenziert.

Mit Hilfe der oben erläuterten Kriterien lassen sich insgesamt 8 Gruppen von Freisetzungen bilden. Jeder betrachtete Ereignisablauf kann bezüglich seiner Freisetzung einer dieser 8 Gruppen zugeordnet werden. Jede Gruppe wird durch eine repräsentative Freisetzung (Freisetzungskategorie) beschrieben. Die Bestimmung der repräsentativen Freisetzung erfolgt dabei analog zum Vorgehen in WASH-1400 (Einzelheiten dazu siehe Fachband 6). Die nach diesem Verfahren gebildeten Freisetzungskategorien sind in Tabelle F1, 5-1 zusammengestellt. Sie werden im folgenden einzeln diskutiert.

Freisetzungskategorie 1 umfaßt alle Kernschmelzunfälle, bei denen eine Dampfexplosion von solcher Größe im Reaktordruckbehälter unterstellt wird, daß als Folge eine Zerstörung des Sicherheitsbehälters eintritt. Die Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage ist bei dieser Kategorie am größten. Dies hat im wesentlichen zwei Gründe: Zum einen erfolgt der Hauptteil der Freisetzung unmittelbar nach Abschmelzen des Kerns. Wegen der äußerst kurzen Verweildauer der Spaltprodukte in der Sicherheitsbehälteratmosphäre sind deshalb die Ablagerungseffekte gering. Zum anderen wird wie in WASH-1400 angenommen, daß die mit einer Dampfexplosion verbundenen Vorgänge im Vergleich zu Kernschmelzunfällen ohne Dampfexplosion zu einer zusätzlichen Spaltproduktfreisetzung führen.

Freisetzungskategorie	Beschreibung
1	Kernschmelzen mit Dampfexplosion
2	Kernschmelzen, großes Leck im Sicherheitsbehälter ( $\varnothing$ 300 mm)
3	Kernschmelzen, mittleres Leck im Sicherheitsbehälter ( $\varnothing$ 80 mm)
4	Kernschmelzen, kleines Leck im Sicherheitsbehälter ( $\varnothing$ 25 mm)
5	Kernschmelzen, Ausfall der Ringraumabsaugung, Überdruckversagen
6	Kernschmelzen, Überdruckversagen
7	Beherrschter Kühlmittelverluststörfall, großes Leck im Sicherheitsbehälter ( $\varnothing$ 300 mm)
8	Beherrschter Kühlmittelverluststörfall

Tab. Fl, 5-1:  
Freisetzungskategorien

Freisetzungskategorie 2 beinhaltet die Kernschmelzunfälle, bei denen ein großes Leck im Sicherheitsbehälter angenommen wird. Bei dieser Leckgröße findet langfristig kein wesentlicher Druckaufbau im Sicherheitsbehälter statt. Die aus dem Kernbrennstoff freigesetzten Spaltprodukte gelangen nach relativ kurzer Zeit über das Leck im Sicherheitsbehälter ins Freie. Obwohl die Ablagerungsprozesse auch hier noch keine große Rolle spielen, ist die Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage insgesamt niedriger als in der Freisetzungskategorie 1.

Die Freisetzungskategorien 3 und 4 beinhalten Kernschmelzunfälle, bei denen ein mittleres bzw. kleines Leck im Sicherheitsbehälter angenommen wird. Die Ausströmung aus dem Sicherheitsbehälter geht in beiden Fällen erheblich langsamer vonstatten als

bei einem großen Leck im Sicherheitsbehälter. Das führt dazu, daß die Verweildauer der Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter je nach Leckgröße relativ groß wird und die Ablagerungseffekte zu einer deutlichen Verringerung der Freisetzung aus der Anlage führen. Bei der Freisetzungskategorie 3 tritt in einem Teil der Fälle ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters auf, bei Freisetzungskategorie 4 ist immer mit einem solchen Überdruckversagen zu rechnen.

Die Freisetzungskategorien 5 und 6 umfassen Kernschmelzunfälle, bei denen der Sicherheitsbehälter zunächst intakt ist. Langfristig muß dann jedoch mit Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters gerechnet werden. Analog zu WASH-1400 wird vor dem Überdruckversagen pessimistisch eine Leckage des Sicherheitsbehälters in Höhe der 10fachen Auslegungsleckage unterstellt. Diese Leckage gelangt in den Ringraum zwischen Sicherheitsbehälter und Betonabschirmung und wird von dort mit Hilfe der Ringraumabsaugung über die Störfallfilter und den Kamin in die Umgebung abgeleitet. Bei Kategorie 5 wird im Gegensatz zu Kategorie 6 ein Ausfall der Ringraumabsaugung unterstellt, so daß die Leckage aus dem Sicherheitsbehälter nicht über die Störfallfilter abgegeben wird. Die Rechnungen zu den Ereignisabläufen der Freisetzungskategorien 5 und 6 zeigen, daß die Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage über einen großen Zeitbereich erfolgt und daß dabei für einige Gruppen von Spaltprodukten die Freisetzung vor dem Überdruckversagen ähnlich hoch ist wie beim Überdruckversagen selbst (Fachband 6).

Die Freisetzungskategorien 7 und 8 enthalten vom Notkühlsystem beherrschte Kühlmittelverluststörfälle, die durch ein mittleres oder großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung hervorgerufen wurden. Bei diesen Störfallabläufen ist mit Hüllrohrschäden zu rechnen, ansonsten bleibt der Kern intakt. Es können deshalb lediglich die im Spaltgasraum der Brennstäbe angesammelten gasförmigen und leichtflüchtigen Spaltprodukte aus dem Kern freigesetzt werden. Im Vergleich zu Kernschmelzunfällen ist diese Freisetzung relativ gering. Bei der Spaltproduktfreisetzung in Freisetzungskategorie 7 wird, stellvertretend für denkbare Sicherheitsbehälterleckagen, ein großes Leck im Sicherheitsbehälter

unterstellt. Bei Freisetzungskategorie 8 ist der Sicherheitsbehälter intakt. Jedoch wird analog zu WASH-1400 pessimistisch eine 10fache Auslegungsleckage unterstellt.

Die hier beschriebenen acht Freisetzungskategorien umfassen also das gesamte Spektrum von Freisetzungen, angefangen beim schwersten Kernschmelzunfall bis zum beherrschten Kühlmittelverluststörfall.

## 5.5 Ergebnisse

Die Wahrscheinlichkeiten für die verschiedenen Versagensarten des Sicherheitsbehälters sind im allgemeinen von den jeweils betrachteten Ereignisabläufen abhängig. Daher muß ein dominanter Wert der Kernschmelzhäufigkeit nicht zwangsläufig zur größten Häufigkeit für die Spaltproduktfreisetzung führen. Die bedingten Wahrscheinlichkeiten  $p_i$  für die einzelnen Versagensarten  $i$  des Sicherheitsbehälters wurden auf unterschiedliche Weise ermittelt:

- Für die Wahrscheinlichkeit, daß sich bei einem Kernschmelzunfall eine Dampfexplosion ereignet, die über ein Versagen des Reaktordruckbehälters zu einer Zerstörung des Sicherheitsbehälters führt (Versagensart  $\alpha$ ), wurde der in WASH-1400 ausgewiesene Wert übernommen (Median =  $10^{-2}$  mit einem Unsicherheitsfaktor von 10; daraus folgt ein Erwartungswert von  $\bar{p}_\alpha = 2,7 \cdot 10^{-2}$ ).
- Die Wahrscheinlichkeiten für das Auftreten von Lecks im Sicherheitsbehälter, zusammen mit einem Kernschmelzunfall (Versagensarten  $\beta_1$ ,  $\beta_2$  und  $\beta_3$ ), bzw. für Ausfall der Ringraumabsaugung oder der Störfallfilter (Versagensart  $\eta$ ) wurden mit Hilfe von Fehlerbaumanalysen bestimmt. Dabei wurde berücksichtigt, daß diese Wahrscheinlichkeiten im allgemeinen sowohl vom auslösenden Ereignis als auch von einem Versagen der verschiedenen Systemfunktionen abhängen.
- Bei Kernschmelzunfällen tritt ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters ein (Versagensart  $\delta$ ), falls der Sicherheitsbehälter nicht vorher auf andere Weise versagt hat. Die

Wahrscheinlichkeit  $p_{\delta}$  ergibt sich deshalb aus der Differenz von 1 und der Summe der Wahrscheinlichkeiten der anderen Versagensarten des Sicherheitsbehälters bei sonst gleichem Ereignisablauf.

