



Gesellschaft für Reaktorsicherheit

Deutsche Risikostudie Kernkraft- werke

Fachband 7

Ergebnisse der
anlagentechnischen Untersuchungen

Verlag TÜV Rheinland



Gesellschaft für Reaktorsicherheit

Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke

Eine Untersuchung zu dem durch
Störfälle in Kernkraftwerken
verursachten Risiko

Fachband 7

**Ergebnisse der
anlagentechnischen Untersuchungen**

Studie im Auftrage des Bundesministeriums
für Forschung und Technologie

Verlag TÜV Rheinland

Die Autoren dieses Fachbandes 7 "Ergebnisse der
anlagentechnischen Untersuchungen" der Deutschen
Risikostudie - Kernkraftwerke sind:

Helmut Hörtner

Klaus Kotthoff

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

Redaktion:

*L.F. Franzen, F.W. Heuser, H. Liemersdorf, R. Nowak,
M. Straßenmeyer*

ISBN 3-88585-018-4

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: F1 - Ereignisablaufanalyse, F2 - Zuverlässigkeitsanalyse, F3 - Zuverlässigkeitskenngrößen und Betriebserfahrungen, F4 - Einwirkungen von außen (einschließlich anlageninterner Brände), F5 - Untersuchung von Kernschmelzunfällen, F6 - Ermittlung der Spaltproduktfreisetzung, F7 - Ergebnisse der anlagentechnischen Untersuchungen, F8 - Unfallfolgenrechnung und Risikoergebnisse.

Der hier vorliegende Fachband 7 bezieht sich auf die Kapitel 4 bis 6 des Hauptbandes. Behandelt werden die Voraussetzungen der anlagentechnischen Untersuchungen (getroffene Annahmen und verwendete Modelle) sowie die Ergebnisse der einzelnen Analysen: auslösende Ereignisse, Ereignisablaufanalyse mit Zuverlässigkeitsbewertung, Untersuchung der Kernschmelzunfälle und der Spaltproduktfreisetzung sowie Bildung der Freisetzungskatego-

rien. Die in der Zuverlässigkeitsanalyse verwendeten Basisdaten und die Mindestanforderungen an die Systemfunktionen sind in Anhängen nochmals übersichtlich zusammengestellt.

Garching und Köln, im Juni 1981

Gesellschaft für Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

Kurzfassung

Im vorliegenden Fachband werden die wichtigsten Ergebnisse der in den Fachbänden 1 bis 6 dargestellten anlagentechnischen Untersuchungen zusammengefaßt. Für die Risikoermittlung entscheidend und daher in erster Linie behandelt werden auslösende Ereignisse mit Auswirkungen auf den Reaktorkern. Führen diese Ereignisabläufe zu Kernschmelzunfällen, so sind unterschiedliche Versagensarten des Sicherheitsbehälters zu analysieren; für beherrschte Störfälle ist Leckage die einzig mögliche Versagensart des Sicherheitsbehälters. Diese Versagensarten des Sicherheitsbehälters bilden die Basis für die Freisetzungskategorien, die durch ihre Häufigkeit pro Jahr, ein bestimmtes Ausmaß der Aktivitätsfreisetzungen, deren zeitlichen Verlauf usw. gekennzeichnet sind. Die zugehörigen Ergebnisse sowie die Zwischenschritte in ihrer Ermittlung werden wiedergegeben.

Abstract

This appendix summarizes the most important results of the plant system investigations, which are presented in the appendices 1 to 6. Of principal interest for the risk assessment and therefore handled primarily, are the initiating events, which affect the reactor core. For event sequences leading to core melt accidents, different failure modes of the containment have to be analyzed; for controlled accidents, leakage is the only possible failure mode of the containment. These containment failure modes are the basis for the release categories, characterized by their frequency, a certain amount of activities released, as a function of time, etc. The corresponding results as well as the intermediate steps in their evaluation are given.

INHALT

	Seite
1. Zusammenfassung	1
2. Einleitung	2
3. Annahmen, Methoden und Durchführung der Analysen . .	4
3.1 Allgemeines	4
3.2 Vorgehensweise	5
3.3 Annahmen und Modelle für die Analysen	8
3.4 Durchführung der Analysen zur Ermittlung der Häufigkeiten der Ereignisabläufe	21
3.5 Behandlung von Unsicherheiten	26
3.5.1 Unsicherheiten der rechnerischen Simulation von Unfallabläufen	26
3.5.2 Statistische Unsicherheiten	29
4. Auslösende Ereignisse	34
4.1 Allgemeines	34
4.2 Anlageninterne Störfälle mit Auswirkungen auf den Kern	34
4.2.1 Kühlmittelverluststörfälle	35
4.2.2 Transienten	37
4.2.3 Anlageninterne Brände	41
4.3 Sonstige anlageninterne Störfälle	41
4.4 Einwirkungen von außen	42
5. Ereignisablaufanalyse für die Systemfunktionen von Betriebs- und Sicherheitssystemen	44
5.1 Allgemeines	44
5.2 Ereignisablaufanalyse für anlageninterne Störfälle mit Auswirkungen auf den Kern	44
5.3 Ereignisablaufanalyse für Einwirkungen von außen	53
5.4 Zusammenfassung der Ergebnisse	62

6.	Ergebnisse der Untersuchungen zu Kernschmelzun- fällen	67
6.1	Allgemeines	67
6.2	Beschreibung des Kernschmelzablaufes	67
6.3	Verhalten des Sicherheitsbehälters	74
6.4	Ereignisablaufanalyse für das Versagen des Sicherheitsbehälters	85
6.5	Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage	88
7.	Zusammenfassende Darstellung der Ereignisablauf- analysen	103
7.1	Allgemeines	103
7.2	Zusammenfassende Ereignisablaufanalyse für anlageninterne Störfälle mit Auswirkungen auf den Kern	103
8.	Freisetzungskategorien	119
8.1	Allgemeines	119
8.2	Festlegung der Freisetzungskategorien	120
8.3	Bestimmung der Parameter der Freisetzungskate- gorien	121
8.4	Vergleichende Bewertung für sonstige anla- geninterne Störfälle und Einwirkungen von außen	135
9.	Schrifttum	140
10.	Stichwortverzeichnis	141
Anhang 1:	Zuverlässigkeitskenngrößen und Basisdaten zur Beschreibung von Komponentenausfällen	
Anhang 2:	Mindestanforderungen an die Systemfunktio- nen	

BILDER

	Seite
F7, 3-1: Schritte der anlagentechnischen Untersuchungen	6
F7, 3-2: Fortpflanzung von statistischen Unsicherheiten durch die probabilistisch-mathematischen Modelle der anlagentechnischen Untersuchungen	32
F7, 5-1: Ereignisablaufdiagramm "großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung"	45
F7, 5-2: Ereignisablaufdiagramm "mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung"	46
F7, 5-3: Ereignisablaufdiagramm "kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung"	47
F7, 5-4: Ereignisablaufdiagramm "Notstromfall"	48
F7, 5-5: Ereignisablaufdiagramm "kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall" $T_1 S_2^1$	49
F7, 5-6: Ereignisablaufdiagramm "kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall" $T_1 S_2^2$	50
F7, 5-7: Ereignisablaufdiagramm "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung"	51
F7, 5-8: Ereignisablaufdiagramm "ATWS-Störfälle"	52
F7, 5-9: Ereignisablaufdiagramm "Notstromfall aufgrund von Erdbebeneinwirkungen"	54
F7, 5-10: Ereignisablaufdiagramm "Flugzeugabsturz"	57
F7, 5-11: Ereignisablaufdiagramm "Notstromfall aufgrund Explosionsdruckwelle"	60
F7, 6-1: Druckverlauf im Sicherheitsbehälter für den beherrschten doppelendigen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung	79
F7, 6-2: Druckverlauf im Sicherheitsbehälter für Kernschmelzfall 1 (Sicherheitsbehälter dicht)	80
F7, 6-3: Druckverlauf im Sicherheitsbehälter für Kernschmelzfall 1 bei Annahme verschieden großer Lecks im Sicherheitsbehälter	81

F7, 6-4:	Druckverlauf im Sicherheitsbehälter für Kernschmelzfall 1 und der Versagensart Dampfexplosion	82
F7, 6-5:	Ereignisablaufdiagramm zum Versagen des Sicherheitsbehälters für beherrschte Kühlmittelverluststörfälle	86
F7, 6-6:	Ereignisablaufdiagramm zum Versagen des Sicherheitsbehälters für Kernschmelzunfälle . .	89
F7, 7-1:	Zusammenfassende Darstellung der Ereignisablaufanalyse "großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung"	105
F7, 7-2:	Zusammenfassende Darstellung der Ereignisablaufanalyse "mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung"	107
F7, 7-3:	Zusammenfassende Darstellung der Ereignisablaufanalyse "kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung"	109
F7, 7-4:	Zusammenfassende Darstellung der Ereignisablaufanalyse "Notstromfall"	111
F7, 7-5:	Zusammenfassende Darstellung der Ereignisablaufanalyse "kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall"	113
F7, 7-6:	Zusammenfassende Darstellung der Ereignisablaufanalyse "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung"	115
F7, 7-7:	Zusammenfassende Darstellung der Ereignisablaufanalyse "ATWS-Störfälle"	117

TABELLEN

	Seite
F7, 3-1: Typisches Aktivitätsinventar eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor (1300 MWe) . . .	10
F7, 4-1: Bewertete Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse von Kühlmittelverluststörfällen und Transienten	38
F7, 5-1: Häufigkeiten für Kernschmelzen durch "Flugzeugabsturz"	58
F7, 5-2: Ergebnisse der Untersuchungen zum Turbinenzerknall	62
F7, 5-3: Bedingte Wahrscheinlichkeiten von nicht beherrschten Kühlmittelverluststörfällen und Transienten	63
F7, 5-4: Häufigkeiten von nicht beherrschten Kühlmittelverluststörfällen und Transienten	64
F7, 5-5: Summe der Häufigkeiten von Kernschmelzunfällen	65
F7, 6-1: Ergebnisse der Modelluntersuchungen zum zeitlichen Ablauf der betrachteten Kernschmelzunfälle	71
F7, 6-2: Massen- und Energieströme in die Sicherheitsbehälteratmosphäre für Kernschmelzfall 1 . . .	72
F7, 6-3: Massen- und Energieströme in die Sicherheitsbehälteratmosphäre für Kernschmelzfall 2 . . .	73
F7, 6-4: Thermodynamische Größen im Sicherheitsbehälter und zeitabhängige Leckrate des Sicherheitsbehälters	83
F7, 6-5: Kerninventar zum Zeitpunkt des Störfalleintritts	92
F7, 6-6: Nuklidinventar eines Brennelements mit einem Abbrand von 33 500 MWd/t Uran für verschiedene Abklingzeiten	93
F7, 6-7: Maximales Nuklidinventar einzelner Reaktorkomponenten und Anlagenteile eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor	94

F7, 6-8:	Spaltproduktfreisetzungswerte aus dem Kern in den Sicherheitsbehälter	96
F7, 6-9:	In den Sicherheitsbehälter freigesetzte Aktivität beim Brennelement-Handhabungsstörfall in Abhängigkeit vom Zeitpunkt des Störfalleintritts nach Reaktorabschaltung	98
F7, 6-10:	Freigesetzter Anteil des Spaltproduktinventars bei Absturz eines Brennelement-Transportbehälters	99
F7, 6-11:	Kummulativer Anteil des Kerninventars, der in die Atmosphäre freigesetzt wird	101
F7, 8-1:	Freisetzungskategorien	122
F7, 8-2:	Aus der Anlage freigesetzter kumulativer Anteil des Kerninventars für die Ereignisabläufe der Freisetzungskategorie 2	125
F7, 8-3:	Verteilungen der aus dem Sicherheitsbehälter freigesetzten thermischen Energie	127
F7, 8-4:	Bedingte Wahrscheinlichkeiten für die Freisetzungskategorien 2 bis 6 bei Kühlmittelverluststörfällen und Transienten	130
F7, 8-5:	Summe der Freisetzungshäufigkeiten in den einzelnen Freisetzungskategorien	131
F7, 8-6:	Dominierende Ereignisabläufe in den einzelnen Freisetzungskategorien	133
F7, 8-7:	Vergleich der Häufigkeiten in einzelnen Freisetzungskategorien für Einwirkungen von außen und anlageninterne Störfälle	138

1. ZUSAMMENFASSUNG

Im vorliegenden Fachband werden die wichtigsten Ergebnisse der in den Fachbänden 1 bis 6 dargestellten anlagentechnischen Untersuchungen zusammengefaßt. Zunächst wird auf die Voraussetzungen und Basisdaten eingegangen, die für die Ermittlung der Ergebnisse wichtig waren. Im Anschluß daran werden die auslösenden Ereignisse behandelt, die in der vorliegenden Studie untersucht wurden. Für die Risikoermittlung waren vor allem solche auslösende Ereignisse zu bewerten, die zu Kernschmelzunfällen führen können. Behandelt werden anlageninterne Störfälle und Einwirkungen von außen.

Für die untersuchten auslösenden Ereignisse wurden die denkbaren Ereignisabläufe, die sich beim Ausfall der unterschiedlichen Funktionen der Betriebs- und Sicherheitssysteme einstellen, in Ereignisablaufdiagrammen zusammengefaßt. Führen die Ereignisabläufe zu Kernschmelzunfällen, so wurden die möglichen Versagensarten des Sicherheitsbehälters untersucht und die Ereignisabläufe durch Einbeziehung dieser Versagensarten erweitert. Die einzig mögliche Versagensart für beherrschte Störfälle ist die Leckage des Sicherheitsbehälters. Die Versagensarten des Sicherheitsbehälters bilden auch die Basis der Freisetzungskategorien. Die Freisetzungskategorien sind zum einen durch ihre zu erwartende Häufigkeit pro Jahr, zum anderen durch das Ausmaß der Aktivitätsfreisetzungen aus dem Sicherheitsbehälter, deren zeitlichen Verlauf, die Freisetzungshöhe und die mitgeführte thermische Energie gekennzeichnet. Die Ergebnisse der anlagentechnischen Untersuchungen sowie die Zwischenschritte in ihrer Ermittlung werden wiedergegeben. Diese Ergebnisse bilden die Eingabedaten für die Unfallfolgenrechnungen, die im Fachband 8 dargestellt sind.

2. EINLEITUNG

Im vorliegenden Fachband werden die Ergebnisse der anlagentechnischen Untersuchungen der deutschen Risikostudie zusammengefaßt. Eine Aufgabe der Zusammenfassung ist, die wichtigsten Ergebnisse in übersichtlicher Form darzustellen, um so einen Überblick über den Gesamtrahmen der Analysen zu geben. Andererseits ist die Darstellung so ausführlich, daß dieser Fachband als Nachschlagewerk dienen kann. Aus diesem Grund wurden zusätzlich die Voraussetzungen mit aufgenommen, die in die Ermittlung der Ergebnisse eingehen. Solche Voraussetzungen bilden die getroffenen Annahmen, durch die erst eine Abbildung der realen Gegebenheiten auf mathematische Modelle möglich wird. Die Modelle, die in den einzelnen Schritten der Untersuchungen verwendet wurden, werden ebenfalls aufgeführt (Kapitel 3).

In der deutschen Risikostudie wurde das durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachte Risiko untersucht und bewertet. Störfälle können anlagenintern ausgelöst oder durch Einwirkungen von außen auf die Anlage verursacht werden. Die anlagentechnischen Untersuchungen für die anlagenintern ausgelösten Störfälle wurden anhand einer Referenzanlage durchgeführt. Die der deutschen Risikostudie zugrunde liegende Referenzanlage ist das Kernkraftwerk Biblis, Block B. Bei Einwirkungen von außen werden die Ergebnisse nicht nur durch diese anlagentechnischen Gegebenheiten, sondern auch durch die Standortbedingungen der Anlage beeinflusst. Die durchgeführten Analysen beziehen sich auf die Referenzanlage und deren Standort. Eine Übertragung der Ergebnisse auf andere Referenzanlagen und andere Standorte ist daher nicht ohne weiteres möglich.