- Für die Wahrscheinlichkeit, daß bei einem beherrschten Kühlmittelverluststörfall eine mittlere oder große Leckage des Sicherheitsbehälters vorliegt, wurde mit Hilfe der Fehlerbaumanalyse ein Erwartungswert von  $2 \cdot 10^{-4}$  ermittelt.

In der Tabelle F1, 5-2 sind zu jeder Freisetzungskategorie die Ereignisabläufe, die wesentlich zur Häufigkeit der Kategorie beitragen, zusammengestellt. Zu jedem dieser dominanten Ereignisabläufe ist der Erwartungswert der zugehörigen Häufigkeit angegeben.

Zur Bezeichnung der Ereignisabläufe werden die in Kapitel 4 eingeführten Abkürzungen verwendet. Zusammen mit den Abkürzungen für die Versagensarten des Sicherheitsbehälters sind sie nochmals in einer Legende zur Tabelle F1, 5-2 erläutert.

Die größten Beiträge zu den Häufigkeiten der einzelnen Freisetzungskategorien liefern folgende auslösende Ereignisse:

- kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung (Freisetzungskategorien 1,2,4 und 6),
- Notstromfall und kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall (Freisetzungskategorien 1,3,4,5 und 6),
- mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung (Freisetzungskategorien 7 und 8).

Für ein Leck über eine Anschlußleitung, das außerhalb des Sicherheitsbehälters liegt, wurde aufgrund des Versagens von zwei Absperrarmaturen eine Häufigkeit von  $3 \cdot 10^{-8}/a$  abgeschätzt (Ereignisablauf V). Dieser in der Tabelle F1, 5-2 nicht aufgeführte Wert ist in der Freisetzungskategorie 2 zu berücksichtigen, trägt jedoch nicht dominant zum Ergebnis bei.

Ein Zerknall des Reaktordruckbehälters könnte, entsprechend der dann auftretenden Sicherheitsbehälter-Versagensart, zu einer Freisetzung in jeder der Kategorien führen. Es ergeben sich vernachlässigbare Beiträge zu den einzelnen Freisetzungskategorien.

Tabelle F1, 5-3 enthält die Erwartungswerte und Parameter der Verteilungsfunktionen für die Häufigkeiten der einzelnen Kategorien. Die Verteilungsfunktionen werden charakterisiert durch den Median sowie durch die obere und untere Grenze des 90%igen Vertrauensintervalls. Ermittelt werden die Verteilungsfunktionen durch Summation der Verteilungsfunktionen für die Häufigkeit der Ereignisabläufe, die in den jeweiligen Kategorien zusammengefaßt sind.

In der Tabelle sind auch die Erwartungswerte und Parameter der Verteilungsfunktionen für die Häufigkeiten der einzelnen Kategorien angegeben, die man unter Berücksichtigung eines 10%igen Zuschlags aus den benachbarten Freisetzungskategorien und eines 1%igen Zuschlags aus den übernächsten Kategorien erhält. Dieses Vorgehen wurde für die vorliegende Studie aus WASH-1400 übernommen; alle Unfallfolgerechnungen und Risikoergebnisse beziehen sich auf diese Werte. Damit sollen nach WASH-1400 Unsicherheiten in den Freisetzungsrechnungen berücksichtigt werden. Überträge werden nur zwischen vergleichbaren Ereignisabläufen vorgenommen, d.h. zwischen den Kernschmelzunfällen in den Kategorien 1 bis 6 einerseits und zwischen den beherrschten Störfällen in den Kategorien 7 und 8 andererseits; keine Überträge finden zwischen den Kategorien 6 und 7 statt. Dieses Vorgehen aus WASH-1400 ergibt grundsätzlich eine Erhöhung des Risikos und läßt sich in der getroffenen Form nicht weiter begründen. Es ist zu vermerken, daß aufgrund dieses Vorgehens einige Freisetzungskategorien erheblich höhere Häufigkeiten ausweisen, als sich aufgrund der anlagentechnischen Untersuchungen ergeben. So erhöht sich der Erwartungswert der Kategorie 7 um einen Faktor von ca. 500 und der Erwartungswert der Kategorie 4 um einen Faktor von etwa 4.

Anzumerken ist noch, daß in der Tabelle F1, 5-2 die Zwischensummen der Häufigkeit, die in jeder Kategorie angegeben sind, im allgemeinen von den Summen der Häufigkeiten der aufgeführten Ereignisabläufe abweichen. Entsprechendes gilt in der Tabelle F1, 5-3 für den Erwartungswert der Häufigkeit der einzelnen Kategorien. Die Abweichungen haben erstens den Grund, daß die ausgewiesenen Ergebnisse im allgemeinen auf eine Stelle gerundet sind, so daß bei einer Addition Rundungsfehler entstehen können. Eine zweite Ursache ist, daß in der Tabelle F1, 5-2 nur die wichtigsten Ereignisabläufe aufgeführt sind.