Die auslösenden Ereignisse für die untersuchten Störfälle werden in Kapitel 4 dargestellt. Wegen ihrer besonderen Bedeutung wurden in erster Linie die Störfälle behandelt, die Auswirkungen auf den Reaktorkern haben können. Die Analyse der Ereignisabläufe, die aus den auslösenden Ereignissen hervorgehen und möglicherweise zu einem Risikobeitrag führen, wurde in 2 Teilen durchgeführt. Die Schnittstelle gibt an, ob der Störfall beherrscht wird oder nicht. Im letzteren Fall wird bei Störfäl-

len mit Auswirkungen auf den Reaktorkern pessimistisch immer ein Kernschmelzen unterstellt. Die Ereignisabläufe bis zu der Schnittstelle "Kernschmelzen" behandelt Kapitel 5, mit den Kernschmelzabläufen befaßt sich Kapitel 6. Eine zusammenfassende Darstellung der gesamten Ereignisablaufanalyse bringt Kapitel 7. In Kapitel 8 wird schließlich beschrieben, in welcher Form die quantitativen Ergebnisse der anlagentechnischen Untersuchungen zusammengefaßt werden (Bildung der Freisetzungskategorien), um daraus Eingabedaten für die Unfallfolgenrechnungen und die Risikoermittlung zu gewinnen.

3. ANNAHMEN, METHODEN UND DURCHFÜHRUNG DER ANALYSEN

3.1 Allgemeines

Kernkraftwerke enthalten erhebliche Mengen an radioaktiven Spaltprodukten und haben damit ein hohes Gefährdungspotential. Um dieses Gefährdungspotential zu beherrschen, werden Kernkraftwerke so ausgelegt, daß eine Aktivitätsfreisetzung in gefährlichem Ausmaß nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen ist. Dazu erfolgt ein Einschluß der Spaltprodukte durch mehrere hintereinanderliegende Strukturen, die Spaltproduktbarrieren. Außerdem besitzen Kernkraftwerke umfassende Schutz- und Sicherheitsvorkehrungen, die eine Beschädigung dieser Strukturen verhindern sollen. Trotz dieser weitreichenden Vorsorge ist es nicht möglich, Unfälle, die zu erheblichen Schäden in der Umgebung führen können, mit absoluter Sicherheit auszuschließen.

Eine brauchbare quantitative Aussage über das mit Kernkraftwerken verbundene Risiko kann nicht empirisch gewonnen werden. Erfahrungen, die eine hierfür erforderliche statistische Erfassung und Auswertung von Schadensfällen erlauben würden, liegen nicht vor. Das Risiko kann daher nur mit analytischen Methoden abgeschätzt werden.

Für die Risikoermittlung wird eine große Zahl verschiedener denkbarer Unfallabläufe rechnerisch simuliert. Dabei müssen zu jedem dieser Unfallabläufe sowohl die Häufigkeiten als auch die Schäden auf theoretischem Weg ermittelt werden. Jeder Unfallablauf läßt sich unterteilen in

- den anlageninternen Ereignisablauf, der vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten aus der Kraftwerksanlage führt, und
- den anlagenexternen Expositionsablauf, der von der Ausbreitung der freigesetzten radioaktiven Stoffe bis zur Schadensermittlung reicht.

Im vorliegenden Fachband wird nur auf die anlageninternen Ereignisabläufe eingegangen. Die Ergebnisse der Untersuchungen zu den anlageninternen Ereignisabläufen bilden den Ausgangspunkt

für die Expositionsabläufe, die im Fachband 8 im einzelnen dargestellt sind.

3.2 Vorgehensweise

Auftragungsgemäß orientieren sich die Arbeiten in der Phase A der deutschen Risikostudie an der Vorgehensweise der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie WASH-1400 /F7, 3-1/. Wie dort konzentrieren sich die Untersuchungen weitgehend auf Unfallabläufe, die zum Kernschmelzen führen. Die Behandlung solcher Unfallabläufe erfolgt in einer Reihe von Einzelschritten, die in Bild F7, 3-1 dargestellt sind.

In einem ersten Schritt werden alle wesentlichen auslösenden Ereignisse, die unter Umständen zu einer Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung führen können, nach Art und Häufigkeit¹⁾ erfaßt.

Ausgehend von einem auslösenden Ereignis, ergeben sich in einem zweiten Schritt, je nach Funktion oder Ausfall der angeforderten Betriebs- und Sicherheitssysteme, unterschiedliche Ereignisabläufe. Um die große Zahl möglicher Abläufe übersichtlich zu erfassen, werden Ereignisablaufdiagramme erstellt.

Anschließend sind die Häufigkeiten der so dargestellten Ereignisabläufe zu ermitteln. Neben den Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse sind hierzu die Versagenswahrscheinlichkeiten der zur Störfallbeherrschung angeforderten Funktionen der benötigten Systeme zu bestimmen.

Die beiden ersten Schritte der Analyse dienen vor allem dazu, die Häufigkeit eines Kernschmelzens zu ermitteln. Daneben können aus den Ereignisablaufdiagrammen und aus der Simulation von Störfällen Informationen über den physikalischen Zustand der Anlage vor Beginn des Kernschmelzens abgeleitet werden.

¹⁾ Gemeint ist hier stets die "zu erwartende Häufigkeit pro Jahr". Diese ist nicht zu verwechseln mit der ganzzahligen Zufallsgröße "Häufigkeit". Im folgenden wird der Kürze wegen oft nur die Bezeichnung "Häufigkeit" benutzt.

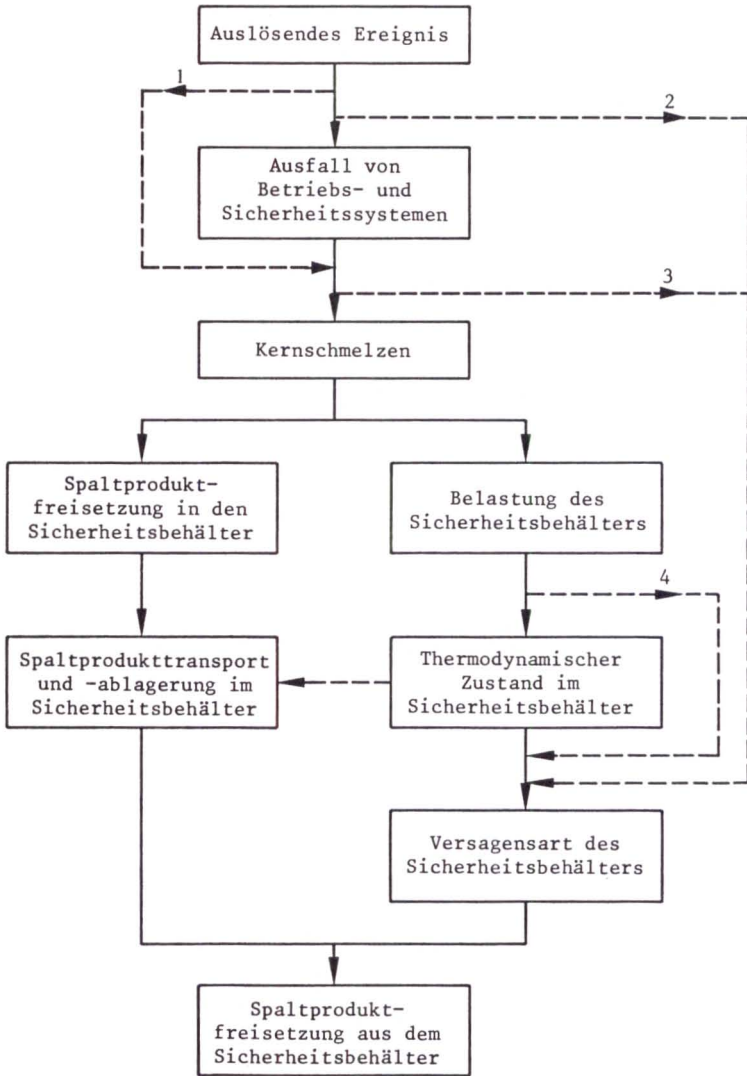


Bild F7, 3-1:

Schritte der anlagentechnischen Untersuchungen

Wie in Bild F7, 3-1 angedeutet, sind auslösende Ereignisse vorstellbar, die unmittelbar zum Kernschmelzen führen. Es handelt sich dabei um hypothetische Ereignisse mit äußerst geringer Eintrittshäufigkeit, die bei der Auslegung der Anlage nicht mehr berücksichtigt wurden und die mit den vorhandenen Betriebs- und Sicherheitssystemen nicht beherrschbar sind (gestrichelter Pfad 1 in Bild F7, 3-1). Die Häufigkeit eines Kernschmelzens bestimmt sich in einem solchen Fall direkt aus der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses.

Nimmt man an, daß es im Verlauf eines Störfalles zum Kernschmelzen kommt, so hat die Analyse der mit dem Kernschmelzen verbundenen Vorgänge für den weiteren Ereignisablauf eine zentrale Bedeutung. Zum einen werden beim Kernschmelzen große Mengen radioaktiver Spaltprodukte aus den Brennstäben in den Reaktorkühlkreislauf und von dort in den Sicherheitsbehälter freigesetzt. Damit steht nur noch eine Spaltproduktbarriere, nämlich der Sicherheitsbehälter, zur Verfügung. Zum anderen kommt es als Folge eines Kernschmelzens zu erheblichen Belastungen für den Sicherheitsbehälter, die zu seinem Versagen und damit zur Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in die Umgebung führen können.

Entsprechend sind, ausgehend von den Ergebnissen der Kernschmelzuntersuchungen, in den nächsten Schritten

- die Spaltproduktfreisetzung in den Sicherheitsbehälter, das Verhalten der Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter und
- die Belastungen für den Sicherheitsbehälter sowie der Verlauf der thermodynamischen Größen im Sicherheitsbehälter

zu bestimmen. Dabei werden die thermodynamischen Größen nicht nur für die Beurteilung eines möglichen Sicherheitsbehälterversagens benötigt, sondern sie sind auch für das Verhalten der Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter wichtig.

Zum Versagen des Sicherheitsbehälters können mehrere grundsätzlich verschiedene Vorgänge führen. Im einzelnen lassen sich unterscheiden:

- Belastungen des Sicherheitsbehälters, die sich als Auswirkungen des Kernschmelzens einstellen. Dabei kann sich aus

einem Kernschmelzunfall unmittelbar, z.B. durch Trümmer, die bei einer Dampfexplosion entstehen, ein Versagen des Sicherheitsbehälters ergeben (gestrichelter Pfad 4); oder ein Versagen kann mittelbar durch den mit dem Kernschmelzunfall verbundenen Druckaufbau hervorgerufen werden.

- Systemausfälle, die zum Versagen des Sicherheitsbehälterabschlusses und damit zum Verlust der Integrität (Dichtheit) des Sicherheitsbehälters führen (gestrichelter Pfad 3).
- Bestimmte auslösende Ereignisse, z.B. Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude, die als direkte Folge ein Versagen des Sicherheitsbehälters nach sich ziehen können (gestrichelter Pfad 2).

Aus dem Verhalten der Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter und der Versagensart des Sicherheitsbehälters ergibt sich die Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage, die im letzten Schritt der Untersuchung berechnet wird.

Als Endergebnis der Analyse der anlageninternen Ereignisabläufe erhält man Art (Umfang, Ort, Zeitverlauf, mitgeführte Energie) und Häufigkeit von Aktivitätsfreisetzungen aus der Anlage. Für die Berechnung der Unfallfolgen werden die Freisetzungen bei den verschiedenen Unfallabläufen schließlich zu einer Reihe repräsentativer Freisetzungen, den Freisetzungskategorien, zusammengefaßt.

3.3 Annahmen und Modelle für die Analysen

Im folgenden werden die in den einzelnen Schritten der anlagentechnischen Untersuchungen zugrunde gelegten Annahmen erläutert und die verwendeten Modelle aufgeführt.

● Grundsätzliches

Auftragsgemäß wurde generell analog zu WASH-1400 vorgegangen. Das bedeutet, daß sowohl die in WASH-1400 getroffenen Annahmen als auch die dort verwendeten Modelle soweit wie möglich über-

nommen wurden. Abgewichen wurde nur dann, wenn Anlagenunterschiede bzw. nicht vergleichbare Standortbedingungen dies notwendig machten oder wenn die Vorgehensweise von WASH-1400 nicht nachvollziehbar war.

Die Untersuchung des Anlagenverhaltens und die Auslegung von Systemen und Komponenten sind Gegenstand des Genehmigungsverfahrens. Wie in WASH-1400 wird davon ausgegangen, daß die im Genehmigungsverfahren festgelegten Anforderungen an die Systeme und Komponenten (erforderliche Anzahl und Auslegung) repräsentativ für die tatsächlichen Anforderungen bei Störfällen sind.

● Auslösende Ereignisse

In einer Risikoanalyse für Kernkraftwerke müssen die verschiedenen in Kernkraftwerken vorhandenen radioaktiven Stoffe daraufhin überprüft werden, unter welchen Bedingungen sie 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 kommen kann. Dazu ist das Aktivitätsinventar an den verschiedenen Stellen im Kraftwerk zu bestimmen.

Tabelle F7, 3-1 zeigt typische Werte der absoluten und relativen Anteile des Aktivitätsinventars an verschiedenen Stellen im Kernkraftwerk.

Im Reaktorkern befinden sich im Mittel 95 % des gesamten Aktivitätsinventars. Es handelt sich dabei um die radioaktiven Spaltprodukte, die bei der Kernspaltung entstehen. Diese sind durch mehrere Spaltproduktbarrieren von der Umwelt isoliert. Vom Aktivitätsinventar des Reaktorkerns sind etwa 98 % im Kristallgitter des Brennstoffs gebunden. Die restlichen 2 % werden (mit Ausnahme geringer Anteile, die gegebenenfalls durch Undichtigkeiten an den Brennstabhüllrohren in den Reaktorkühlkreislauf entweichen) im Spaltgassammelraum der Brennstäbe zu-

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)			$1,2 \cdot 10^3$			$2 \cdot 10^{-5}$
Ionen-austauscher 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, Abschlammmentsalzung

Tab. F7, 3-1:

Typisches Aktivitätsinventar eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor (1300 MWe)

rückgehalten. Bei Störfällen sind daher die Aktivitätsfreiset- zungen, unabhängig vom Verhalten der weiteren Spaltproduktbar- rieren (Reaktorkühlkreislauf, Sicherheitsbehälter), gering, so- lange die Brennstabhüllrohre und das Kristallgitter des Brenn- stoffs intakt bleiben.

Der Reaktorkern hat die Eigenschaft, daß auch nach Abschaltung des Reaktors Wärme entsteht, die sogenannte Nachzerfallswärme, welche abgeführt werden muß. Kommt es bei einem Störfall zu einer Beeinträchtigung dieser Wärmeabfuhr und als Folge davon zu einer stärkeren Erwärmung des Reaktorkerns, so können Brennstabhüllrohre beschädigt werden. Es können dann vor allem die Aktivitäten aus dem Spaltgassammelraum der Brennstäbe entweichen. Versagen bei einem Störfall die Betriebssysteme und die Sicherheitssysteme so, daß die Wärme nicht oder nur sehr unzureichend abgeführt wird, kann es zu einer Überhitzung des Reaktorkerns und im Extremfall zum Schmelzen des Reaktorkerns kommen. Schmilzt der Brennstoff, so löst sich das Kristallgitter des Brennstoffs auf und die Brennstabhüllrohre werden zerstört. Dabei wird ein erheblicher Anteil der im Kristallgitter gebundenen Spaltprodukte aus dem Kern freigesetzt. Für die Risikoermittlung sind daher in erster Linie die auslösenden Ereignisse systematisch zu erfassen, die zu einem Kernschmelzen führen können.

Entsprechend den auslösenden Ereignissen wird bei Ereignisabläufen, die zu einer Überhitzung des Reaktorkerns führen können, zwischen "anlageninternen Störfällen" und "anlagenexternen Störfällen" unterschieden. Anlageninterne Störfälle sind solche, die durch anlageninterne Ursachen ausgelöst werden. Anlagenexterne Störfälle werden durch "Einwirkungen von außen" auf die Anlage verursacht. Alle anlageninternen Störfälle, die zu einer Überhitzung des Reaktorkerns führen können, lassen sich in zwei Gruppen einteilen, in "Kühlmittelverluststörfälle" und "Transientenstörfälle" (Kapitel 4).

Vom gesamten Aktivitätsinventar befindet sich ein Rest von durchschnittlich 5 % nicht im Reaktorkern. Diese Spaltprodukte konzentrieren sich fast ausschließlich im Lagerbecken für verbrauchte Brennelemente. Im (beladenen) Brennelement-Transportbehälter sowie in Hilfsanlagen (z.B. Abgassystem, Abwassersystem) sind im Vergleich zum Kerninventar nur sehr geringe Aktivitäten vorhanden. Unter Berücksichtigung der Sicherheitsvorkehrungen dieser Anlagenteile wird davon ausgegangen, daß ein wesentlicher Risikobeitrag durch Störfälle in diesen Anlagenteilen nicht zu erwarten ist.

Um die Ereignisse, die unter Umständen zu einer Aktivitätsfreisetzung aus dem Reaktorkern führen können, nach Art und Häufigkeit zu erfassen, ist es 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.

Die Auswahl der Klassen auslösender Ereignisse erfolgt in prinzipiell gleicher Art und Weise wie in WASH-1400. Sie orientiert sich an:

- der Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse,
- der Versagenswahrscheinlichkeit der zur Beherrschung angeforderten Systemfunktionen und
- der zu erwartenden Freisetzung aus der Anlage.

Die Häufigkeit des auslösenden Ereignisses ergibt, zusammen mit der Versagenswahrscheinlichkeit der angeforderten Systemfunktionen, die letztlich maßgebende Häufigkeit für Kernschmelzunfälle und für Freisetzungen aus der Anlage. Die in WASH-1400 getroffene Auswahl an auslösenden Ereignissen wurde für die Phase A der Studie übernommen. Zusätzlich wurden auslösende Ereignisse berücksichtigt, die im Laufe der Arbeiten als wichtig erkannt wurden (siehe Diskussion im Fachband 1).

● 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 und welche Systemfunktionen zur Durchführung dieser Gegenmaßnahmen vorhanden sind, ergeben sich aufgrund des nicht auszuschließenden Versagens der Systemfunktionen Verzweigungen in den möglichen Ereignisabläufen. Diese werden in einem Ereignisablaufdiagramm zusammengefaßt.

Welche Systemfunktionen angefordert und welche benötigt werden, wird durch Simulation des anlagendynamischen Verhaltens festgestellt. Die Simulation stützt sich auf physikalisch-mathematische Modelle komplexer Vorgänge, wie z.B. der thermohydraulischen Vorgänge im Reaktorkühlkreislauf und im Speisewasser-Dampf-Kreislauf. Die Risikostudie übernimmt Informationen aus Störfallsimulationen, die im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für die Referenzanlage oder vergleichbare Anlagen durchgeführt wurden und zur Festlegung der notwendigen Systemfunktionen sowie der Zahl redundanter Stränge von Systemen führten, die zur Erfüllung dieser Funktionen mindestens benötigt werden. Sind für eine bestimmte Systemfunktion diese Mindestanforderungen nicht erfüllt, wird von einem vollständigen Ausfall der Systemfunktion ausgegangen. Sind keine weiteren Systemfunktionen vorhanden, die die geforderte Aufgabe übernehmen können, wird ein Kernschmelzen angenommen. Diese Vorgehensweise lehnt sich an WASH-1400 an.

Die Ereignisablaufanalyse läßt sich in zwei Teilaufgaben gliedern, und zwar

- in die systemtechnischen Untersuchungen, die sich mit dem Ereignisablauf beschäftigen, soweit er durch das Eingreifen der Betriebs- und Sicherheitssysteme bestimmt wird, und
- in die Untersuchungen zum Kernschmelzen, die den weiteren, aus einem angenommenen Versagen von Betriebs- und Sicherheitssystemen resultierenden Ereignisablauf innerhalb der Anlage behandeln.

In die Ereignisablaufdiagramme für die erste Teilaufgabe, die bis zur Schnittstelle "Kernschmelzen" führen, wurden alle Verzweigungen der Ereignisabläufe aufgenommen, die aufgrund der thermohydraulischen Untersuchungen oder unterschiedlicher Anforderungen an die Betriebs- und Sicherheitssysteme von Bedeutung sein könnten. Dabei wurde nur zwischen einer Funktion und einem Ausfall der einzelnen Systemfunktionen unterschieden. Ein Teilausfall einer Systemfunktion wurde als vollständiger Ausfall behandelt. Das gleiche gilt generell für den zeitweisen Ausfall einer Systemfunktion. Als Ausfallzeitpunkt wurde immer der Zeitpunkt der Anforderung der Systemfunktion zugrunde gelegt.

Die Ereignisablaufanalysen für die verschiedenen auslösenden Ereignisse erfolgten in der Regel sehr detailliert. Nur dort, wo die mit Hilfe von Abschätzungen ermittelten Häufigkeiten für die Freisetzungen sehr klein oder die freigesetzten Aktivitäten gering sind (wie bei Freisetzungen aus anderen Anlagenteilen als dem Reaktorkern), wurde in der Phase A der Risikostudie auf eine ausführliche Ereignisablaufanalyse verzichtet.

Für die zweite Teilaufgabe erfolgte die Beschreibung der Kernschmelzabläufe und der mit ihnen verbundenen Vorgänge durch physikalisch-mathematische Modelle. Ein Ereignisablaufdiagramm wurde nur zum Versagen des Sicherheitsbehälters erstellt.

● Zuverlässigkeitsanalyse

Zur Ermittlung der Häufigkeiten der verschiedenen möglichen Aktivitätsfreisetzungen aus der Anlage ist es zunächst erforderlich, die Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse zu kennen. Außerdem müssen die Versagenswahrscheinlichkeiten der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen, d.h. die Wahrscheinlichkeiten, mit denen Kernschmelzabläufe aus den auslösenden Ereignissen hervorgehen können, bekannt sein. Schließlich müssen die Wahrscheinlichkeiten für die unterschiedlichen Versagensarten des Sicherheitsbehälters ermittelt werden, die in der Regel vom jeweiligen Ereignisablauf abhängen.

Die Wahrscheinlichkeiten für das Versagen der Systemfunktionen sowie des Sicherheitsbehälterabschlusses wurden mit Hilfe einer Zuverlässigkeitsanalyse (vor allem mittels Fehlerbaumanalyse) bestimmt, in der vom Ausfall der Komponentenfunktionen auf den Ausfall der Systemfunktionen hochgerechnet wurde. Für die Fehlerbaumanalyse wurde das Programmsystem RALLY verwendet.

Der Fehlerbaumanalyse liegt eine deduktive Vorgehensweise zugrunde: Aus praktischen Gründen können dabei im allgemeinen nicht alle möglichen Ausfallkombinationen von Komponenten ermittelt werden. Die Experten greifen vielmehr die Ausfallkom-

binationen heraus, die einen wichtigen Beitrag zur Versagenswahrscheinlichkeit der Systemfunktionen liefern können. Man ist hier also auf die Systemkenntnis und das Urteil der Experten angewiesen. Eine Vollständigkeit der Fehlerbäume ist daher nicht nachweisbar.

Komponenten im Sinne der Zuverlässigkeitsanalyse sind Bauteile, aber auch Verfahrensvorschriften oder Personen, die in den Betrieb eingreifen. Zur Beschreibung unabhängiger Komponentenausfälle wird jeder Funktion einer Komponente ein unabhängiges Funktionselement zugeordnet. Zur Beschreibung von "common mode"-Ausfällen (CMA) wird jeder Funktion von mehreren redundanten Komponenten ein einziges Funktionselement zugeordnet. Außerdem können Folgeausfälle berücksichtigt werden. Es wird nur zwischen den Zuständen "intakt" und "ausgefallen" der Funktionselemente unterschieden.

Im Anhang 1 sind die verschiedenen Arten von Komponentenausfällen näher erläutert und die Basisdaten, die in der Zuverlässigkeitsanalyse zur Beschreibung des Ausfallverhaltens verwendet wurden, zusammengestellt. Dies sind in erster Linie Daten für unabhängige Ausfälle von Bauteilen. Für die CMA liegen nur in beschränktem Umfang Daten vor. Eine besondere Stellung nimmt das menschliche Fehlverhalten ein, bei dem Wahrscheinlichkeitsabschätzungen für unterschiedliche Handlungen erforderlich sind.

Die für Bauteile verwendeten Basisdaten gehen überwiegend auf eigene Auswertungen von Literaturquellen zurück. Wenn deutsche nukleare Betriebserfahrung vorhanden war, wurde sie in den Auswertungen berücksichtigt. Zur Bewertung menschlichen Fehlverhaltens wurden die Vorgehensweise und die Basisdaten, soweit möglich, aus WASH-1400 übernommen, da hierfür keine eigenen Zuverlässigkeitsdaten verfügbar waren. Für "common mode"-Ausfälle reicht die Betriebserfahrung häufig nicht aus, so daß zur Abschätzung ihrer Wahrscheinlichkeiten vielfach Modelle verwendet werden mußten. Zur Bestimmung der Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse wurde, soweit möglich, die deutsche Betriebserfahrung herangezogen.

Eine Voraussetzung für eine realistische Zuverlässigkeitsbewertung ist, daß den Analysen realistische (objektive) Zuverlässigkeitsdaten für die Komponenten und realistische Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse zugrunde liegen. Die in der vorliegenden Studie verwendeten, weitgehend aus der Literatur ermittelten Erwartungswerte der Zuverlässigkeitsdaten für Bauteile sind in der Mehrzahl aber pessimistisch im Vergleich zu neueren Auswertungen deutscher nuklearer Betriebserfahrung, die nach Abschluß der Zuverlässigkeitsanalyse vorgenommen wurden.

Bei Verwendung der Basisdaten in der Zuverlässigkeitsanalyse wird von folgenden Voraussetzungen ausgegangen:

- Die Anforderungen an die Komponenten und Systeme beim Betrieb oder bei Funktionsprüfungen sind im allgemeinen repräsentativ für die Anforderungen unter Störfallbedingungen, so daß die Zuverlässigkeitsdaten aus der Betriebserfahrung herangezogen werden können. Liegen bei einem Störfall andere Betriebs- oder Umgebungsbedingungen vor, so sind gegebenenfalls andere Zuverlässigkeitsdaten zu verwenden.
- Im Genehmigungsverfahren wurde die adäquate Auslegung und Herstellung der Komponenten und Systeme zur Beherrschung von Störfällen überprüft. "Common mode"-Ausfälle baugleicher und funktionell unabhängiger Komponenten, die nur bei einem Störfall auftreten oder entdeckt werden, spielen dann keine dominante Rolle.

● Behandlung von Kernschmelzunfällen

Experimentell abgesicherte Modelle, mit denen der gesamte Ablauf eines Kernschmelzunfalles exakt vorausgesagt werden kann, stehen bis heute nicht zur Verfügung. Mit den experimentellen Untersuchungen, die im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung zu einzelnen Problemen des Kernschmelzablaufes durchgeführt werden, lassen sich derzeit nur Teilaspekte des Kernschmelzens beschreiben. Die Beschreibung von Kernschmelzunfällen in ihrem gesamten Ablauf stützt sich daher auf weitgehend theoretische Modelle.

In der Phase A der deutschen Studie wurden zur Beschreibung von Kernschmelzabläufen soweit wie möglich Modelle und Programme der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie WASH-1400 übernommen.

Analog zum Vorgehen in WASH-1400 wurden nicht die Abläufe aller möglichen Kernschmelzunfälle im einzelnen untersucht. Detailliert betrachtet werden nur zwei Kernschmelzabläufe, die aus dem Kühlmittelverluststörfall "großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung" und Versagen der "Notkühlung" resultieren. Dabei wird unterstellt, daß alle anderen Kernschmelzabläufe hinsichtlich ihrer Konsequenzen durch diese Fälle abgedeckt werden können.

Als Folge von Transientenstörfällen sind Unfallabläufe denkbar, die zu Kernschmelzen bei vollem Druck im Reaktorkühlkreislauf führen. Ein solcher Ereignisablauf unterscheidet sich in einigen Punkten erheblich von den hier betrachteten Kernschmelzunfällen und führt unter Umständen zu Vorgängen, die in den bisherigen Betrachtungen nicht berücksichtigt wurden. In der Phase A wurde wie in WASH-1400 angenommen, daß auch diese Kernschmelzunfälle durch die Kernschmelzabläufe aus großen Lecks abgedeckt werden können. Detaillierte Untersuchungen zu diesem Problem, bei denen auch neuere Forschungsergebnisse verwendet werden, sind für die Phase B der Studie vorgesehen.

Für die Beschreibung der beiden Kernschmelzabläufe wird unterstellt, daß die Kernkühlung von einem bestimmten Zeitpunkt an vollständig ausgefallen ist. Das heißt, man betrachtet in einer weiteren Vereinfachung nur solche Ereignisabläufe, bei denen es zwangsläufig zum Kernschmelzen kommt. Alle anderen Ereignisabläufe, bei denen die Sicherheitssysteme zwar die im Genehmigungsverfahren festgelegten Mindestanforderungen nicht erfüllen, aber auch nicht vollständig ausgefallen sind, werden in der Phase A der Studie durch diese beiden Fälle abgedeckt.

Für die quantitative Analyse wird der Kernschmelzablauf wie in WASH-1400 in die folgenden 4 Phasen unterteilt:

- Aufheizen und Abschmelzen des Kerns,
- Verdampfung des Restwassers im unteren Plenum des Reaktor-druckbehälters,

- Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters und
- Wechselwirkung zwischen Schmelze und Beton nach Versagen des Reaktordruckbehälters und Sumpfwasserverdampfung.

Die Beschreibung vom Aufheizen und Abschmelzen des Kerns erfolgt mit dem Programm BOIL aus WASH-1400. Dabei wurden die wichtigsten Parameter, wie Schmelztemperatur des Kerns, zeitlicher Verlauf der Nachzerfallswärme, Absturzkriterium für den geschmolzenen Kern usw., unverändert übernommen.

Die 2. und 3. Phase haben - sieht man vom Problem einer Dampfexplosion ab - bei den hier betrachteten Kernschmelzunfällen nur eine untergeordnete Bedeutung. Diese beiden Phasen werden deshalb verhältnismäßig pauschal behandelt, ohne weiter in Einzelheiten zu gehen.

Die 4. Phase des Unfallablaufes spielt im Falle der deutschen Referenzanlage eine wesentliche Rolle, da nach einiger Zeit mit einem Durchschmelzen der inneren Betonabschirmung und als Folge mit einem Kontakt zwischen Schmelze und Sumpfwasser gerechnet werden muß. Dies führt zur Verdampfung des Sumpfwassers und durch den damit verbundenen Druckaufbau im Sicherheitsbehälter langfristig zu dessen Versagen. Die Beschreibung der 4. Phase erfolgt wie in WASH-1400 mit Hilfe von Abschätzungen. Dabei wurden die Randbedingungen so festgelegt, daß die Zeitspannen bis zum Sumpfkontakt und bis zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters unterschätzt, d.h. zu kurz errechnet wurden. Dieses Vorgehen ist hinsichtlich der Konsequenzen des Unfallablaufes pessimistisch. Wegen der Bedeutung der 4. Phase wurde vergleichend eine Reihe von Parameterrechnungen mit dem Rechenprogramm BETZ durchgeführt. Die Ergebnisse dieser Rechnungen wurden zwar in der Phase A der Studie praktisch nicht verwendet, sie vermitteln aber einen Eindruck, wie pessimistisch die ausgewiesenen Ergebnisse sind (Fachband 5).

● Verhalten des Sicherheitsbehälters

Beschrieben wird das Verhalten des Sicherheitsbehälters für den beherrschten Kühlmittelverluststörfall "großes Leck in einer

Hauptkühlmittelleitung" und für die zwei betrachteten Kernschmelzabläufe. Dabei wird im wesentlichen auf den Ergebnissen der thermohydraulischen Untersuchungen zur Notkühlung bzw. der Kernschmelzuntersuchungen aufgebaut, da durch diese Untersuchungen die jeweiligen Masse- und Energieströme in den Sicherheitsbehälter vorgegeben werden.

Die Ermittlung der thermodynamischen Größen im Sicherheitsbehälter erfolgte mit dem im Genehmigungsverfahren verwendeten Rechenprogramm CONDRU. Dieses Programm wurde für die Risikostudie erweitert und gestattet nun auch die Beschreibung des langfristigen Verhaltens des Sicherheitsbehälters bei Kernschmelzunfällen. Die für die Rechnung erforderlichen Eingabedaten aus der Anlage (Strukturoberflächen, Wandstärken, Stoffwerte, Betriebstemperaturen usw.) wurden aus dem Genehmigungsverfahren für die Referenzanlage übernommen.