	Freisetzungskategorien							
	1	2	3	4	5	6	7	8
Großes Leck in einer Haupt- kühlmittellei- tung A	AH- $\alpha$ $2 \cdot 10^{-9}$	AG- $\beta_1$ $1 \cdot 10^{-8}$	AF- $\beta_2$ $3 \cdot 10^{-10}$	AF- $\beta_3$ $4 \cdot 10^{-9}$	AF- $\eta$ $1 \cdot 10^{-9}$	AH- $\delta$ $5 \cdot 10^{-8}$	A- $\beta_1$ $6 \cdot 10^{-8}$	A $3 \cdot 10^{-4}$
	AF- $\alpha$ $4 \cdot 10^{-9}$	AB- $\beta_1$ $1 \cdot 10^{-8}$	AE- $\beta_2$ $1 \cdot 10^{-9}$	AE- $\beta_3$ $7 \cdot 10^{-9}$	AE- $\eta$ $6 \cdot 10^{-9}$	AF- $\delta$ $1 \cdot 10^{-7}$		
	AE- $\alpha$ $2 \cdot 10^{-9}$					AE- $\delta$ $4 \cdot 10^{-8}$		
	AD- $\alpha$ $5 \cdot 10^{-9}$					AD- $\delta$ $2 \cdot 10^{-7}$		
	Summe A	$1 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-8}$	$7 \cdot 10^{-9}$	$4 \cdot 10^{-7}$	$6 \cdot 10^{-8}$
Mittleres Leck in einer Haupt- kühlmittellei- tung S <sub>1</sub>	S <sub>1</sub> H- $\alpha$ $4 \cdot 10^{-9}$	S <sub>1</sub> G- $\beta_1$ $4 \cdot 10^{-8}$	S <sub>1</sub> F- $\beta_2$ $1 \cdot 10^{-9}$	S <sub>1</sub> F- $\beta_3$ $8 \cdot 10^{-9}$	S <sub>1</sub> F- $\eta$ $3 \cdot 10^{-9}$	S <sub>1</sub> H- $\delta$ $2 \cdot 10^{-7}$	S <sub>1</sub> - $\beta_1$ $2 \cdot 10^{-7}$	S <sub>1</sub> $8 \cdot 10^{-4}$
	S <sub>1</sub> F- $\alpha$ $1 \cdot 10^{-8}$	S <sub>1</sub> B- $\beta_1$ $2 \cdot 10^{-8}$	S <sub>1</sub> E- $\beta_2$ $5 \cdot 10^{-10}$	S <sub>1</sub> E- $\beta_3$ $4 \cdot 10^{-9}$	S <sub>1</sub> E- $\eta$ $2 \cdot 10^{-9}$	S <sub>1</sub> F- $\delta$ $4 \cdot 10^{-7}$		
	S <sub>1</sub> E- $\alpha$ $2 \cdot 10^{-9}$		S <sub>1</sub> C- $\beta_2$ $3 \cdot 10^{-9}$	S <sub>1</sub> C- $\beta_3$ $2 \cdot 10^{-8}$	S <sub>1</sub> C- $\eta$ $2 \cdot 10^{-8}$	S <sub>1</sub> E- $\delta$ $8 \cdot 10^{-8}$		
	S <sub>1</sub> D- $\alpha$ $4 \cdot 10^{-9}$		S <sub>1</sub> CE- $\beta_2$ $3 \cdot 10^{-9}$	S <sub>1</sub> CE- $\beta_3$ $1 \cdot 10^{-8}$	S <sub>1</sub> CE- $\eta$ $2 \cdot 10^{-8}$	S <sub>1</sub> D- $\delta$ $2 \cdot 10^{-7}$		
	S <sub>1</sub> C- $\alpha$ $2 \cdot 10^{-8}$					S <sub>1</sub> C- $\delta$ $9 \cdot 10^{-7}$		
	S <sub>1</sub> CE- $\alpha$ $2 \cdot 10^{-9}$					S <sub>1</sub> CE- $\delta$ $8 \cdot 10^{-8}$		
	Summe S <sub>1</sub>	$5 \cdot 10^{-8}$	$6 \cdot 10^{-8}$	$8 \cdot 10^{-9}$	$5 \cdot 10^{-8}$	$4 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-7}$
Kleines Leck in einer Haupt- kühlmittellei- tung S <sub>2</sub>	S <sub>2</sub> IF- $\alpha$ $4 \cdot 10^{-8}$	S <sub>2</sub> IG- $\beta_1$ $1 \cdot 10^{-7}$	S <sub>2</sub> IF- $\beta_2$ $1 \cdot 10^{-9}$	S <sub>2</sub> IF- $\beta_3$ $1 \cdot 10^{-8}$	S <sub>2</sub> IJ- $\eta$ $5 \cdot 10^{-8}$	S <sub>2</sub> IF- $\delta$ $1 \cdot 10^{-6}$		
	S <sub>2</sub> IC- $\alpha$ $7 \cdot 10^{-8}$	S <sub>2</sub> IB- $\beta_1$ $8 \cdot 10^{-8}$	S <sub>2</sub> IE- $\beta_2$ $2 \cdot 10^{-9}$	S <sub>2</sub> IE- $\beta_3$ $1 \cdot 10^{-8}$	S <sub>2</sub> IJCE- $\eta$ $3 \cdot 10^{-8}$	S <sub>2</sub> IC- $\delta$ $3 \cdot 10^{-6}$		
	S <sub>2</sub> IJ- $\alpha$ $1,4 \cdot 10^{-6}$	S <sub>2</sub> IJC- $\beta_1$ $3 \cdot 10^{-8}$	S <sub>2</sub> IC- $\beta_2$ $4 \cdot 10^{-9}$	S <sub>2</sub> IC- $\beta_3$ $2 \cdot 10^{-8}$		S <sub>2</sub> IJ- $\delta$ $5 \cdot 10^{-5}$		
			S <sub>2</sub> ICE- $\beta_2$ $4 \cdot 10^{-9}$	S <sub>2</sub> ICE- $\beta_3$ $2 \cdot 10^{-8}$				
			S <sub>2</sub> IJ- $\beta_2$ $2 \cdot 10^{-8}$	S <sub>2</sub> IJ- $\beta_3$ $1 \cdot 10^{-7}$				
			S <sub>2</sub> IJF- $\beta_2$ $2 \cdot 10^{-9}$	S <sub>2</sub> IJF- $\beta_3$ $1 \cdot 10^{-8}$				
			S <sub>2</sub> IJCE- $\beta_2$ $4 \cdot 10^{-9}$	S <sub>2</sub> IJCE- $\beta_3$ $1 \cdot 10^{-8}$				
	Summe S <sub>2</sub>	$1,5 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$5,5 \cdot 10^{-5}$	

Tab. Fl, 5-2:

Dominierende Ereignisabläufe in den einzelnen Freisetzungskategorien

	Freisetzungskategorien							
	1	2	3	4	5	6	7	8
Transienten T	$T_1 IR-\alpha$ $1 \cdot 10^{-7}$	$T_1 IR-\beta_1$ $7 \cdot 10^{-9}$	$T_1 IR-\beta_2$ $1 \cdot 10^{-8}$	$T_1 IJQ-\beta_3$ $3 \cdot 10^{-7}$	$T_1 IJQ-\eta$ $6 \cdot 10^{-6}$	$T_1 IR-\delta$ $4 \cdot 10^{-6}$		
	$T_1 IJQ-\alpha$ $2 \cdot 10^{-7}$	$T_1 IJQ-\beta_1$ $1 \cdot 10^{-8}$	$T_1 IJQ-\beta_2$ $1 \cdot 10^{-7}$		$T_1 IJMQ-\eta$ $4 \cdot 10^{-7}$	$T_1 IJQ-\delta$ $1 \cdot 10^{-6}$		
	$T_2 R-\alpha$ $2 \cdot 10^{-8}$					$T_2 R-\delta$ $6 \cdot 10^{-7}$		
	$T_2 IJQ-\alpha$ $5 \cdot 10^{-8}$					$T_2 IJQ-\delta$ $2 \cdot 10^{-6}$		
	$TKL-\alpha$ $1 \cdot 10^{-8}$					$TKL-\delta$ $5 \cdot 10^{-7}$		
	$TKM-\alpha$ $2 \cdot 10^{-8}$					$TKM-\delta$ $7 \cdot 10^{-7}$		
Summe T	$4 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-7}$	$7 \cdot 10^{-6}$	$9 \cdot 10^{-6}$		
Kleines Leck am Druckhalter bei Transienten TS <sub>2</sub>	$T_1 S_2^I IC-\alpha$ $2 \cdot 10^{-8}$	$T_1 S_2^I IG-\beta_1$ $1,5 \cdot 10^{-8}$	$T_1 S_2^I IC-\beta_2$ $1 \cdot 10^{-8}$	$T_1 S_2^I ICE-\beta_3$ $8 \cdot 10^{-8}$	$T_1 S_2^I ICE-\eta$ $1,5 \cdot 10^{-6}$	$T_1 S_2^I IC-\delta$ $4 \cdot 10^{-7}$		
	$T_1 S_2^I ICE-\alpha$ $7 \cdot 10^{-8}$	$T_1 S_2^I ICE-\beta_1$ $1 \cdot 10^{-9}$	$T_1 S_2^I ICE-\beta_2$ $1 \cdot 10^{-7}$	$T_1 S_2^I IJCE-\beta_3$ $1 \cdot 10^{-8}$	$T_1 S_2^I IJCE-\eta$ $4 \cdot 10^{-7}$	$T_1 S_2^I ICE-\delta$ $1 \cdot 10^{-6}$		
	$T_1 S_2^I IJ-\alpha$ $5 \cdot 10^{-9}$	$T_1 S_2^I IB-\beta_1$ $8 \cdot 10^{-9}$	$T_1 S_2^I IJCE-\beta_2$ $1 \cdot 10^{-8}$			$T_1 S_2^I IJ-\delta$ $2 \cdot 10^{-7}$		
	$T_1 S_2^I IJCE-\alpha$ $2 \cdot 10^{-8}$							
	$T_1 S_2^{II} IC-\alpha$ $2 \cdot 10^{-9}$	$T_1 S_2^{II} ICE-\beta_1$ $5 \cdot 10^{-10}$	$T_1 S_2^{II} ICE-\beta_2$ $4 \cdot 10^{-8}$	$T_1 S_2^{II} ICE-\beta_3$ $7 \cdot 10^{-8}$	$T_1 S_2^{II} ICE-\eta$ $1,5 \cdot 10^{-6}$	$T_1 S_2^{II} ICE-\delta$ $1 \cdot 10^{-7}$		
	$T_1 S_2^{II} ICE-\alpha$ $6 \cdot 10^{-8}$		$T_1 S_2^{II} IJCE-\beta_2$ $1 \cdot 10^{-8}$	$T_1 S_2^{II} IJCE-\beta_3$ $1 \cdot 10^{-8}$	$T_1 S_2^{II} IJCE-\eta$ $5 \cdot 10^{-7}$	$T_1 S_2^{II} IJCE-\delta$ $2 \cdot 10^{-8}$		
	$T_1 S_2^{II} IJ-\alpha$ $2 \cdot 10^{-9}$							
	$T_1 S_2^{II} IJCE-\alpha$ $2 \cdot 10^{-8}$							
	Summe TS <sub>2</sub>	$3 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$4 \cdot 10^{-6}$	$4 \cdot 10^{-6}$	

Die eingetragenen Werte sind Häufigkeiten pro Betriebsjahr. Dabei handelt es sich um Erwartungswerte.

Abkürzungen:

- |  |   |
|--|---|
| A Großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung  | TS <sub>2</sub> Kleines Leck am Druckhalter bei zu erwartenden Transienten  |
| B Meßwertfassung für die Notkühlvorbereitungssignale   | T <sub>1</sub> Notstromfall   |
| C Hochdruck-Einspeisungen  | T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall, setzt sich aus den beiden Störfällen T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> <sup>I</sup> und T <sub>1</sub> S <sub>2</sub> <sup>II</sup> zusammen |
| D Druckspeicher-Einspeisungen  | T <sub>2</sub> Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung  |
| E Niederdruck-Einspeisungen für Fluten   | α Zerstörung des Sicherheitsbehälters als Folge einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter  |
| F Niederdruck-Einspeisungen für Sumpf-Umwälzbetrieb  | β <sub>1</sub> Große Leckage des Sicherheitsbehälters (kein Überdruckversagen)  |
| G Sicherheitsbehälter-Integrität für die Notkühlung  | β <sub>2</sub> Mittlere Leckage des Sicherheitsbehälters (eventuell Überdruckversagen)  |
| H Langzeit-Notnachkühlung  | β <sub>3</sub> Kleine Leckage des Sicherheitsbehälters (Überdruckversagen)  |
| I Hauptspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe  | δ Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters  |
| J Notspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe  | η Ausfall der Ringraumabsaugung oder der Störfallfilter   |
| K Reaktorschnellabschaltung  |   |
| L Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs   |   |
| M Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs                                      |   |
| Q Verzögerte Speisewasserversorgung und Frischdampfabgabe                                      |   |
| R Langzeit-Speisewasserversorgung und Frischdampfabgabe  |   |
| S <sub>1</sub> Mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung                                  |   |
| S <sub>2</sub> Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung                                    |   |
| T Summe aller zu erwartenden Transienten, die das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern |   |

Tab. Fl, 5-2:

Dominierende Ereignisabläufe in den einzelnen Freisetzungskategorien (Fortsetzung)

Freisetzungskategorien								
	1	2	3	4	5	6	7	8
Summe aller Häufigkeiten in den einzelnen Freisetzungskategorien, ohne Beitrag von 10 % aus den benachbarten Freisetzungskategorien								
Erwartungswert	$2 \cdot 10^{-6}$	$4 \cdot 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-7}$	$7 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-5}$	$7 \cdot 10^{-5}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-3}$
Median (50-%-Fraktile)	$4 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$4 \cdot 10^{-7}$	$6 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-5}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$6 \cdot 10^{-4}$
Untere Grenze (5-%-Fraktile)	$3 \cdot 10^{-8}$	$6 \cdot 10^{-8}$	$4 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-6}$	$5 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-8}$	$9 \cdot 10^{-5}$
Obere Grenze (95-%-Fraktile)	$7 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-6}$	$5 \cdot 10^{-5}$	$2 \cdot 10^{-4}$	$8 \cdot 10^{-7}$	$4 \cdot 10^{-3}$
Summe aller Häufigkeiten in den einzelnen Freisetzungskategorien, mit Beitrag von 10 % aus den benachbarten Freisetzungskategorien								
Erwartungswert	$2 \cdot 10^{-6}$	$6 \cdot 10^{-7}$	$6 \cdot 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-5}$	$7 \cdot 10^{-5}$	$1 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-3}$
Median (50-%-Fraktile)	$4 \cdot 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-6}$	$9 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-5}$	$6 \cdot 10^{-5}$	$6 \cdot 10^{-4}$
Untere Grenze (5-%-Fraktile)	$4 \cdot 10^{-8}$	$7 \cdot 10^{-8}$	$8 \cdot 10^{-8}$	$3 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-6}$	$5 \cdot 10^{-6}$	$9 \cdot 10^{-6}$	$9 \cdot 10^{-5}$
Obere Grenze (95-%-Fraktile)	$7 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-6}$	$9 \cdot 10^{-6}$	$7 \cdot 10^{-5}$	$2 \cdot 10^{-4}$	$4 \cdot 10^{-4}$	$4 \cdot 10^{-3}$

Tab. F1, 5-3:

Summe der Freisetzungshäufigkeiten in den einzelnen Freisetzungskategorien

6. SCHRIFTTUM

- /F1, 4-1/ Reactor Safety Study  
An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial  
Nuclear Power Plants  
WASH-1400 (NUREG-75/014), October 1975
- /F1, 4-2/ Reaktor-Sicherheitskommission:  
RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren  
2. Ausgabe, 24. Januar 1979  
Druck und Versand: GRS Köln
- /F1, 4-3/ Forschungsprogramm Reaktorsicherheit, Abschlußbericht  
Förderungsvorhaben BMFT RS 153, Kennwort: ATWS Studie,  
Teil 1: DWR  
Hrsg.: Kraftwerk Union, Reaktortechnik,  
Erlangen, April 1978 (RE 23/007/78)
- /F1, 4-4/ Ullrich, W., W. Frisch u.a.:  
Untersuchungen von Betriebsstörungen bei Versagen der  
Reaktorschnellabschaltung (ATWS) und anderer ausge-  
wählter Sicherheitseinrichtungen  
IRS-W-22 (September 1976)  
MRR 163 (September 1976)