Zur Bildung und Freisetzung von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter kommt es sowohl beim Aufheizen und Abschmelzen des Kerns als auch bei der Wechselwirkung zwischen Schmelze und Beton. Der Druckaufbau im Sicherheitsbehälter wurde unter der Annahme berechnet, daß der gebildete Wasserstoff verbrennt.

Ein wichtiges Resultat der Studie ist, daß - im Gegensatz zu WASH-1400 - bei der deutschen Referenzanlage nicht mit einem frühzeitigen Versagen des Sicherheitsbehälters durch Überdruck zu rechnen ist. Aus diesem Grund erhält die Leckage des Sicherheitsbehälters als eine weitere Versagensart, die zu einer frühzeitigen Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage führen kann, in der deutschen Studie eine größere Bedeutung als in WASH-1400, wo sie praktisch durch das frühe Überdruckversagen abgedeckt werden konnte. In der deutschen Studie wurde deshalb das Spektrum möglicher Leckagen des Sicherheitsbehälters für Kernschmelzabläufe genauer differenziert als in WASH-1400, wo eine relativ pauschale Behandlung ausreichte.

● Spaltproduktfreisetzung

Die Untersuchungen zur Spaltproduktfreisetzung wurden in der Phase A der deutschen Studie weitgehend analog zu WASH-1400 durchgeführt. Die Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage wurde für die betrachteten zwei Kernschmelzunfälle in Kombination mit allen unterstellten Versagensarten des Sicherheitsbehälters ermittelt.

Zur Berechnung des nach Nukliden aufgeschlüsselten Kerninventars wurde ebenso wie in WASH-1400 das Programm ORIGEN benutzt, mit dem auch komplexe Aktivierungs- und Zerfallswege berücksichtigt werden können. Das Programm liefert Ergebnisse, die in guter Übereinstimmung mit vorhandenen Experimenten sind.

ORIGEN berechnet ein großes Spektrum von Nukliden (ca. 800), von denen einige stabil und somit für die radioaktive Strahlenbelastung nicht von Bedeutung sind. Wie in WASH-1400 wurden in den weiteren Rechnungen nur die 54 Nuklide berücksichtigt, die aufgrund ihrer Halbwertszeit und ihrer radiologischen Eigenschaften besonders wichtig sind. Dadurch wird sichergestellt, daß die Hauptbeiträge bei der Ermittlung der Strahlenexpositionen erfaßt sind.

Bei einem Kernschmelzunfall erstreckt sich die Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Reaktorkern im allgemeinen über eine lange Zeitspanne. Während dieser Zeit können aufgrund der physikalischen, chemischen und thermodynamischen Bedingungen die Freisetzungsraten in einem großen Bereich schwanken. Die Einteilung der Freisetzung in vier unterschiedliche Freisetzungsphasen und die Freisetzungsraten für die einzelnen Nuklide wurden unverändert aus WASH-1400 übernommen.

Eine Ablagerung von Spaltprodukten im Reaktorkühlkreislauf wurde nicht angenommen. Das heißt, es wurde pessimistisch davon ausgegangen, daß Spaltprodukte, die bei einem Kernschmelzunfall aus dem Reaktorkern freigesetzt werden, unmittelbar in den Sicherheitsbehälter gelangen.

Die in die Sicherheitsbehälteratmosphäre freigesetzten Spaltprodukte unterliegen dort verschiedenen Prozessen, die zu einer Verminderung der Spaltproduktkonzentration im Sicherheitsbehälter führen. Bei Edelgasen und organischen Jodverbindungen ist dieser Effekt sehr gering und wurde deshalb vernachlässigt.

Zur Berechnung des zeitlichen Verlaufs der Spaltproduktkonzentration im Sicherheitsbehälter und der Freisetzung in die Atmosphäre außerhalb des Reaktorgebäudes wurde das Rechenprogramm CORRAL II benutzt. CORRAL II ist eine verallgemeinerte Version der beiden Programme CORRAL PWR und CORRAL BWR, die für die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie entwickelt wurden.

Die bei einem Störfall oder Kernschmelzunfall aus Kern und Reaktorkühlkreislauf freigesetzten Spaltprodukte gelangen zunächst in den umgebenden Raum und von dort in die anderen Räume des Sicherheitsbehälters. Die Konzentration der luftgetragenen Spaltprodukte vermindert sich in den einzelnen Räumen mit unterschiedlichen Abscheideraten. Deshalb wird ein Modell, das den Sicherheitsbehälter in mehrere Bereiche unterteilt, verwendet.

Ein entscheidender Parameter für die Änderung der luftgetragenen Spaltproduktkonzentrationen in den einzelnen Bereichen ist die Überströmrates von einem Bereich in den anderen sowie die Ausströmrates aus dem Sicherheitsbehälter, weil dadurch die Verweildauer der Spaltprodukte in den einzelnen Bereichen entscheidend bestimmt wird. Für die Rechnungen wurden die großen Überströmrates aus WASH-1400 übernommen. Dieses Vorgehen führt zu pessimistischen Ergebnissen.

3.4 Durchführung der Analysen zur Ermittlung der Häufigkeiten der Ereignisabläufe

Zur Beherrschung eines auslösenden Ereignisses können im allgemeinen Betriebs- und Sicherheitssysteme herangezogen werden. Zur Bestimmung der Kernschmelzhäufigkeit als Folge des auslösenden Ereignisses ist daher, zusätzlich zur Eintrittshäufig-

keit des auslösenden Ereignisses, die Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Systemfunktionen zu ermitteln, die zur Beherrschung benötigt werden.

Die zu erwartenden Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse wurden aus Literaturdaten oder wenn möglich direkt aus der Betriebserfahrung abgeschätzt. In einigen Fällen war es erforderlich, das auslösende Ereignis in Unterereignisse zu zerlegen, für die Angaben aus der Betriebserfahrung vorliegen. Die für die Häufigkeit der auslösenden Ereignisse bei Einwirkungen von außen notwendigen Daten lassen sich nicht aus Betriebserfahrungen und im allgemeinen auch nicht aus konventionellen Unfallstatistiken gewinnen. Die Häufigkeitswerte wurden für diese Ereignisse daher, unter Berücksichtigung der Standortbedingungen, anhand theoretischer Modelle ermittelt.

Die Anforderungen an die Systemfunktionen, die zur Beherrschung eines auslösenden Ereignisses benötigt werden, hängen vom jeweils betrachteten Ereignisablauf und von Art und Umfang des auslösenden Ereignisses (z.B. bei Kühlmittelverluststörfällen von Lecklage und Leckgröße) ab.

Zur Ermittlung der Versagenswahrscheinlichkeit der Systemfunktionen wurde im Rahmen der Zuverlässigkeitsanalyse für jedes auslösende Ereignis ein einziger Fehlerbaum erstellt. In die Spitze dieses Fehlerbaums gehen alle Ausfallkombinationen von Systemfunktionen ein, die jeweils zu einem nicht beherrschten Störfall (d.h. zu einem Kernschmelzunfall) führen würden. In den einzelnen Ästen des Fehlerbaums werden die Ausfallkombinationen der Systemfunktionen durch logische Verknüpfungen auf Ausfälle von Funktionselementen zurückgeführt. Durch die Funktionselemente werden sowohl unabhängige Ausfälle von Komponenten als auch "common mode"-Ausfälle sowie eventuelle Folgeausfälle berücksichtigt. Die Funktionselemente bilden die Eingänge in den Fehlerbaum. Ein Fehlerbaum der vorliegenden Risikostudie enthält bis zu etwa 900 Eingänge und bis zu etwa 1600 logische Verknüpfungen. Um günstigere Rechenzeiten zu erhalten, werden diese Eingänge zu etwa 400 Ersatzkomponenten zusammengefaßt, für die etwa 600 logische Verknüpfungen zu berücksichtigen sind.

Die wichtigsten Zuverlässigkeitskenngrößen zur Berechnung der Häufigkeiten von Ereignisabläufen sind:

- zu erwartende Häufigkeiten auslösender Ereignisse,
- Ausfallraten bzw. -wahrscheinlichkeiten für unabhängige Komponentenausfälle,
- Ausfallraten bzw. -wahrscheinlichkeiten für "common mode"-Ausfälle,
- Wahrscheinlichkeiten von Folgeausfällen und
- Wahrscheinlichkeiten menschlichen Fehlverhaltens.

Außer dem Ausfallverhalten wird auch berücksichtigt, daß eine Instandhaltung der Komponenten erfolgt. Unter dem Begriff "Instandhaltung" sind zusammengefaßt:

- Instandsetzung, d.h. die Reparatur ausgefallener Komponenten,
- Wartung, das sind regelmäßig vorbeugende Maßnahmen,
- Inspektionen, z.B. regelmäßige Funktionsprüfungen.

Ein Funktionselement ist vom Zeitpunkt des Ausfalls der Komponente bis zum Abschluß der Instandsetzung nicht verfügbar. Dabei wird folgendes berücksichtigt:

- sofortige Instandsetzung, sobald ein Ausfall erkannt wird;
- Erkennung des Ausfalls bei Anforderung der Komponentenfunktion. Die Anforderung kann sich aus dem Betrieb der Anlage oder durch die regelmäßigen Funktionsprüfungen ergeben. Die Häufigkeit der Funktionsanforderungen bzw. der zeitliche Abstand zwischen den regelmäßigen Funktionsprüfungen sind demnach für die Dauer des Komponentenausfalls wichtig. Im allgemeinen sind monatliche, zumindest aber jährliche Funktionsprüfungen (beim Brennelementwechsel) vorgesehen;
- Einstufung einer Komponentenfunktion als neuwertig nach erfolgreich durchgeführter Instandsetzung.

Auch während vieler Wartungsmaßnahmen sind die entsprechenden Funktionselemente nicht verfügbar. Die zugehörigen Nichtverfügbarkeiten erhält man aus den Häufigkeiten der Wartungsmaßnahmen und deren Dauer. Die Nichtverfügbarkeiten aufgrund von Inspektionen, insbesondere Funktionsprüfungen, spielen demgegenüber keine Rolle.

Kommt es als Folge des Versagens der Systemfunktionen von Betriebs- und Sicherheitssystemen zu einem Kernschmelzunfall, so wird die Freisetzung radioaktiver Stoffe im wesentlichen durch die Versagensart des Sicherheitsbehälters bestimmt. In der Studie werden bei Kernschmelzunfällen sechs verschiedene Versagensarten des Sicherheitsbehälters berücksichtigt, die so definiert sind, daß sie sich gegenseitig ausschließen:

- α - Zerstörung des Sicherheitsbehälters als Folge einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter,
- β_1 - große Leckage des Sicherheitsbehälters,
- β_2 - mittlere Leckage des Sicherheitsbehälters (evtl. verzögertes Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters),
- β_3 - kleine Leckage des Sicherheitsbehälters (verzögertes Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters),
- η - Ausfall der Ringraumabsaugung und Überdruckversagen des intakten Sicherheitsbehälters,
- δ - Überdruckversagen des intakten Sicherheitsbehälters.

Bei beherrschten Störfällen mit radioaktiven Freisetzungen wird nur zwischen Leckage des Sicherheitsbehälters und intaktem Sicherheitsbehälter unterschieden. Die Wahrscheinlichkeit für eine Leckage wird in diesem Fall als Summe der Wahrscheinlichkeiten ermittelt, mit denen eine große oder mittlere Leckage des Sicherheitsbehälters auftritt. Die Freisetzungshäufigkeit bei einem beherrschten Störfall errechnet sich dann als Produkt

- der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses für den Störfall mit
- der Wahrscheinlichkeit für eine Leckage des Sicherheitsbehälters und
- der Wahrscheinlichkeit für die Beherrschung des Störfalls.

Wegen der hohen Zuverlässigkeit der Sicherheitssysteme ist diese praktisch = 1 und braucht daher nicht berücksichtigt werden.

Bei einem Kernschmelzunfall ergeben sich die Freisetzungshäufigkeiten für die 6 verschiedenen Versagensarten des Sicherheitsbehälters als Produkt

- der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses und
- der bedingten Wahrscheinlichkeit dafür, daß sowohl Kernschmelzen eintritt als auch die jeweilige Versagensart des Sicherheitsbehälters vorliegt (das ist die bedingte Wahrscheinlichkeit dafür, daß bei dem auslösenden Ereignis eine Freisetzung eintritt).

Die Berechnung dieser bedingten Wahrscheinlichkeiten erfolgte je nach Versagensart des Sicherheitsbehälters unterschiedlich.

Für die Versagensart α des Sicherheitsbehälters wurde wie in WASH-1400 angenommen, daß sie unabhängig vom untersuchten Kernschmelzablauf ist und bei Kernschmelzen mit einer Wahrscheinlichkeit von $2,7 \cdot 10^{-2}$ (Erwartungswert) eintritt. Die bedingte Wahrscheinlichkeit dafür, daß eine Freisetzung eintritt, ergibt sich als Produkt dieses Wertes mit der für das auslösende Ereignis ermittelten Kernschmelzwahrscheinlichkeit.

Zur Ermittlung der bedingten Freisetzungswahrscheinlichkeiten für die Versagensarten β_1 , β_2 , β_3 und η des Sicherheitsbehälters wurden getrennte Fehlerbäume erstellt. In diesen wurden jeweils die Funktionsausfälle der Abschlußorgane des Sicherheitsbehälters bzw. der Ringraumabsaugung analysiert, die zu der entsprechenden Versagensart des Sicherheitsbehälters führen. Daneben wurden mögliche Ausfälle von Schweißnähten berücksichtigt. Die Spitze jedes dieser Fehlerbäume wurde mit der Spitze des Fehlerbaumes für Kernschmelzen verknüpft. Als Ergebnis der Zuverlässigkeitsanalyse erhält man dann direkt die bedingte Wahrscheinlichkeit dafür, daß sowohl Kernschmelzen eintritt als auch die jeweilige Versagensart des Sicherheitsbehälters vorliegt.

Die Ergebnisse der thermodynamischen Analysen zum Sicherheitsbehälter zeigen, daß bei Kernschmelzunfällen langfristig ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters (Versagensart δ) eintritt, falls dieser nicht vorher auf andere Weise versagt. Die bedingte Wahrscheinlichkeit, daß sowohl Kernschmelzen als auch die Versagensart δ des Sicherheitsbehälters eintritt, ergibt sich bei jedem untersuchten auslösenden Ereignis folglich als Differenz aus

- der bedingten Wahrscheinlichkeit für Kernschmelzen und
- der Summe der bedingten Wahrscheinlichkeiten dafür, daß sowohl Kernschmelzen eintritt als auch die Versagensart α , β_1 , β_2 , β_3 bzw. η des Sicherheitsbehälters vorliegt.

Wie wichtig die Verwendung bedingter Wahrscheinlichkeiten ist, kann an einem einfachen Beispiel, dem Ausfall der MESSWERTERFASSUNG FÜR DIE NOTKÜHLVORBEREITUNGSSIGNALE, illustriert werden. Ein Ausfall dieser Systemfunktion würde bei Kühlmittelverluststörfällen einerseits dazu führen, daß keine Maßnahmen zur "Notkühlung" automatisch eingeleitet werden und würde daher Kernschmelzen zur Folge haben. Andererseits wird von dieser Systemfunktion auch die Durchführung des Sicherheitsbehälterabschlusses abgeleitet. Bei Ausfall der Meßwerterfassung würden folglich auch keine Abschlußorgane des Sicherheitsbehälters angesteuert, so daß ein großes Leck im Sicherheitsbehälter (Versagensart β_1) vorläge¹). Bei Ausfall der MESSWERTERFASSUNG FÜR DIE NOTKÜHLVORBEREITUNGSSIGNALE ist also eine völlige Abhängigkeit zwischen dem Eintreten von Kernschmelzen und dem Auftreten der Versagensart β_1 des Sicherheitsbehälters gegeben: Das heißt, bei diesem Ereignisablauf ist die bedingte Wahrscheinlichkeit für Kernschmelzen identisch mit der bedingten Wahrscheinlichkeit dafür, daß sowohl Kernschmelzen eintritt als auch die Versagensart β_1 des Sicherheitsbehälters vorliegt.

3.5 Behandlung von Unsicherheiten

3.5.1 U n s i c h e r h e i t e n d e r r e c h n e r i - s c h e n S i m u l a t i o n v o n U n f a l l a b - l ä u f e n

Wie fast immer bei komplexen technischen Systemen liefern die physikalisch-mathematischen Modelle nur näherungsweise Beschreibungen der tatsächlichen Vorgänge. Nicht zuletzt aufgrund dieser Erkenntnis ist es im Ingenieurwesen die Regel, Komponenten eines Systems zur Abdeckung von Unsicherheiten über die notwendi-

¹) Handmaßnahmen zur Einleitung der "Notkühlung" und zur Durchführung des Gebäudeabschlusses sind nicht geplant und wurden daher pessimistisch nicht berücksichtigt.

ge Belastbarkeit hinaus mit Sicherheitsreserven auszulegen ("konservative" Auslegung). Damit wird erreicht, daß die Systeme den zu erwartenden Beanspruchungen nicht nur im Normalfall, sondern auch unter erschwerenden Bedingungen standhalten, z.B. bei besonders hoher Beanspruchung oder bei Verminderung der Belastbarkeit durch Versagen einzelner Systembestandteile. Die Systeme weisen dann auch eine hohe Zuverlässigkeit auf.

Zur Ermittlung der erforderlichen Belastbarkeit können Modellrechnungen oder Experimente benützt werden. In der Kerntechnik können jedoch Experimente meist nicht in vollem Maßstab bzw. nur zu Einzelphänomenen eines komplexen Vorgangs durchgeführt werden. Das Schwergewicht liegt daher auf einer rechnerischen Simulation der zu erwartenden Belastungen. Unsicherheiten bei der Modellbildung und bei der Parameterwahl müssen dabei durch Annahmen abgedeckt werden, die zur Überschätzung der Belastungen führen ("pessimistische" Annahmen).

Auf die geschilderte Vorgehensweise stützt sich die Sicherheitsbeurteilung im Genehmigungsverfahren, in deren Rahmen u.a. durch rechnerische Simulation die Beherrschbarkeit von Auslegungsfällen nachzuweisen ist. In entsprechenden Vorschriften (z.B. BMI-Sicherheitskriterien /F7, 3-2/, RSK-Leitlinien /F7, 3-3/) ist festgelegt, welche Annahmen der Simulation zugrunde zu legen sind, um zu pessimistischen Ergebnissen zu gelangen.

Analog zu WASH-1400 wurden diese Ergebnisse für die vorliegende Studie übernommen. Das heißt, in der Risikostudie wurde das im Genehmigungsverfahren untersuchte Anlagenverhalten und die getroffene Auslegung von Systemen und Komponenten nicht überprüft. Auch die im Genehmigungsverfahren der Referenzanlage oder vergleichbarer Anlagen unter pessimistischen Annahmen ermittelten Mindestanforderungen an die Systemfunktionen, die zur Beherrschung der verschiedenen auslösenden Ereignisse notwendig sind, wurden übernommen. Dies war vor allem bei Kühlmittelverluststörfällen möglich. Für einige in der vorliegenden Studie bewerteten Störfälle waren allerdings keine entsprechenden thermohydraulischen Untersuchungen verfügbar, so daß solche Analy-

sen erst durchgeführt werden mußten. Dabei wurde vergleichbar mit dem Genehmigungsverfahren vorgegangen. Insbesondere wurde für diese Nachweise die Nachzerfallswärme (ANS-Standard, 1973) mit einem 20%igen Sicherheitszuschlag versehen.

Im Genehmigungsverfahren wird bei den thermohydraulischen Untersuchungen zur Festlegung der Mindestanforderungen für Kühlmittelverluststörfälle davon ausgegangen, daß die festigkeitsmäßige Auslegung der Komponenten des Reaktorkühlkreislaufs, ihrer Verankerungen und Einbauten ausreichend ist, um die Wirksamkeit der Notkühlung sicherzustellen. Um die Möglichkeit zu berücksichtigen, daß durch mechanische Belastungen während eines Kühlmittelverluststörfalles die Wirksamkeit der Notkühlung beeinträchtigt wird, wurde in WASH-1400 der sogenannte ECF-Faktor (emergency cooling functionability) eingeführt.

Im Genehmigungsverfahren wurden umfangreiche Überprüfungen der Auslegung der Komponenten des Reaktorkühlkreislaufs, ihrer Verankerungen und Einbauten sowie der zur Störfallbeherrschung notwendigen Sicherheitseinrichtungen durchgeführt. Für die Phase A dieser Studie wurde aus diesem Grund davon ausgegangen, daß die bei Kühlmittelverluststörfällen auftretenden mechanischen Belastungen die Wirksamkeit der Notkühlung nicht beeinträchtigen. Das heißt, die Auslegung wurde, wie in allen anderen Fällen, als richtig angenommen.

Sind die Mindestanforderungen aus dem Genehmigungsverfahren nicht erfüllt, so ist mit einem stärkeren Aufheizen des Reaktorkerns zu rechnen. In ungünstigen Fällen kann es zu einer Überhitzung, im Extremfall zu einem Schmelzen des Reaktorkerns kommen. In der vorliegenden Studie wurde in allen diesen Fällen von einem vollständigen Ausfall der Kernkühlung ausgegangen und folglich ein Kernschmelzen angenommen. Dadurch wird die Häufigkeit von Kernschmelzunfällen überschätzt.

Die Analyse der Vorgänge bei und nach Kernschmelzunfällen ist ebenfalls mit Unsicherheiten verbunden. Wie in WASH-1400 wurden Kernschmelzabläufe, die als Folge des Störfalles "großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung" auftreten können, unter Zugrunde-

legung pessimistischer Randbedingungen detailliert untersucht. Die gewonnenen Ergebnisse wurden dann für alle Kernschmelzabläufe verwendet, die in ihrer weitaus überwiegenden Anzahl langsamer ablaufen.

Diese Vorgehensweise ist sicher dann zulässig, wenn die nicht im Detail behandelten Kernschmelzabläufe zeitlich langsamer und physikalisch gleich ablaufen, so daß sie zu späteren Aktivitätsfreisetzungen aus der Anlage führen. In der Phase B soll überprüft werden, inwieweit dieses Vorgehen für physikalisch unterschiedliche Abläufe zulässig ist. Dies gilt z.B. für die als Folge von Transientenstörfällen möglichen Kernschmelzabläufe unter vollem Innendruck im Reaktorkühlkreislauf.

3.5.2 S t a t i s t i s c h e U n s i c h e r h e i t e n

Zu den Eingangsgrößen der Zuverlässigkeitsanalyse, d.h. zu den Zuverlässigkeitskenngrößen (Abschnitt 3.4), können Angaben zu den statistischen Unsicherheiten in der Kenntnis dieser Größen ermittelt werden. Die probabilistisch-mathematischen Modelle der Zuverlässigkeitsanalyse erlauben eine Fortpflanzung dieser statistischen Unsicherheiten durch die Untersuchungen, so daß die statistischen Unsicherheiten der Ergebnisse bestimmt werden können. Die Ergebnisse sind

- die zu erwartende Häufigkeit von Kernschmelzunfällen und
- die zu erwartenden Häufigkeiten von Freisetzungen für die unterschiedlichen Versagensarten des Sicherheitsbehälters.

Diese zu erwartenden Häufigkeiten sind die Summen der zu erwartenden Häufigkeiten der zugeordneten Ereignisabläufe.

Zur Quantifizierung der statistischen Unsicherheiten werden für die Eingangsgrößen, und zwar

- die zu erwartenden Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse und
- die Zuverlässigkeitskenngrößen zur Beschreibung von Komponentenausfällen (Ausfallraten, Ausfallwahrscheinlichkeiten usw.),

Wahrscheinlichkeitsdichteverteilungen verwendet. Dadurch werden den an sich als fest vorausgesetzten, aber ungenau bekannten Größen Wertebereiche zusammen mit subjektiven Wahrscheinlichkeiten für die Lage des zutreffenden Wertes, also Vertrauensintervalle, zugeordnet. Diese decken generell auch die Variationen zwischen verschiedenen Kernkraftwerken ab.

Die statistischen Unsicherheiten der zu erwartenden Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse wurden aus Literaturdaten oder wenn möglich aus der Betriebserfahrung abgeschätzt. In einigen Fällen war dazu eine Zuverlässigkeitsanalyse notwendig. Für die Einwirkungen von außen wurden die statistischen Unsicherheiten anhand theoretischer Modelle ermittelt (Abschnitt 3.4).

Bei den Zuverlässigkeitskenngrößen zur Beschreibung von Komponentenausfällen erfolgte die Bestimmung der statistischen Unsicherheiten durchwegs aus den empirischen Wahrscheinlichkeitsdichteverteilungen, die sich aus den Literaturdaten unter Einbeziehung der nuklearen Betriebserfahrung ergaben.

Als Verteilungstyp dient im allgemeinen die logarithmische Normalverteilung. Sie paßt sich den empirischen Verteilungen meist recht gut an. Die Unsicherheit in der Wahl des Verteilungstyps wird nicht ausgewiesen.

Die logarithmische Normalverteilung kann durch zwei Parameter charakterisiert werden. Üblicherweise sind dies

- der Median x_{50} , dessen Name zum Ausdruck bringt, daß die Wahrscheinlichkeit für Werte $\leq x_{50}$ gleich der Wahrscheinlichkeit für Werte $> x_{50}$, nämlich jeweils 50 % ist, und
- der Streufaktor (oder auch Unsicherheitsfaktor) K_P mit der Eigenschaft, daß die Wahrscheinlichkeit für Werte $\leq x_{50}/K_P$ gleich der Wahrscheinlichkeit für Werte $> x_{50} \cdot K_P$, nämlich jeweils $(100-P)$ % ist. In der Risikostudie wird generell $P = 95$ % zugrunde gelegt. $x_5 = x_{50}/K_{95}$ und $x_{95} = x_{50} \cdot K_{95}$ umschließen dann ein 90%iges Vertrauensintervall für die zu schätzende Größe.

Der Erwartungswert \bar{x} einer logarithmischen Normalverteilung ist größer als ihr Median. Darin kommt die Eigenschaft dieser Ver-

teilung zum Ausdruck, Bereiche hoher Werte stärker zu berücksichtigen als eine Normalverteilung mit gleichen 5%- und 50%-Fraktilen.

Die quantifizierten statistischen Unsicherheiten in den Zuverlässigkeitskenngrößen sind für die Basisdaten im Anhang 1 zusammengestellt. Diese Unsicherheiten werden nach den Regeln der Wahrscheinlichkeitsrechnung durch die Zuverlässigkeitsanalyse fortgepflanzt bis hin zu den Häufigkeiten von Kernschmelzunfällen und von Freisetzungen für die unterschiedlichen Versagensarten des Sicherheitsbehälters. An sich ist auch jede dieser zu erwartenden Häufigkeiten eine feste Größe. Die Tatsache, daß sie ungenau bekannt ist, kommt wieder in Form einer subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilung zum Ausdruck. Diese ergibt sich als zwingende Folge der Wahrscheinlichkeitsverteilungen der beteiligten Zuverlässigkeitskenngrößen sowie der Logik des Fehlerbaums. Der eben skizzierte Teil der Fehlerfortpflanzung wird im Bild F7, 3-2 anschaulich dargestellt.

Unsicherheiten, die dadurch denkbar sind, daß die Logik der Ereignisablaufdiagramme oder der Fehlerbäume unvollständig ist, wurden nicht quantifiziert und können daher auch nicht in den Vertrauensintervallen zum Ausdruck kommen.

Soll die Freisetzungshäufigkeit oder die Kernschmelzhäufigkeit durch je einen Wert repräsentiert werden, so stellt sich die Frage, welcher Wert als "bester" Schätzwert aus der zugehörigen Wahrscheinlichkeitsverteilung zu nehmen ist. Je nach Aufgabenstellung wird im allgemeinen zwischen Modalwert (für ihn nimmt die Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion ihr Maximum an), Median und Erwartungswert gewählt.

Nur der Erwartungswert repräsentiert die mit Schätzunsicherheiten behaftete Größe so, daß sich die Beträge möglicher Unter- und Überschätzungen, gewichtet mit den subjektiven Wahrscheinlichkeiten ihres Zutreffens, die Waage halten. Im Falle des Medians halten sich die möglichen Unter- oder Überschätzungen nur der subjektiven Wahrscheinlichkeit nach die Waage. In dieser Studie wird deshalb stets der Erwartungswert verwendet.

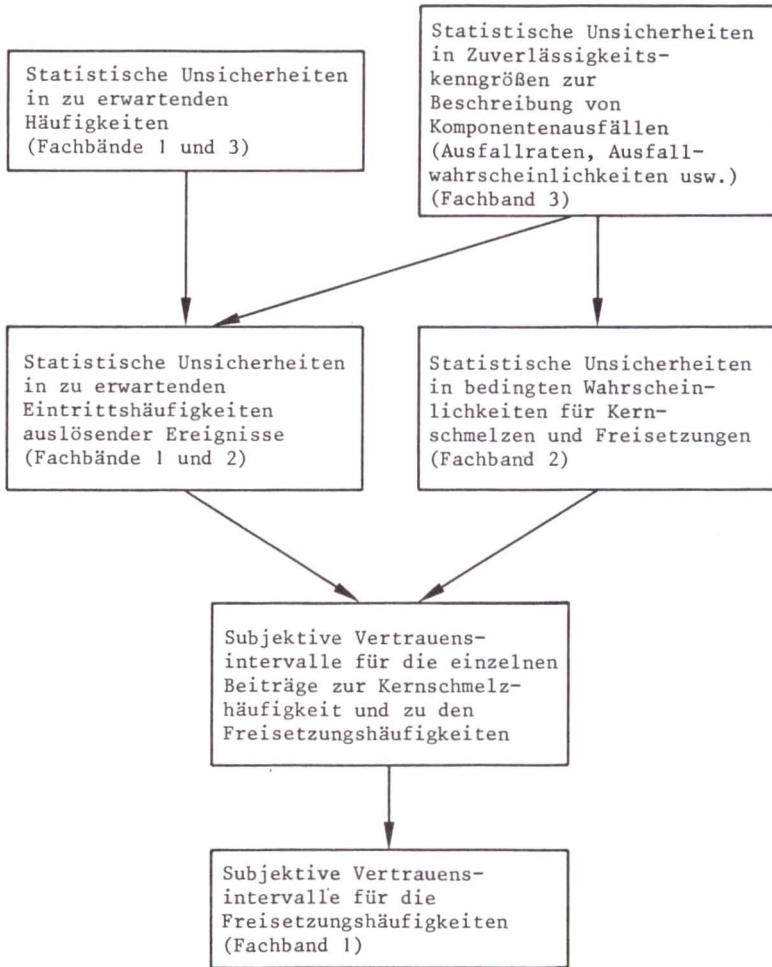


Bild F7, 3-2:

Fortpflanzung von statistischen Unsicherheiten durch die probabilistisch-mathematischen Modelle der anlagentechnischen Untersuchungen

Der Erwartungswert hat auch rechnerische Vorzüge, die in dieser Allgemeinheit für Modalwert und Median nicht zutreffen. So ist die Summe der Erwartungswerte verschiedener Größen, unabhängig von ihren Verteilungen, gleich dem Erwartungswert ihrer Summe. Analog verhält es sich mit dem Produkt voneinander unabhängiger Größen. Obwohl die zuletzt genannte Bedingung in den Zuverlässigkeitsanalysen nicht immer erfüllt ist, wurde im Fachband 2, Abschnitt 3.2.4, folgendes festgestellt: Berechnet man die mittlere Nichtverfügbarkeit (die Ausfallwahrscheinlichkeit) der Systemfunktion aus den Erwartungswerten der Zuverlässigkeitskenngrößen der Komponenten, so erhält man meist eine sehr gute Approximation des Erwartungswertes der Nichtverfügbarkeit (der Ausfallwahrscheinlichkeit).

Setzt man weiter voraus, daß alle zugrunde gelegten Eintrittshäufigkeiten, Ausfallraten usw. unverzerrte Schätzungen sind und die Analysen exakt durchgeführt wurden¹⁾, so würde sich mit den Erwartungswerten der oben genannten Größen eine unverzerrte Schätzung z.B. für die zu erwartende Kernschmelzhäufigkeit ergeben.