## 7. STICHWORTVERZEICHNIS

### A

Abblaseeinrichtung 34  
Abblaseregelventile 86  
Abblaseventile 22, 30, 42, 70, 83, 104, 116  
Abfahren einer Anlage 24, 29, 39, 63, 71, 86  
Abfahrgradient 31, 42  
Abgebrannter Kern 117  
Ablagerungsprozesse 133  
Abschaltreaktivität 85  
Abschaltsicherheit 37  
Abschlammensatzung 5  
Abschluß des Sicherheitsbehälters 11  
Absperrramaturen 75, 126  
Absperrrmaßnahmen, redundante 70, 99, 106  
Abwassersammelbehälter 5  
Abwassersystem 4  
Abwasserverdampfer 5  
Aktivitätsfreisetzungen 9  
- aus dem Spaltgassammelraum 55, 64  
Aktivitätsinventar eines Kernkraftwerks 4, 5  
Analysen  
- strukturdynamische 59  
- thermohydraulische 98  
Anforderungszeitpunkt 14  
Anlagenexterne Störfälle 20  
Anlageninterne Brände 21  
Anlageninterne Störfälle 1, 20, 121  
Anlagentechnische Analysen 9  
ANS-Standards 43, 98  
Anschlußleitungen  
- Lecks 21, 75, 121  
- Reaktorkühlkreislauf 13, 21, 75, 121  
- Rohrleitungsbrüche 75  
Anspruchdruck von Druckhalter-Sicherheitsventilen 70  
Armaturen 27, 34, 75, 116  
ATWS-Störfälle 70, 82, 101, 114, 118, 121  
- Ergebnisablaufdiagramm 119, 120  
- Mindestanforderungen an die Systemfunktionen 115  
Aufheizrechnungen 72  
Ausdampfer  
- Dampferzeuger 71, 116  
- Reaktorkühlkreislauf 71  
Ausfall  
- Hauptkühlmittelpumpen 105  
- Hauptspeisewasserversorgung 81, 98, 103, 113, 115, 121, 139  
- Hauptwärmesenke 31, 42, 81, 97, 104, 115, 117  
- Kühlmitteldruckregelung 105  
- Kühlmittelumwälzung 81  
- Reaktorschnellabschaltung 38  
- Reaktorschutzsystem 118  
- Ringraumabsaugung 139  
- Störfallfilter 139  
- Systemfunktionen 121  
Ausfallkombinationen von Steuerstäben 38  
Ausfallwahrscheinlichkeiten 17, 69  
Auslegungsleckage 134  
Auslegungsrelevante Störfallarten 59  
Auslösende Ereignisse 1, 9, 11, 17, 21, 66, 77, 121  
Auslösung von Signalen 106  
Ausstrocknen der Dampferzeuger 90, 97, 104  
Auswirkungen auf den Kern 66  
Auswurf eines Steuerstabes 80

### B

Bedingte Wahrscheinlichkeit 17, 66  
Beherrschung von Transienten 82  
Belastungen

- mechanische 58  
- Notkühlung 58  
Beschädigung von Brennelementen 114  
Betonabschirmung 127  
Betriebliches Nachkühlen 64  
Betriebssysteme 77  
Betriebszustand der Hilfsanlagen 4  
Blowdown 43, 55  
- Endzeiten 51  
Boreinspeisung 29, 41, 85, 91  
Boriertes Wasser 24, 39  
- Nachspeisung 59  
Borsäurebehälter 5  
Borwasserflutbehälter 31, 39  
Brände, anlageninterne 21  
Brennelemente 64  
- Beschädigung 114  
- im Lagerbecken 4, 41  
- Transportbehälter 4  
Brennelementwechsel 4  
Brennstäbe, Spaltgasraum 134  
Brennstabhüllentemperatur 42, 118  
- bei Leck in einer Hauptkühlmittelleitung 57  
Brennstabhüllentemperatur für Heißstab bei Bruch in einer Hauptkühlmittelleitung 53  
Brennstabhüllrohre 6, 27  
- Schäden 39, 55  
Brennstoff 5  
- Kristallgitter 6  
Bruchbereiche von Lecks 36  
Bruchquerschnitte 29, 36, 52, 59  
Bruchversagen von Komponenten 21

### C

Chemikalieneinspeisesystem 24, 29, 85  
Chemische Reaktionen 43

### D

Dampfblasen im Reaktorkühlkreislauf 74, 99, 101  
Dampferzeuger 29, 86, 89  
- Ausdampfen 71, 116  
- Austrocknen 90, 97, 104  
- Einspeisungen 71  
- Leck 21  
- Sekundärseite 55  
- Wasserstand 98, 117  
Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter 127, 132, 139  
Dampfproduktion im Kern 45  
Deckelschrauben des Reaktordruckbehälters 84  
Deionatsystem 29, 86, 91, 97, 104  
Dichtheit des Sicherheitsbehälters 12, 16  
Dopplereffekt 37  
Druckabbau im Reaktordruckbehälter 45  
Druckabsenkung 39, 51, 72  
Druckanstieg im Reaktorkühlkreislauf 84  
Druckaufbau im Sicherheitsbehälter 16  
Druckbegrenzung des Reaktorkühlkreislaufs 83  
Druckbehälter 23  
Druckentlastung 44, 90, 92, 101, 114, 139  
- Rechnungen 45  
Druckentlastungsphase 52  
Druckhalter 30, 69  
- Hilfssprühung 91  
- Lecks 69, 70, 73, 90, 101, 106, 111, 112, 116, 121, 139

- Sicherheitsventile 30, 70, 83, 105
- Ventile 69, 82, 84, 90, 93, 98, 105, 115
- Wasserstandsregelung 75
- Druckhalter-Abblaseventile 30, 70, 72, 83, 104, 116
  - Lecks 22, 73, 74
- Druckhaltesystem; Lecks 21
- Druck im Frischdampfsystem, bei Leck in einer Hauptkühlmittelleitung 56
- Druck im Reaktorkühlkreislauf, bei Leck in einer Hauptkühlmittelleitung 56, 70, 103
- Druckspeicher 26, 41
  - Einspeisungen 25, 33, 39, 60, 63, 66, 139
- Durchdringende Rohrleitungen 126
- Durchschmelzen der inneren Betonabschirmung 127
- Dynamikuntersuchungen 72

## E

- ECF-Faktor 58
- Einbauten des Reaktorkühlkreislaufs 58
- 1F-Bruch in Hauptkühlmittelleitung 44, 48, 54
- Einlaufbauwerk 28, 30
- Einschluß Spaltprodukte 7
- Einspeisestränge 64
- Einspeisungen 25, 31, 33, 39, 63, 66, 71, 85, 91, 99, 139
- 1200-°C-Kriterium 55
- Einteilung der Störfälle 19
- Eintrittshäufigkeiten 78, 81, 106, 118
  - für Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung 65
- Einwirkung von außen 20
- Elektrische Eigenbedarfsversorgung 72
- Elektrische Energieversorgung 34
- Energiebilanz 72, 97
- Entwässerungsleitungen 12, 75
- Ereignisablaufanalyse 1, 4, 9, 16, 32, 59, 69, 74, 88, 101, 114, 118, 128
  - ATWS-Störfälle 114, 119, 120
- Ereignisablaufdiagramm 2, 10, 15
  - Ausfall Hauptspeisewasserversorgung 113
  - für zu erwartende Transiente 102
  - großes Leck in Hauptkühlmittelleitung 60, 66
  - kleines Leck in Hauptkühlmittelleitung 62, 68
  - Kühlmittelverluststörfall 13
  - Leck am Druckhalter beim Notstromfall 111, 112
  - mittleres Leck in Hauptkühlmittelleitung 61, 67
  - Notstromfall 110
  - Sicherheitsbehälterversagen 126
  - Verknüpfung mit Fehlerbaum 19
- Ereignisabläufe 4, 8, 12
  - Freisetzungskategorien 138
  - Häufigkeiten 3
- Erwartungswerte 65, 66, 69, 106, 135
- Explosionsdruckwellen 21

## F

- Fehlausfahren von Steuerstäben 105
- Fehlerlösung von Signalen 106
- Fehlerbaumanalysen 17, 78, 135
  - Verknüpfung mit Ereignisablaufdiagramm 19
  - 2v4-System 18
- Festigkeitsmäßige Auslegung des Reaktorkühlkreislaufs 58
- Filter 5
- Flugzeugabsturz 21

- Flutbehälter 25, 31
  - Wasservorrat 72
- Fluten des Reaktorkerns 39, 43, 66
- Flutphase 53
- Folgeausfälle, systembedingte 12, 14
- Freisetzung von Spaltprodukten 3, 4, 15, 77, 125
- Freisetzungshäufigkeiten 3, 15, 140
- Freisetzungskategorien 130, 133, 138, 140
- Frischdampfabblassereinrichtung 34
- Frischdampfabblassventile 30
- Frischdampfabgabe 29, 31, 34, 39, 61, 71, 86, 89, 92, 98, 103, 117, 139
- Frischdampfdruck 31, 34, 56
  - bei Leck Druckhalter-Abblaseventil 73
- Frischdampfleitungsbruch 80
- Frischdampfschieber 30, 80, 106
- Frischdampfsicherheitsventile 30, 42, 86, 94, 105
- Frischdampfsystem 9
  - Integrität 95
  - Lecks 94, 105
- Frischdampftemperatur 31, 34, 41
  - Leck Druckhalter-Abblaseventil 73
  - Leck in Hauptkühlmittelleitung 56
- Frischdampfumleiteinrichtung 30, 34, 42, 86, 89, 91, 98, 104
- Fundament 129
- 50-cm<sup>2</sup>-Leck in Hauptkühlmittelleitung 56, 57

## G

- Gebäudeabschluß 25, 32, 85
- Gebäudesprühsystem 35
- Gebäudesumpf 75
- Gemischtspiegel im Reaktordruckbehälter, bei Leck in Hauptkühlmittelleitung 57
- Generator 21
- Gesamtaktivität 5
- Gesamtheißenstellenfaktor 43
- Großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, Ereignisablaufdiagramm 60, 66

## H

- Harzabfallbehälter 5
- Häufigkeiten 66, 118, 121
- Häufigkeiten von Kernschmelzunfällen 122
- Hauptkondensatsystem 86
- Hauptkühlkreisläufe 55
- Hauptkühlmittel
  - Reinigungsrate 5
  - Standzeit 5
- Hauptkühlmittelleitung
  - Bruchbereiche von Lecks 36
  - 1F-Bruch 48, 49, 54
  - Lecks 11, 21, 32, 40, 44, 65, 121, 131, 139
  - 0,5F-Bruch 50, 51, 54
  - 2F-Bruch 46, 47, 53
- Hauptkühlmittelpumpen 91, 97, 105
- Hauptspeisewasser 30, 115
- Hauptspeisewasserpumpen 29, 86, 103
- Hauptspeisewasserversorgung 29, 34, 39, 61, 71, 86, 89, 117, 139
  - Ausfall 1, 81, 98, 103, 113, 115, 121, 139
- Hauptwärmesenke 42
  - Ausfall 81, 86, 89, 97, 104, 115, 117
- Hilfsanlagen 4
- Hilfsanlagengebäude 5
- Hochdruck-Einspeisungen 25, 31, 32, 39, 59, 63, 72, 85, 91, 99, 139
  - Pumpen 72
- Hüllrohrschäden 64, 134
- Hüllrohrtemperaturen 44, 52

I

- Integrität
  - Frischdampfsystem 95
  - Sicherheitsbehälter 139
- Ionenaustauscher 5

K

Kern

- abgebrannter Kern 117
- Auswirkungen auf den 66
- Überhitzung 118
- Kernaufheizung 43
  - Rechnungen 52
- Kernkraftwerk Biblis 116
- Kernkraftwerk mit Druckwassereaktor 5, 80
- Kernkraftwerk Surry I (Referenzanlage) 92
- Kernkraftwerk Three Mile Island 92
- Kernschmelzunfälle 1, 3, 8, 43, 60, 65, 69, 75, 77, 99, 116, 122, 129, 132
  - Häufigkeiten 121
  - Verlauf 9
  - Wahrscheinlichkeiten 108
- Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung
  - Ereignisablaufdiagramm 62, 68
- Klinkensystem 32, 89
- Komponenten 27
  - Ausfälle 21
  - Bruchversagen 21
  - konstruktive Gestaltung 59
  - Notkühlung 35
- Kondensator 30, 34
- Konstruktive Gestaltung der Komponenten 59
- Kontamination des Sicherheitsbehälters 28, 39, 64
- Kontraktion des Kühlmittelvolumens 91
- Kraftschlußbecken 28
- Kraftwerkswarte 76
- Kristallgitter des Brennstoffs 6
- Kritikalitätsuntersuchungen 37
- Kritische Wärmestromdichte 44, 58
- Kühlfähigkeit des Kerns 44
- Kühlmittelchemie 91
- Kühlmitteldruck
  - Änderung 77, 81
  - bei Bruch in einer Hauptkühlmittelleitung 46, 50, 56
  - bei Leck Druckhalter-Abblaseventil 73
  - Notstromfall 96
  - Notstromfall ohne Speisewasserversorgung 100
  - Reaktordruckbehälter 47
- Kühlmitteldruckregelung 70, 81, 105
- Kühlmitteldurchsatz in Kernmitte 45
  - bei Bruch in einer Hauptkühlmittelleitung 46, 48, 50
- Kühlmittelinventar im Reaktorkühlkreislauf 24, 84
- Kühlmittelspeicher 5
- Kühlmitteltemperatur 56, 78, 118
  - bei Bruch in einer Hauptkühlmittelleitung 47, 49, 51
  - bei Leck über Druckhalter-Abblaseventil 73
  - Notstromfall 96
  - Notstromfall ohne Speisewasserversorgung 100
- Kühlmitteltemperatur am Kernaustritt, bei Leck in Hauptkühlmittelleitung 56
- Kühlmittel, thermohydraulischer Zustand 59
- Kühlmittelüberhitzung 47
- Kühlmittelumwälzung 77, 81, 95
- Kühlmittelverdampfer 5
- Kühlmittelverluststörfälle 1, 13, 21, 43, 75, 121
  - Ereignisablaufdiagramm 13
  - Maßnahmen zur Beherrschung 23
  - Ursachen 22