Die ermittelten Vertrauensbereiche sind im übrigen völlig unabhängig von der Wahl "bester" Schätzwerte. Ihrer Ermittlung liegen nämlich stets die vollständigen subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen zugrunde.

¹⁾ Unter einer exakten Analyse soll hier eine Analyse verstanden werden, die auf realistischen Mindestanforderungen sowie auf einer vollständigen Logik der Ereignisablaufdiagramme und Fehlerbäume basiert.

4. AUSLÖSENDE EREIGNISSE

4.1 Allgemeines

Der größte Anteil der radioaktiven Stoffe befindet sich im Reaktorkern. Der Reaktorkern hat außerdem die Eigenschaft, daß auch nach Abschaltung des Reaktors Wärme entsteht, die sog. Nachzerfallswärme. Diese Wärme muß abgeführt werden, um die Spaltproduktbarrieren intakt zu halten. Aus diesem Grund werden auslösende Ereignisse, die zu einer Überhitzung des Reaktorkerns führen können, detailliert untersucht. Ergänzend dazu werden einige Störfälle mit Freisetzungen aus anderen Anlagenteilen diskutiert.

Bei Ereignisabläufen, die zu einer Überhitzung des Reaktorkerns führen können, ist zwischen "anlageninternen Störfällen" und "anlagenexternen Störfällen" zu unterscheiden¹⁾. Anlageninterne Störfälle sind solche, die durch anlageninterne Ursachen ausgelöst werden. Anlagenexterne Störfälle werden durch Einwirkungen von außen auf die Anlage verursacht.

4.2 Anlageninterne Störfälle mit Auswirkungen auf den Kern

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

- Störfälle, die durch einen Verlust von Hauptkühlmittel 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.

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

Zu Transientenstörfällen kann auch ein Bruchversagen von Komponenten im sekundären Bereich (Turbine, Generator, Druckbehälter im Maschinenhaus) führen. Dabei sind außer den im vorliegenden Abschnitt bewerteten systemspezifischen Auswirkungen vor allem die mechanischen Einwirkungen auf andere Systeme oder Anlagenteile zu betrachten. Solche Ereignisse sind daher vergleichbar mit Auswirkungen von Explosionsdruckwellen und Flugzeugabsturz. Die Ereignisse "Turbinenzerknall" und "Versagen von Druckbehältern im Maschinenhaus" werden daher als Einwirkungen von außen behandelt.

Im folgenden sind für Kühlmittelverluststörfälle und Transienten die auslösenden Ereignisse erläutert, die als wichtig erkannt und detailliert untersucht wurden. Die Häufigkeitsverteilungen der auslösenden Ereignisse sind angegeben. Alle Häufigkeitsverteilungen wurden durch logarithmische Normalverteilungen approximiert.

4.2.1 K ü h l m i t t e l v e r l u s t s t ö r f ä l l 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 sowie Lecks über Anschlußleitungen des Reaktorkühlkreislaufs sein. Im einzelnen sind folgende Lecks zu unterscheiden:

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

Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung wurden, differenziert nach Bruchquerschnitten, eingehend untersucht.

Ein Leck im Druckhaltesystem kann entweder in der Ausgleichsleitung, die den Druckhalter mit einer Hauptkühlmittelleitung verbindet, oder am Druckhalter auftreten. Ein Leck in der Aus-

gleichsleitung ist wie ein Leck in einer Hauptkühlmittelleitung zu behandeln und wird deshalb nicht gesondert betrachtet. Ein Leck am Druckhalter kann vor allem dadurch verursacht werden, daß Druckhalter-Abblaseventile oder Sicherheitsventile fehlerhaft öffnen bzw. fehlerhaft offen bleiben. Der wichtigste Fall ist hier, daß nach einem bei Transienten angeforderten Öffnen von Druckhalterventilen ein solches Ventil nicht mehr schließt.

Ein Leck im Druckhalter oder im Dampferzeuger selbst wird durch die Sicherheitssysteme ebenso beherrscht wie ein Leck in einer Hauptkühlmittelleitung. Das gleiche gilt für ein Leck im Reaktordruckbehälter bis zu einem bestimmten Bruchquerschnitt. Wegen der besonders weitreichenden Qualitätssicherungsmaßnahmen bei Planung, Herstellung und Betrieb von Druckbehältern wird wie in WASH-1400 davon ausgegangen, daß Lecks in den Druckbehältern weitaus unwahrscheinlicher als Lecks in den Rohrleitungen sind und von ihnen kein nennenswerter Risikobeitrag zu erwarten ist. Beim Reaktordruckbehälter stehen insbesondere Anforderung und Qualität in einem solchen Verhältnis, daß ein Versagen durch unzureichende Auslegung, unzureichenden Werkstoff und unsachgemäße Herstellung praktisch auszuschließen ist. Im Hinblick auf eine Vergleichbarkeit zu WASH-1400 wird in der Phase A der Risikostudie dennoch eine rechnerische Versagenshäufigkeit für das nicht beherrschte Bersten des Reaktordruckbehälters angenommen.

Beim Leck im U-Rohrbündel eines Dampferzeugers gelangt Hauptkühlmittel in den Speisewasser-Dampf-Kreislauf und damit nicht in den Sumpf des Sicherheitsbehälters. 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 Reaktorkühlkreislaufes, 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 au-

Berdem Folgeausfälle im Ringraum möglich, in dem sich zur Notkühlung wichtige Komponenten befinden. Ein Kühlmittelverlust über solche Anschlußleitungen muß daher gesondert behandelt werden.

Die in der Phase A der Risikostudie bewerteten auslösenden Ereignisse für Kühlmittelverluststörfälle sind, zusammen mit den auslösenden Ereignissen von Transienten, in der Tabelle F7, 4-1 zusammengestellt. Weiterführende Untersuchungen zu den nicht im einzelnen behandelten Lecks sollen in der Phase B der Risikostudie erfolgen.

4.2.2 T r a n s i e n t e n

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. Transientenstörfälle liegen im allgemeinen erst dann vor, wenn angeforderte Sicherheitssysteme ihre Funktionen nicht auslegungsgemäß erfüllen. Nur diese Transientenstörfälle können zu Kernschmelzunfällen führen.

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 nach den grundsätzlichen Möglichkeiten unterschieden, die zu einem Ungleichgewicht zwischen Wärmeerzeugung und Wärmeabfuhr führen können. Diese sind:

- Änderung der Leistungserzeugung,
- Änderung der Leistungsabfuhr (Speisewasserzufuhr oder Dampfentnahme),

Auslösendes Ereignis	Erwartungswert \bar{h} [1/a]	Median h_{50} [1/a]	Streufaktor K_{95}
Großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$2,7 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-4}$	10
Mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$8 \cdot 10^{-4}$	$3 \cdot 10^{-4}$	10
Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$2,7 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-3}$	10
Reaktordruckbehälter-Bersten	$\leq 1 \cdot 10^{-7}$		
Leck über eine Anschlußleitung ¹⁾	$3 \cdot 10^{-8}$	$4 \cdot 10^{-9}$	25
Notstromfall (Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung)	$1 \cdot 10^{-1}$	$8 \cdot 10^{-2}$	3
Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung ²⁾	$8 \cdot 10^{-1}$	$6,5 \cdot 10^{-1}$	3
Turbinenschnellabschaltung ohne Öffnen der FD-Umleiteinrichtung ²⁾ (Ausfall der Hauptwärmesenke)	$3 \cdot 10^{-1}$	$2,5 \cdot 10^{-1}$	2,5
Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall	$2,7 \cdot 10^{-4}$	$1,5 \cdot 10^{-4}$	6
Kleines Leck am Druckhalter bei anderen zu erwartenden Transienten	$1 \cdot 10^{-3}$	$6 \cdot 10^{-4}$	6
ATWS-Störfälle	$3 \cdot 10^{-5}$	$1,5 \cdot 10^{-5}$	6
ATWS-Störfall "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung"	$4 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-6}$	7

¹⁾ Rohrleitungsbrüche im Ringraum wurden nicht bewertet.

²⁾ Auslösung oder Fehlauslösung der $\Delta p/\Delta t$ -Signale (Absperresignale für Frischdampf- und Speisewasser-Kreislauf) wurden nicht bewertet.

Tab. F7, 4-1:

Bewertete Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse von Kühlmittelverluststörfällen und Transienten

- Änderung der Kühlmittelumwälzung,
- Änderung des Kühlmitteldrucks.

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.

"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. Auch ÄNDERUNGEN IN DER LEISTUNGSERZEUGUNG, die bei Leistungsbetrieb das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern (Reaktivitätsstörfälle), sind als seltene Ereignisse anzusehen.

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 Frischdampf-Schnellschlußschiebern ein. Häufigkeit und Auswirkung eines derartigen Bruches sind daher vordringlich in der Phase B zu analysieren.

Von den zu erwartenden Transienten mit einer ÄNDERUNG DER LEISTUNGSABFUHR sind die zu untersuchen, bei denen eine maximale Verringerung der Speisewasserzufuhr oder der Dampfentnahme gegeben ist. Das sind der "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" und der "Ausfall der Hauptwärmesenke", d.h. die "Turbinschnellabschaltung ohne Öffnen der Frischdampf-Umleiteinrichtung".

Von den genannten beiden Transienten muß der "Notstromfall" (Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung) unterschieden werden, der zwar eine kleinere Eintrittshäufigkeit hat, bei dem aber gleichzeitig sowohl ein Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung als auch ein Ausfall der Hauptwärmesenke vorliegt und außerdem die KÜHLMITTELUMWÄLZUNG versagt. 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.

ÄNDERUNGEN DES KÜHLMITTELDRUCKS können durch eine Fehlfunktion der Kühlmitteldruckregelung ausgelöst werden. Bei diesen, aber auch bei anderen zu erwartenden Transienten können Druckhalterventile öffnen. Versagt das Schließen eines der Druckhalterventile und versagen auch die redundanten Absperrmaßnahmen, so ist ein "kleines Leck am Druckhalter" die Folge.

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" (anticipated transients without scram) die Folge, die die höchsten Anforderungen an das Öffnen und an das Schließen der Druckhalterventile stellen. Die Häufigkeit der ATWS-Störfälle wurde durch Multiplikation der Eintrittshäufigkeit dieser Transienten mit der Nichtverfügbarkeit der Reaktorschnellabschaltung abgeschätzt.

Die in der Risikostudie bewerteten auslösenden Ereignisse der zu erwartenden Transienten sind, zusammen mit den auslösenden Ereignissen von Kühlmittelverluststörfällen, in der Tabelle F7, 4-1 zusammengestellt.

4.2.3 Anlageninterne Brände

Die Untersuchungen zu den anlageninternen Bränden wurden, entsprechend dem Vorgehen in WASH-1400, in der Phase A der Risikostudie nur qualitativ durchgeführt. Quantitative Abschätzungen sind erst für die Phase B vorgesehen. Um die Vielzahl der bei Bränden möglichen Ereignisabläufe einer Risikountersuchung zugänglich zu machen, wurde versucht, diese auf bereits in den Abschnitten 4.2.1 und 4.2.2 behandelte auslösende Ereignisse und daraus hervorgehende Ereignisabläufe zurückzuführen. Dabei ist zu unterscheiden zwischen Ereignisabläufen, bei denen der Brand das auslösende Ereignis ist, und solchen Ereignisabläufen, bei denen der Brand als zusätzliches Ereignis auftritt.

4.3 Sonstige anlageninterne Störfälle

Anlageninterne Störfälle, die zu einer Spaltproduktfreisetzung aus anderen Anlagenteilen als dem Reaktorkern führen, sind vorstellbar

- am Brennelement-Lagerbecken (z.B. Ausfall der Beckenkühlung, Beschädigung und Leerlaufen des Beckens),
- beim Umgang mit Brennelementen (z.B. Beschädigung von Brennelementen beim Brennelementwechsel, Absturz eines Brennelement-Transportbehälters) und
- an sonstigen aktivitätsführenden Komponenten und Anlagenteilen (z.B. Störungen, die zu Freisetzungen aus Ionenaustauschern oder Filtern führen).

Von diesen Störfällen sind in der Phase A der Studie die folgenden beiden näher betrachtet worden:

- Brennelement-Handhabungsstörfall,
- Absturz eines Brennelement-Transportbehälters außerhalb des Reaktorgebäudes.

Beim Brennelement-Handhabungsstörfall wird unterstellt, daß sich ein Brennelement vom Greifer der Brennelement-Wechselmaschine löst und abstürzt. Dieses Brennelement wird durch den

Absturz so beschädigt, daß im ungünstigsten Fall sämtliche Brennstabhüllrohre ihre Integrität verlieren. Dadurch können die in den Spaltgassammelräumen angesammelten Spaltprodukte in das Beckenwasser freigesetzt werden.

Brennelement-Transportbehälter sind so ausgelegt, daß ihre Dichtheit bei einem Absturz aus 9 m Höhe auf ebenen Beton nicht beeinträchtigt wird. Beim Abtransport abgebrannter Brennelemente aus der Referenzanlage beträgt die maximale Hubhöhe am Portalkran außerhalb des Reaktorgebäudes 21 m. Als auslösendes Ereignis wird der Absturz eines Transportbehälters aus dieser maximal möglichen Fallhöhe betrachtet. Bei diesem Störfall ist eine Undichtigkeit des Behälters, verbunden mit einer Beschädigung der Brennstabhüllrohre, nicht auszuschließen.

Störfälle, die das Brennelement-Lagerbecken betreffen, sind zunächst ausgeklammert worden und sollen in der Phase B der Studie genauer analysiert werden. Störfälle an sonstigen aktivitätsführenden Komponenten und Anlagenteilen sind ebenfalls in der Phase A der Studie nicht näher betrachtet worden. Aufgrund des vergleichsweise geringen Aktivitätsinventars (vgl. Tabellen F7, 3-1 oder 6-7) lassen qualitative Überlegungen jedoch keinen nennenswerten Risikobeitrag von Störfällen an sonstigen aktivitätsführenden Komponenten und Anlagenteilen erwarten.

4.4 Einwirkungen von außen

Die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie WASH-1400 diskutiert mit unterschiedlicher Ausführlichkeit die Einwirkungen von außen "Erdbeben", "Wirbelsturm", "Hochwasser", "Flugzeugabsturz" und "Turbinenzerknall" und erwähnt einige andere Möglichkeiten äußerer Einwirkungen, die jedoch nicht genauer untersucht wurden.

Gegenüber WASH-1400 wurde in der vorliegenden Risikostudie das Spektrum der zu betrachtenden Einwirkungen erheblich erweitert, indem die Ereignisse

- Erdbeben,
- Unwetter (Sturm, Blitzschlag),

- Hochwasser,
 - Niedrigwasser;
 - Flugzeugabsturz,
 - Explosionsdruckwelle,
 - Einwirkungen auf den nuklearen Kraftwerksbereich aufgrund des Versagens von Sekundärkreiskomponenten,
 - Einwirkungen durch schädliche Stoffe,
 - mögliche Beeinflussung durch die benachbarte Anlage Block A
- berücksichtigt wurden. Nicht untersucht wurde die Problematik der Sabotage und der mögliche Risikobeitrag, der sich durch Störmaßnahmen Dritter ergeben kann.

Die jeweiligen Einwirkungen von außen stellen nicht unmittelbar die auslösenden Ereignisse für die untersuchten Ereignisabläufe dar. Die auslösenden Ereignisse ergeben sich vielmehr durch Folgeereignisse aus der Einwirkung von außen. Da die Komponenten und Systeme des Speisewasser-Dampf-Kreislaufs größtenteils nicht gegen Einwirkungen von außen ausgelegt sind, stellen Transienten die wichtigsten Folgeereignisse dar. Bei vielen Einwirkungen von außen ist auch die Energieversorgung aus dem Netz gestört, so daß gleichzeitig der Notstromfall vorliegen kann.