Kühlmittelvolumen 91

- Kühlwasser
  - Menge 14
  - Verdampfung 14

L

- Langzeit-Notnackkühlung 28, 34, 43, 60, 63, 66, 139
- Langzeit-Speisewasserversorgung 88, 90, 104, 139
- Lecks 1, 59, 65, 121
  - am Druckhalter 21, 69, 70, 90, 101, 106, 111, 112, 116, 139
  - Druckbereiche in einer Hauptkühlmittelleitung 36
  - Ereignisablaufdiagramm 60, 61, 62, 66, 67, 68
  - im Dampferzeuger 21
  - im Frischdampfsystem 42, 94, 105
  - im Reaktordruckbehälter 21
  - im Sicherheitsbehälter 12, 24, 126, 131, 139
  - in einer Hauptkühlmittelleitung 11, 13, 21, 32, 40, 44, 52, 56, 57, 65, 131, 139
  - über das 1. Druckhalter-Abblaseventil beim Notstromfall 73, 74
  - über eine Anschlußleitung des Reaktorkühlkreislaufs 21, 75, 121
  - Ursachen 75
- Leerlaufen des Reaktorkühlkreislaufs 75
- Leistungsabfuhr 77, 81
- Leistungsbetrieb 76
- Leistungserzeugung 77, 80
- Logarithmische Normalverteilung 65
- Lüftungsklappen 12
- Lüftungsleitung 35, 39

M

- Maschinenhaus, Druckbehälter 21
- Massenbilanz 72, 97
- Maßnahmen zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen 23
- Mechanische Belastungen 58
- Mediane 65, 69, 106, 118, 135
- Meßfühler des Reaktorschutzsystems 14
- Meßwerterfassung für die Notkühlvorbereitungssignale 59, 66
- Methode der Ereignisablaufanalyse 11
- Mindestanforderungen 2, 17, 32, 35, 40, 42, 71, 88, 93, 114, 115
- Mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, Ereignisablaufdiagramm 61, 67
- Multiplikationsfaktor 37

N

- Nachkühlbetrieb 64, 76
- Nachkühlpumpe 26, 33
- Nachkühlssystem 58, 75, 85, 88
  - Prinzipschaltung bei Referenzanlage 24, 26
- Nachkühlung 91
- Nachspeisen von boriiertem Wasser 59
- Nachwärmeabfuhr 11, 14, 39
  - bei Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung 40, 71
- Nachwärmekühler 26
- Nachzerfallsleistung 99
- Nachzerfallswärme 7, 24, 43, 55
- Nebenkühlwassersystem 27
- Neutronen-Multiplikationsfaktor 37
- Nichtverfügbarkeiten 17
- Niederdruck-Einspeisungen 28, 59
  - Einspeisestränge 64
  - für Fluten 25, 33, 39, 59, 63, 66, 139

- für Sumpf-Umwälzbetrieb 25, 31, 33, 39, 60, 63, 66, 139
- Normalverteilung, logarithmische 65
- Notkühlssystem 58, 75, 88, 91, 134
  - Prinzipschaltung bei Referenzanlage 24, 26
- Notkühlung 11, 14, 33, 58, 64, 85, 139
  - im Einspeisebetrieb 35
  - im Umwälzbetrieb 35
  - Komponenten 35
  - Sicherheitsbehälterintegrität 66
  - Wirksamkeit 58
- Notkühlvorbereitungssignale 32, 59, 66, 139
- Notnackkühlung 34, 39, 43, 63, 66, 139
- Notspeisewasserpumpen 29, 87
- Notspeisewassersystem 34, 116
- Notspeisewasserversorgung 29, 34, 39, 63, 71, 86, 89, 94, 98, 103, 116, 139
- Notstandssystem 30, 34, 63, 71, 86, 89, 91, 104, 116
- Notstromfall 1, 71, 73, 74, 81, 94, 103, 115, 121, 139
  - Ereignisablaufdiagramm 110, 111, 112
  - Kühlmitteldruck 96
  - Kühlmitteltemperatur 96
  - Wärmeabfuhr 104
- Notstromfall ohne Speisewasserversorgung
  - Kühlmitteldruck 100
  - Kühlmitteltemperatur 100
  - Wasserspiegel im Reaktorkühlkreislauf 101
- Nuklearer Zwischenkühlkreis 27
- Nukleares Nebenkühlwassersystem 27
- 0,5F-Bruch in Hauptkühlmittelleitung 44, 50, 51, 54

P

- Parameterstudien 59
- Prinzipschaltung des Not- und Nachkühlsystems bei der Referenzanlage 26
- Prinzipschaltung des Reaktorkühlkreislaufs und des Speisewasser-Dampf-Kreislaufs bei der Referenzanlage 30
- Pumpen 72, 87, 105
- Pumpenabschaltung 46, 52
- Pumpenverhalten 51

Q

- Qualitätssicherungsmaßnahmen 22, 58

R

- Radioaktive Kontamination 39
- Radioaktive Stoffe 1, 3, 4, 35
  - Freisetzung 15
- Reaktivitätsstörfälle 81
- Reaktordruckbehälter 6
  - Dampfexplosionen 127, 132
  - Deckelschrauben 84
  - Gemischspiegel 57
  - Leck 21
  - Wasserspiegelabsenkung 59
  - Wasserstand 55
  - Wiederauffüllen 51
  - Wiederbenetzen 52
  - Zerknall 122
- Reaktorgebäude
  - Ringraum 13
  - Sumpf 26
  - Wärmetransport 28
- Reaktorkern 4, 5, 24, 38
  - Fluten 43
  - Schäden 80
  - Thermohydraulik 58
  - Überhitzung 8, 20, 23, 87, 90, 99

- Unterkritikalität 11, 24, 83
- Reaktorkühlkreislauf 24, 29, 30
  - Anschlußleitung 13
  - Ausdampfen 71
  - Dampfblasen 74, 99
  - Druck 70, 84, 90, 92, 101, 103, 114, 139
  - Druckbegrenzung 83
  - Einbauten 58
  - festigkeitsmäßige Auslegung 58
  - Kühlmittelinventar 84
  - Leerlaufen 75
  - Überdruckversagen 90, 93, 101
  - Wärmeabfuhr 85
  - Wasserspiegel 99
- Reaktorschnellabschaltung 11, 13, 15, 24, 31, 32, 38, 42, 59, 66, 80, 83, 86, 88, 90, 92, 98, 103, 114
- Reaktorschutzsignale 94
- Reaktorschutzsystem 81
  - Ausfall 118
  - Meßfühler 14
- Rechenprogramme 98
- Redundante Absperrarmaturen 116
- Redundante Absperrmaßnahmen 70, 99, 106
- Redundante Komponenten 2, 17
- Redundante Teilsysteme 115
- Referenzanlage 81, 92, 105
  - Druckhalter-Sicherheitsventile 70
  - Kernschmelzunfall 129
  - Nachkühlssystem 26
  - Notkühlssystem 26
  - Notstromfall 103
  - Reaktorkühlkreislauf 30
  - Sicherheitsbehälter 126
  - Speisewasser-Dampf-Kreislauf 30
- Reinigungsrate des Hauptkühlmittels 5
- Ringraumabsaugung 125, 132, 134, 139
- Ringraum des Reaktorgebäudes 13, 23, 75
- Risikoanalyse 4, 9, 41
- Risikoermittlung 1
- Rohrleitungen 59, 126
- Rohrleitungsbrüche
  - Anschlußleitungen 75
  - Volumenregelsystem 75
- Rohwasseranschluß 104
- RSK-Leitlinien 42