Der Ermittlung der Häufigkeit auslösender Ereignisse geht die Ermittlung der Eintrittshäufigkeit für die Einwirkungen von außen voraus. Bei bestimmten Einwirkungen von außen ergeben sich dabei für das gleiche Ereignis, je nach Größe der Lastannahme, unterschiedliche Häufigkeiten. Bei Erdbeben z.B. sind den verschiedenen möglichen Bodenbeschleunigungen am Standort unterschiedliche Häufigkeiten zuzuordnen. Auch bestimmte Hochwasserstände sind mit unterschiedlichen Häufigkeiten zu erwarten. Beim Blitzschlag ergeben sich unterschiedliche Eintrittshäufigkeiten für einzelne Gebäude bzw. Anlagenbereiche. Detaillierte Angaben über die Eintrittshäufigkeit der verschiedenen Einwirkungen von außen und die ermittelten Häufigkeiten für die auslösenden Ereignisse würden den Rahmen dieses Fachbandes sprengen. Sie sind im Fachband 4 enthalten.

5. EREIGNISABLAUFANALYSE FÜR DIE SYSTEMFUNKTIONEN VON BETRIEBS- UND SICHERHEITSSYSTEMEN

5.1 Allgemeines

In Kapitel 4 wurden die auslösenden Ereignisse diskutiert, die in der Phase A der Risikostudie bewertet wurden.

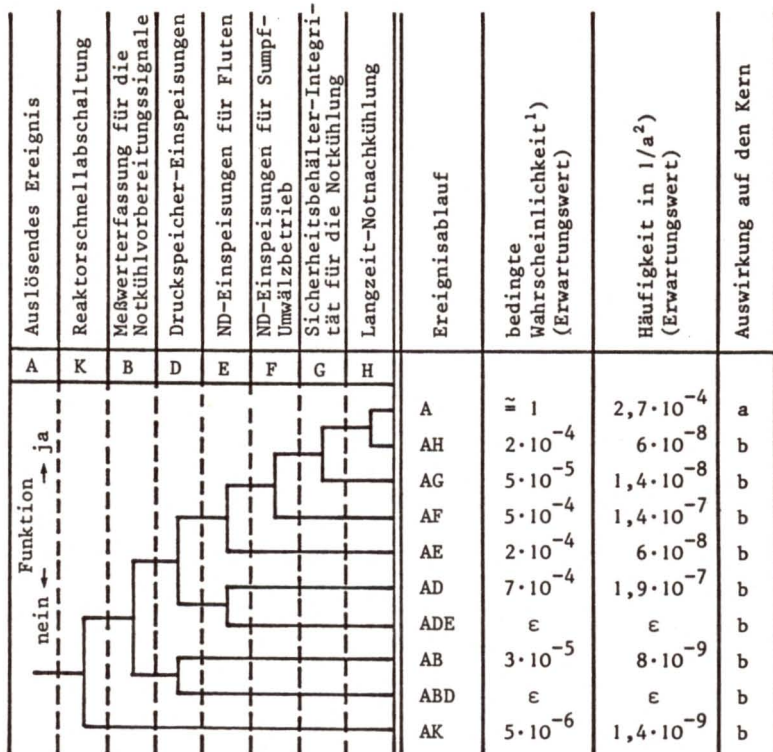
In diesem Kapitel werden die Ereignisablaufanalysen für Störfälle mit Auswirkungen auf den Reaktorkern behandelt. Für die beiden anderen in der vorliegenden Studie betrachteten anlageninternen Störfälle, den Brennelement-Handhabungsstörfall und den Absturz eines Brennelement-Transportbehälters, wurden lediglich qualitative Überlegungen angestellt, aber keine detaillierte Ereignisablaufanalyse durchgeführt.

5.2 Ereignisablaufanalyse für anlageninterne Störfälle mit Auswirkungen auf den Kern

In diesem Abschnitt sind für die unterschiedlichen auslösenden Ereignisse anlageninterner Störfälle, die zu Kernschmelzen führen können, die bewerteten Ereignisablaufdiagramme zusammengestellt (Bilder F7, 5-1 bis -8). Wie aus dem Ereignisablaufdiagramm Bild F7, 5-4 für den "Notstromfall" hervorgeht, führen zwei unterschiedliche Ereignisabläufe zu einem "kleinen Leck am Druckhalter beim Notstromfall", nämlich $T_1S'_2$ und $T_1S''_2$. Demnach wurden für dieses Leck zwei getrennte Ereignisablaufdiagramme erstellt (Bilder F7, 5-5 und -6).

Für die einzelnen Ereignisabläufe wurden die Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten unter der Bedingung ermittelt, daß das auslösende Ereignis eingetreten ist. Die Erwartungswerte der Häufigkeiten der Ereignisabläufe erhält man daraus durch Multiplikation mit dem Erwartungswert der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses.

Zu jedem auslösenden Ereignis wurde für die Summe der bedingten Wahrscheinlichkeiten aller Ereignisabläufe, die zu einem Kern-



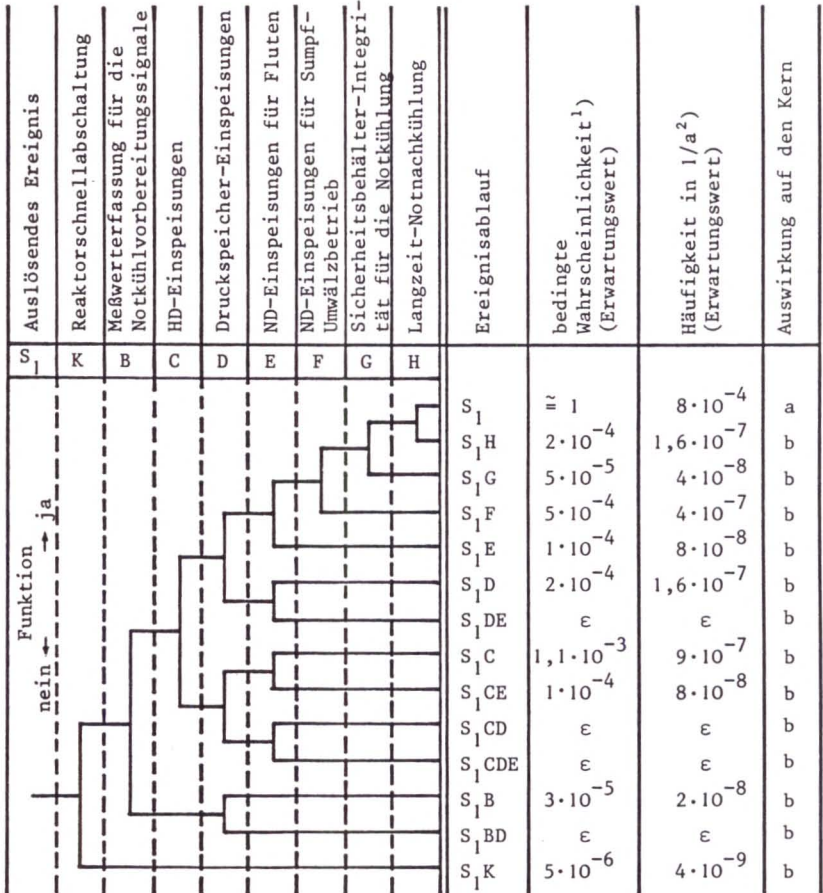
a kein Kernschmelzen
 b Kernschmelzen

- 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 \bar{n} des auslösenden Ereignisses.

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

Bild F7, 5-1:

Ereignisablaufdiagramm "großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung"

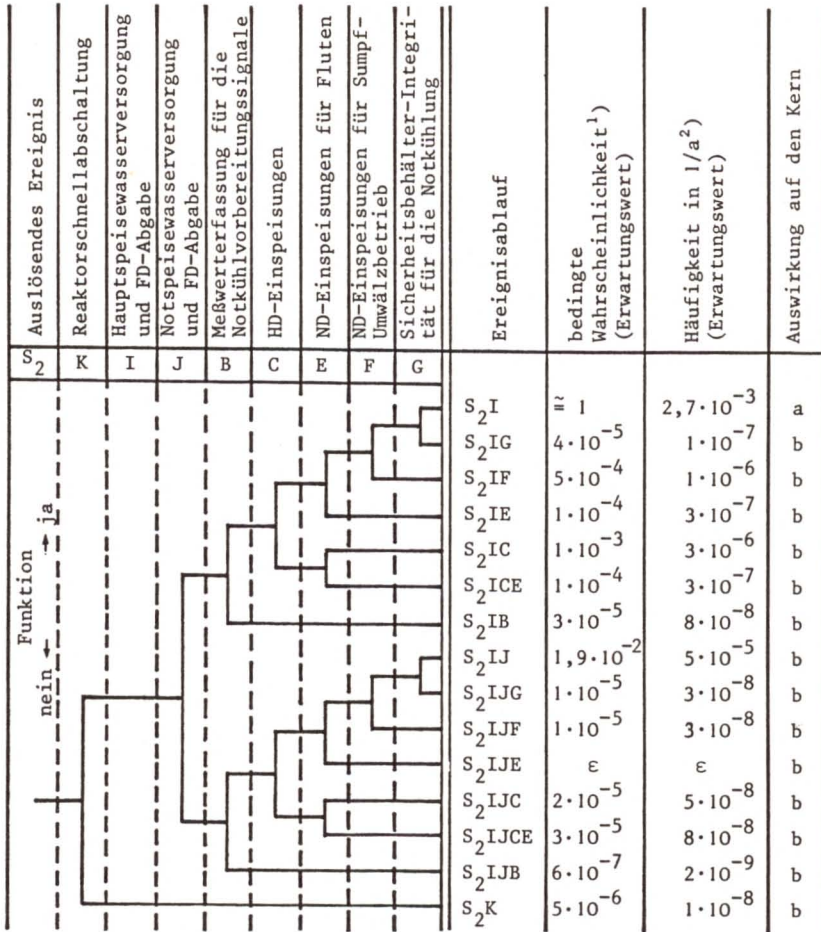


a kein Kernschmelzen
 b Kernschmelzen

- 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 \bar{h} des auslösenden Ereignisses.

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

Bild F7, 5-2:
 Ereignisablaufdiagramm "mittleres Leck in einer Hauptkühl-
 mittelleitung"



- 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 \bar{h} des auslösenden Ereignisses.

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

Bild F7, 5-3:

Ereignisablaufdiagramm "kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung"

Funktion		T ₁	Auslösendes Ereignis
	ja	K	Reaktorschnellabschaltung
	nein	I	Hauptspeisewasserversorgung und FD-Abgabe
		J	Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe
	ja	L	Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs
		M	Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs
	nein	Q	Verzögerte Speisewasserversorgung und FD-Abgabe
		R	Langzeit-Speisewasserversorgung und FD-Abgabe
			bedingte Wahrscheinlichkeit ¹⁾ (Erwartungswert)
			Häufigkeit in 1/a ²⁾ (Erwartungswert)
			Auswirkung auf den Kern

T ₁ I	1	1 · 10 ⁻¹	a
T ₁ IR	4 · 10 ⁻⁵	4 · 10 ⁻⁶	b
T ₁ S' ₂	2,7 · 10 ⁻³	2,7 · 10 ⁻⁴	c
T ₁ IJ	4 · 10 ⁻⁴	4 · 10 ⁻⁵	a
T ₁ IJQ	8 · 10 ⁻⁵	8 · 10 ⁻⁶	b
T ₁ S'' ₂	3 · 10 ⁻⁵	3 · 10 ⁻⁶	c
T ₁ IJMQ	5 · 10 ⁻⁶	5 · 10 ⁻⁷	b
T ₁ IJL	ε	ε	b
T ₁ KI	5 · 10 ⁻⁶	5 · 10 ⁻⁷	d

- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen
- c Fortsetzung "kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall"
- 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 \bar{h} des auslösenden Ereignisses.

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

Bild F7, 5-4:
Ereignisablaufdiagramm "Notstromfall"

Auslösendes Ereignis		Funktion ↑ ja ↓ nein	Ereignisablauf	bedingte Wahrscheinlichkeit ¹⁾ (Erwartungswert)	Häufigkeit in 1/a ²⁾ (Erwartungswert)	Auswirkung auf den Kern
T ₁	S ₂					
K			T ₁ S ₂ I	≈ 1	2,7 · 10 ⁻⁴	a
			T ₁ S ₂ IG	5 · 10 ⁻⁵	1 · 10 ⁻⁸	b
			T ₁ S ₂ IF	ε	ε	b
			T ₁ S ₂ IE	ε	ε	b
			T ₁ S ₂ IC	2 · 10 ⁻³	5 · 10 ⁻⁷	b
			T ₁ S ₂ ICE	1 · 10 ⁻²	3 · 10 ⁻⁶	b
			T ₁ S ₂ IB	3 · 10 ⁻⁵	8 · 10 ⁻⁹	b
			T ₁ S ₂ IJ	7 · 10 ⁻⁴	2 · 10 ⁻⁷	b
			T ₁ S ₂ IJG	ε	ε	b
			T ₁ S ₂ IJF	ε	ε	b
			T ₁ S ₂ IJE	ε	ε	b
			T ₁ S ₂ IJC	ε	ε	b
			T ₁ S ₂ IJCE	2 · 10 ⁻³	5 · 10 ⁻⁷	b
			T ₁ S ₂ 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 \bar{h} des auslösenden Ereignisses.

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

Bild F7, 5-5:

Ereignisablaufdiagramm "kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall" T₁S₂

Auslösendes Ereignis	T ₁ S ₂ ^{II}	K	I	J	B	C	E	F	G	Ereignisablauf	bedingte Wahrscheinlichkeit ¹⁾ (Erwartungswert)	Häufigkeit in 1/a ² (Erwartungswert)	Auswirkung auf den Kern	
Reaktorschnellabschaltung		T ₁ S ₂ ^{II}								T ₁ S ₂ ^{II}	7 · 10 ⁻²	2 · 10 ⁻⁷	a	
Hauptseisewasserversorgung und FD-Abgabe											T ₁ S ₂ ^{II} IG	5 · 10 ⁻⁵	2 · 10 ⁻¹⁰	b
Notseisewasserversorgung und FD-Abgabe											T ₁ S ₂ ^{II} IF	ε	ε	b
Meßwertfassung für die Notkühlvorbereitungssignale											T ₁ S ₂ ^{II} IE	ε	ε	b
HD-Einspeisungen											T ₁ S ₂ ^{II} IC	3 · 10 ⁻²	1 · 10 ⁻⁷	b
ND-Einspeisungen für Fluten											T ₁ S ₂ ^{II} ICE	7 · 10 ⁻¹	2 · 10 ⁻⁶	b
ND-Einspeisungen für Sumpf-Umwälzbetrieb											T ₁ S ₂ ^{II} IB	3 · 10 ⁻⁵	1 · 10 ⁻¹⁰	b
Sicherheitsbehälter-Integrität für die Notkühlung											T ₁ S ₂ ^{II} IJ	3 · 10 ⁻²	1 · 10 ⁻⁷	b
											T ₁ S ₂ ^{II} IJG	ε	ε	b
											T ₁ S ₂ ^{II} IJF	ε	ε	b
											T ₁ S ₂ ^{II} IJE	ε	ε	b
											T ₁ S ₂ ^{II} IJC	ε	ε	b
											T ₁ S ₂ ^{II} IJCE	2 · 10 ⁻¹	5 · 10 ⁻⁷	b
											T ₁ S ₂ ^{II} 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.