S

- Sammelbehälter für Abwasser 5
- Sättigungstemperaturen 47
- Schäden
  - Brennstabhüllrohre 39, 55
  - Reaktorkern 80
- Schmelzen des Reaktorkerns 8, 15
- Schwachlastregelventile 117
- Schweißnähte 34
- Sekundärabschirmung 125
- Sekundärseite des Dampferzeugers 55
- Sicherheitsbarrieren 6
- Sicherheitsbehälter 6, 26, 35
  - Abschluß 11, 126
  - Dichtheit 12, 16
  - Druckaufbau 16
  - Durchführungen 125
  - Integrität 27, 33, 66, 139
  - Kontamination 28, 39, 64
  - Lecks 24, 126, 131, 139
  - Sumpf 23
  - Überdruckversagen 127, 132, 139
  - Zerstörung 139
- Sicherheitsbehälterversagen 125
  - Arten 3, 10, 16, 126
- Sicherheitseinrichtungen 58
  - Versagen 8
- Sicherheitseinspeisepumpe 26, 31
- Sicherheitssysteme 8, 77, 93, 139
- Sicherheitsventile 22, 30, 42, 70, 83, 86, 94, 105

Signale

- Auslösung 106
- Fehlauflösung 106
- Spaltgasraum der Brennstäbe 134
- Spaltgassammelraum 5, 39, 55, 64
- Spaltprodukte 39
  - Einschluß 7
  - Freisetzung 3, 77, 125, 131
- Speicherwärme im Kern 55
- Speisewasserbehälter 30, 86
- Speisewasser-Dampf-Kreislauf 23, 29, 30, 85, 90
- Speisewasserleitungsbruch 80
- Speisewasserversorgung 72, 88, 90, 92, 98, 103, 115, 117, 139
  - Notstromfall 100, 101
- Speisewasserzufuhr 81
- Stabausfälle 37
- Stahlbetonhülle 6
- Stahlhülle des Sicherheitsbehälters 126
- Standzeit des Hauptkühlmittels 5
- Steuerstäbe 32, 37, 89
  - Ausfallkombinationen 38
  - Auswurf 80
  - Fehlauflöfen 105
  - Positionen 38
- Störfälle
  - anlagenexterne 20
  - anlageninterne 1, 19, 20, 121
  - Arten 11
  - ATWS-Störfälle 114
  - durch Einwirkungen von außen 1
  - Einteilung 20
  - Häufigkeit der nicht beherrschten Störfälle 123
  - Kühlmittelverluststörfälle 21
- Störfallfilter 134, 139
- Störfalllasten 59
- Stränge (Teilsysteme) 2, 17, 33
- Strömungsumkehr 49
- Strukturdynamische Analysen 59
- Sumpfwälzbetrieb 28, 31, 39, 41, 66
- Sumpfwasser 127
- Systemausfall 64
- Systembedingte Folgeausfälle 14
- Systemfunktionen 1, 11, 17, 32, 40, 43, 63, 71, 88, 93, 103, 114, 115, 121, 123, 135

T

- Teilsysteme (Stränge) 2, 17, 33, 71
  - redundante 115
- Thermohydraulik im Reaktorkern 58
- Thermohydraulische Untersuchungen 2, 43, 71, 95, 98, 116
- Thermohydraulischer Zustand des Kühlmittels 59
- Transienten 69, 72, 77, 93, 114, 121, 139
  - Ereignisablaufdiagramm 102
  - Maßnahmen zur Beherrschung 82
  - mit Reaktorschnellabschaltung 88, 103
  - Ursachen 77
- Transientenstörfälle 1, 20
  - Ursachen 79
- Transportbehälter für Brennelemente 4
- Turbinen 21, 30, 89
  - Zerknall 21
- Turbinenkondensator 31, 34, 86
- Turbinenschnellabschaltung 2, 31, 42, 81, 86, 104, 115, 117

U

- Überdruckversagen des
  - Reaktordruckbehälters 127
  - Reaktorkühlkreislaufs 90, 93, 101
  - Sicherheitsbehälters 132, 139
- Überhitzung

- des Kühlmittels 47
- des Reaktorkerns 8, 20, 23, 87, 90, 99, 118
- Umleiteinrichtung 30, 34, 42, 86, 89, 91, 98, 104
- Umwälzbetrieb 31, 35, 41
- Unsicherheitsfaktor 65, 69, 106, 118, 135
- Unterkritikalität des Reaktorkerns 11, 24, 37, 83
- Untersuchungen
  - anlagendynamische 116
  - thermohydraulische 2, 43, 71, 95
- Ursachen
  - Kühlmittelverluststörfälle 22
  - Lecks 75
  - Transienten 77

V

- Ventile
  - Abblaserregelventile 71, 86
  - Druckhalter 69, 83, 84, 90, 93, 98, 105, 115
  - Schwachlastregelventile 117
- Verbrennung des Wasserstoffs 127
- Verdampfer für Abwasser 5
- Verdampfer für Kühlmittel 5
- Verdampfung
  - Kühlwasser 14
  - Sumpfwasser 127
- Verriegelungen 64
- Versagen des Sicherheitsbehälterabschlusses 126
  - durch Überschreiten zulässiger Belastungen 127
- Versagen des Sicherheitsbehälters 125
  - Allgemeines 125
  - Versagensarten 10, 16, 126
- Versagen von Sicherheitseinrichtungen 8
- Verteilungsfunktionen 137
- Vertrauensintervall 65
- Vollastbetrieb 37
- Volumenausgleichsbehälter 5
- Volumenregelsystem 24, 29, 41, 75, 85
  - Rohrleitungsbrüche 75
- Volumenregelung mit Boreinspeisung 85, 91

W

- Wahrscheinlichkeiten 107, 135
  - bedingte 17, 66, 121
  - Bewertung 108
- Wärmeabfuhr
  - aus dem Reaktorkern 1
  - aus dem Reaktorkühlkreislauf 29, 85
  - beim Notstromfall 104
  - über Dampferzeuger 89
- Wärmestromdichte, kritische 44, 58
- Wärmetransport 28
  - aus Reaktorgebäudesumpf 28
- Wärmeübertragungsmechanismen 58
- WASH-1400 23, 34, 42, 58, 65, 78, 80, 84, 92, 115, 116, 128, 129, 132, 134, 135, 137
- Wasser, boriertes 24, 39
- Wasserabblasen 104
- Wasserdampf 43
- Wasserspiegel im Reaktorkühlkreislauf 72, 99
  - Absenken im Reaktordruckbehälter 59
  - Leck Druckhalter-Abblaseventile 74
- Wasserstand
  - Dampferzeuger 98, 117
  - Reaktordruckbehälter 55
- Wasserstandsregelung, Druckhalter 75
- Wasserstoff 43
  - Verbrennung 127
- Wasservorrat der Flutbehälter 72
- Wiederauffüllen des Reaktordruckbehäl-

HAU

ters 43, 51  
- Zeiten 52  
Wiederbenetzen des Reaktordruckbehälters  
52  
Wiederholungsprüfungen 59  
Wirksamkeit der Notkühlung 58  
Wirksamkeitsbedingungen 17

X

Xenongleichgewicht 37

Z

Zerknall des Reaktordruckbehälters 122,  
136  
Zerstörung  
- Fundament 129  
- Sicherheitsbehälter 139  
Zirkon 43  
Zirkon-Wasser-Reaktion 53  
Zufallsgrößen, logarithmisch normalver-  
teilte 65  
Zulässige Belastungen, Sicherheitsbehälter  
127  
Zuverlässigkeitsanalyse 10, 17, 126  
2F-Bruch in Hauptkühlmittelleitung 44, 46,  
47, 53  
2v4-System 17, 18  
Zwischenkühlkreis 27