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

Bild F7, 5-6:

Ereignisablaufdiagramm "kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall" T₁S₂^{II}

Auslösendes Ereignis	T ₂	Ereignisablauf	bedingte Wahrscheinlichkeit ¹⁾ (Erwartungswert)	Häufigkeit in 1/a ²⁾ (Erwartungswert)	Auswirkung auf den Kern
Reaktorschnellabschaltung	K	T ₂	≈ 0,5	≈ 0,4	a
Hauptspeisewasserversorgung und FD-Abgabe	I	T ₂ R	4 · 10 ⁻⁷	3 · 10 ⁻⁷	b
Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe	J	T ₂ S ₂ ^I	6 · 10 ⁻⁵	5 · 10 ⁻⁵	c
Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs	L	T ₂ I	≈ 0,5	≈ 0,4	a
Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs	M	T ₂ IR	4 · 10 ⁻⁷	3 · 10 ⁻⁷	b
Verzögerte Speisewasserversorgung und FD-Abgabe	Q	T ₂ S ₂ ^{II}	6 · 10 ⁻⁵	5 · 10 ⁻⁵	c
Langzeit-Speisewasserversorgung und FD-Abgabe	R	T ₂ IJ	1 · 10 ⁻⁵	8 · 10 ⁻⁶	a
		T ₂ IJQ	2,5 · 10 ⁻⁶	2 · 10 ⁻⁶	b
		T ₂ S ₂ ^{III}	ε	ε	c
		T ₂ IJMQ	ε	ε	b
		T ₂ IJL	ε	ε	b
		T ₂ KI	5 · 10 ⁻⁶	4 · 10 ⁻⁶	d

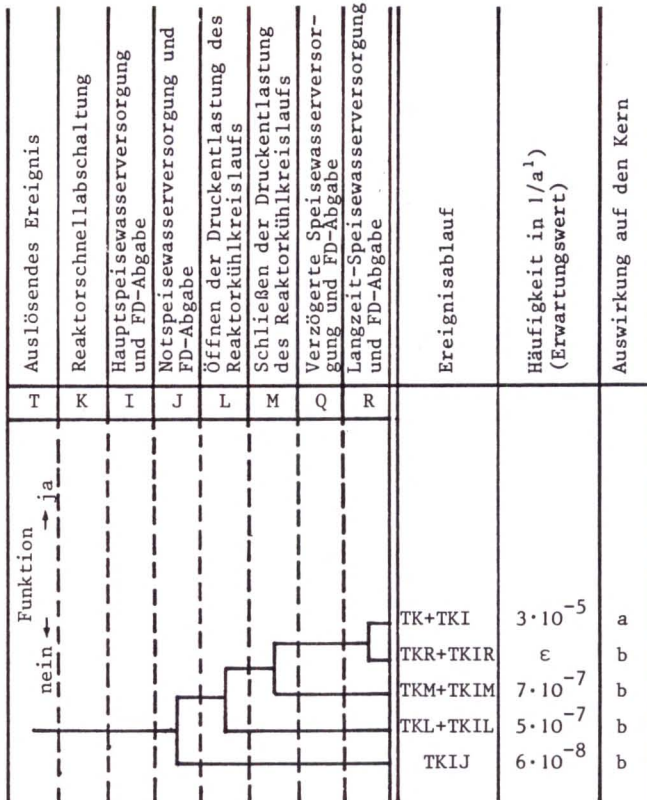
- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen
- c Fortsetzung "kleines Leck am Druckhalter bei verschiedenen Transienten"
- d Fortsetzung "ATWS-Störfälle"

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 \bar{h} des auslösenden Ereignisses.

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

Bild F7, 5-7:

Ereignisablaufdiagramm "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung"



- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen

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

Bild F7, 5-8:

Ereignisablaufdiagramm "ATWS-Störfälle"

schmelzunfall führen, außerdem die Wahrscheinlichkeitsverteilung ermittelt. Die zugehörige Häufigkeitsverteilung erhält man daraus durch Faltung mit der in Abschnitt 4.2, Tabelle F7, 4-1, aufgeführten Häufigkeitsverteilung des auslösenden Ereignisses. Diese Wahrscheinlichkeits- und Häufigkeitsverteilungen wurden jeweils durch eine logarithmische Normalverteilung approximiert. Die Verteilungen sind in Abschnitt 5.4 zusammengestellt.

5.3 Ereignisablaufanalyse für Einwirkungen von außen

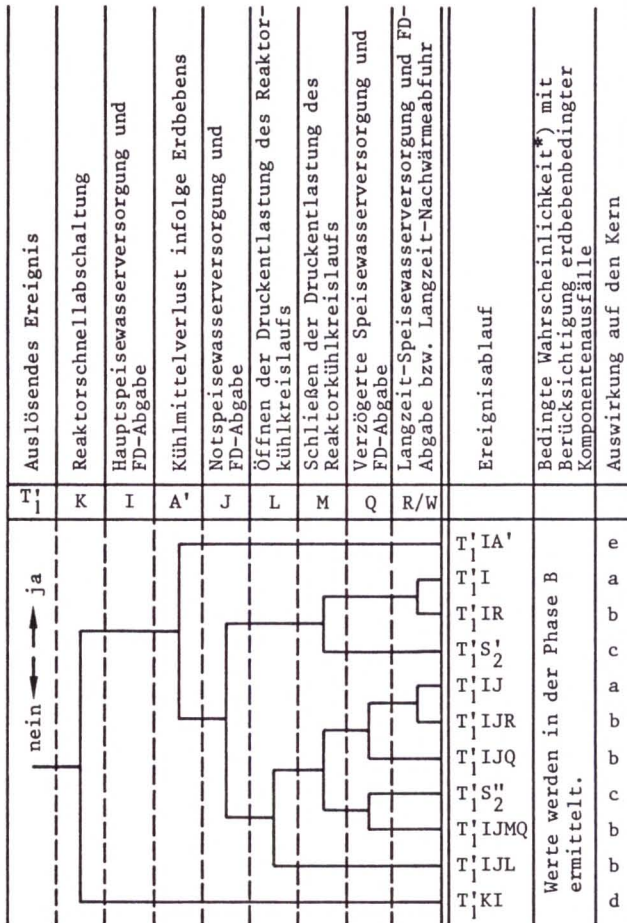
Quantitative Analysen wurden in der Phase A nur für die Ereignisse Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle und Turbinenzerknall durchgeführt; für das Ereignis Erdbeben wurden entsprechende Arbeiten begonnen. Die qualitativen Untersuchungen zu den Ereignisabläufen infolge von Einwirkungen wie Hochwasser, Niedrigwasser, Blitzschlag, Druckbehälterversagen im Maschinenhaus würden den Rahmen dieses Fachbandes sprengen. Hier sei auf den Fachband 4 verwiesen. Die Untersuchungen für die Ereignisse Hochwasser und Blitzschlag lassen erkennen, daß eine Absicherung der Ergebnisse durch quantitative Ereignisablaufanalysen empfehlenswert erscheint.

Soweit die Ereignisabläufe quantitativ bewertet wurden, unterscheidet sich das Vorgehen bei Einwirkungen von außen zum Teil von dem Vorgehen bei den anlageninternen Störfällen. Für Einwirkungen von außen mit geringer Eintrittshäufigkeit (z.B. Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle) wurde im allgemeinen auf umfassende quantitative Analysen verzichtet. In diesen Fällen wurde die Wahrscheinlichkeit, daß der Störfall nicht beherrscht wird, durch eine Abschätzung der oberen Grenze für den Erwartungswert ermittelt. Auf die Angabe von Schätzunsicherheiten wurde im allgemeinen verzichtet.

● Erdbeben

Erdbeben können je nach ihren Auswirkungen in einem Kernkraftwerk unterschiedliche auslösende Ereignisse zur Folge haben. Insbesondere sind Transienten, bei denen gleichzeitig der Notstromfall vorliegt, zu untersuchen. Daneben ist zu berücksichtigen, daß ein Kühlmittelverlust infolge von Erdbebenwirkungen nicht ausgeschlossen werden kann.

Das in Bild F7, 5-9 dargestellte Ereignisablaufdiagramm "Notstromfall aufgrund von Erdbebeneinwirkungen" unterscheidet sich von dem Ereignisablaufdiagramm zum "anlageninternen Notstromfall" durch einen zusätzlichen Ereignisablauf, mit dem die Möglichkeit



- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen
- c Fortsetzung "Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall"
- d Fortsetzung "ATWS-Störfälle"
- e Fortsetzung "Kühlmittelverluststörfall" A, S₁, S₂

*) Wahrscheinlichkeit der einzelnen Ereignisabläufe unter der Bedingung, daß das auslösende Ereignis eingetreten ist. Die Häufigkeit der einzelnen Ereignisabläufe ergibt sich durch Multiplikation mit der Häufigkeit h des auslösenden Ereignisses "Notstromfall aufgrund von Erdbebeneinwirkungen" (T₁).

Bild F7, 5-9:

Ereignisablaufdiagramm "Notstromfall aufgrund von Erdbebeneinwirkungen"

des erdbebenbedingten Kühlmittelverlustes berücksichtigt wird. Die Funktion LANGZEIT-SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE R ist um die Funktion LANGZEIT-NACHWÄRMEABFUHR W erweitert. Dies ist bei Erdbeben ein wichtiger Gesichtspunkt, da ein Langzeitbetrieb der Notstromdiesel notwendig und dadurch die Verfügbarkeit der Nachkühlkette beeinträchtigt werden kann.

Die Bewertung des Ereignisablaufdiagrammes kann grundsätzlich mit den gleichen Fehlerbaumanalysen durchgeführt werden wie bei den anlageninternen Störfällen. Jedoch sind zusätzlich Angaben über die erdbebenbedingte Ausfallwahrscheinlichkeit von Systemen und Komponenten und über Folgeausfälle erforderlich. Außerdem muß berücksichtigt werden, daß eventuell andere Mindestanforderungen an die Systemfunktionen gelten. Die zugehörigen Arbeiten sind weitgehend für die Phase B vorgesehen.

Versagen von Anlagenteilen, die nicht unmittelbar in die Fehlerbaumanalysen eingehen (z.B. Bauwerksversagen), wurden in einem Zwischenschritt in der Phase A auf ihren Einfluß auf das System- und Komponentenversagen hin untersucht. Ausgehend von den ermittelten Versagenshäufigkeiten für die betrachteten Strukturen, wurden die möglichen Folgeausfälle von Komponenten und Systemen diskutiert und bewertet.

Die Arbeiten zeigen, daß bei einem Bauwerksversagen im Maschinenhaus vertiefte Untersuchungen notwendig sind. Für die Auflager des Reaktordruckbehälters und die Abstützung der Dampferzeuger wurde in der Phase A vorausgesetzt, daß die Beanspruchung aus Erdbeben als unabhängig von den Beanspruchungen bei Rohrleitungsbrüchen angesehen werden kann. In diesem Fall ist ein Versagen praktisch auszuschließen. Die Gültigkeit dieser Voraussetzung auch für höhere Maximalbeschleunigungen, als sie beim Sicherheitserdbeben auftreten, soll in der Phase B abgesichert werden.

● Flugzeugabsturz

Die durch Flugzeugabsturz verursachten Störfälle und ihre Abläufe können von sehr unterschiedlicher Natur sein. Zum Bei-

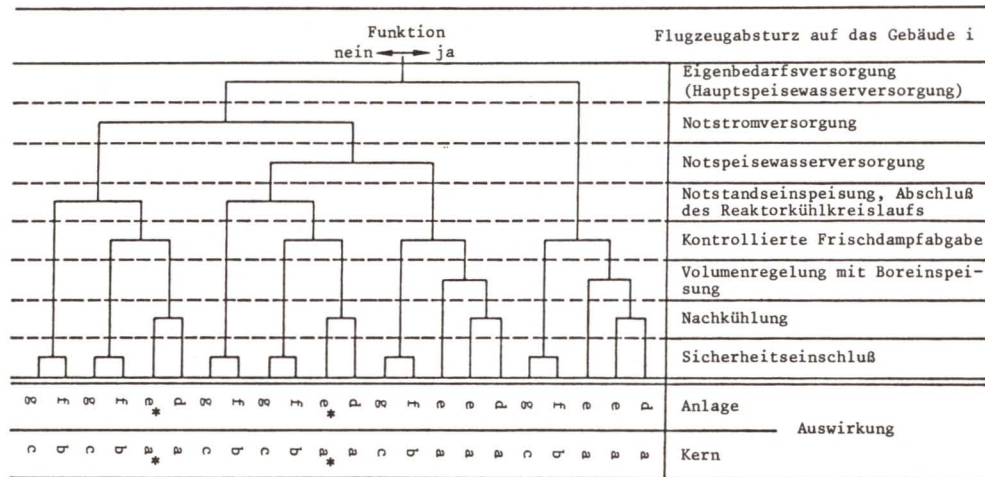
spiel kann das Auftreffen eines Wrackteils auf ein Gebäude höchst unterschiedliche Konsequenzen haben. Zunächst sind die Wrackteile untereinander verschieden, dann unterscheiden sie sich im allgemeinen in Auftreffgeschwindigkeit, -winkel und -ort. Speziell im Schaltanlagegebäude ist eine Vielzahl von Schadenskombinationen möglich, je nachdem, welchen Weg das Wrackteil im Gebäude nimmt und wieviel Redundanzen eines Systems davon betroffen sind.

Die überwiegende Anzahl der durch einen Flugzeugabsturz verursachten Störfälle kann mit dem Ereignisablaufdiagramm "Flugzeugabsturz" (Bild F7, 5-10) erfaßt werden. Dieses Diagramm dient zur systemtechnischen Verfolgung entscheidender Ereignisabläufe von Einwirkungen auf die jeweiligen Gebäude oder Anlagenteile. Bei der Bewertung wurden im allgemeinen Funktionsausfälle, sofern sie als unabhängig von dem Ereignis Flugzeugabsturz angesehen werden konnten, nicht berücksichtigt, da sie die Wahrscheinlichkeit der Ereignisabläufe hier nicht entscheidend beeinflussen.

In der Tabelle F7, 5-1 sind die Häufigkeiten für Kernschmelzunfälle aufgrund eines direkten Auftreffens des Flugzeugs oder aufgrund des Auftreffens von Wrackteilen auf Gebäude oder Anlagenteile zusammengestellt. Die Annahme einer lokalen Einwirkung auf jeweils ein Gebäude oder Anlagenteil ist aber nur begrenzt als realistisch anzusehen, da z.B. bei einem schrägen Auftreffen auch zwei Gebäude betroffen sein können. Eine Abschätzung zeigte jedoch, daß sich dadurch die Häufigkeit eines Kernschmelzunfalles aufgrund eines Flugzeugabsturzes nicht wesentlich ändert.

● Explosionsdruckwelle

Für Explosionsdruckwellen wurden Ereignisabläufe betrachtet, die sich aus der zugrunde gelegten Auslegungsbelastung ergeben können. Die Auswirkungen einer solchen Explosion werden außerhalb der geschützten Bauwerke durch die Druckwelle und den mit großer Wahrscheinlichkeit zu erwartenden Brand bestimmt. Im Be-



* unter Berücksichtigung besonderer Maßnahmen

- mit i = 1. Reaktorgebäude
 2. Schaltanlagegebäude
 3. Reaktorhilfsanlagegebäude
 4. Armaturenkammer
 5. Bereich der freiliegenden Frischdampfleitungen
 6. Zwischentrakt
 7. Nebenkühlwasserpumpenkammern
 8. Maschinenhaus und Netzanschluß

Auswirkungen:

- a kein Kernschmelzen
 b Kernschmelzen bei geschlossenem Sicherheitsbehälter
 c Kernschmelzen bei offenem Sicherheitsbehälter
 d Anlage wird unterkritisch kalt
 e Anlage bleibt unterkritisch heiß
 f Überdruckversagen des Reaktorkühlkreislaufs
 g eine Beschädigung des Reaktorkühlkreislaufs durch direkte Flugzeugeinwirkungen muß angenommen werden

Bild F7, 5-10:

Ereignisablaufdiagramm "Flugzeugabsturz"

Einwirkung auf Gebäude oder Anlagenteil		Häufigkeit pro Jahr für Kernschmelzen unter Berücksichtigung der Absturzhäufigkeit auf das jeweilige Gebäude oder Anlagenteil
Anlage im Leistungsbetrieb	Reaktorgebäude	$< 6 \cdot 10^{-8} *$)
	Schaltanlagegebäude	$< 3 \cdot 10^{-8}$
	Reaktorhilfsanlagegebäude	$\ll 10^{-8}$
	Armaturenkammer	$< 2 \cdot 10^{-8}$
	Bereich der freiliegenden Frischdampfleitungen	$\ll 10^{-8}$
	Zwischentrakt	$\ll 10^{-8}$
	Nebenkühlwasserpumpenkammern	$\ll 10^{-8}$
	Maschinenhaus und Netzanschluß	$< 1 \cdot 10^{-8}$
Anlage abgeschaltet	Reaktorgebäude	$< 2 \cdot 10^{-8} *$)
	Anlagenteile mit Komponenten des Nachwärmeabfuhrsystems bzw. zugehörigen Energieversorgungseinrichtungen	$< 6 \cdot 10^{-8}$

Bei den mit *) gekennzeichneten Werten muß wegen der Zerstörungen am Reaktorgebäude davon ausgegangen werden, daß der Sicherheitseinschluß unwirksam ist.

Tab. F7, 5-1:

Häufigkeiten für Kernschmelzen durch "Flugzeugabsturz"

reich nicht explosionsfähiger Gasgemischschwaden wird dabei der Brand als "Feuersturm" ablaufen. Sowohl durch die Druckwelle als auch durch den Brand erfolgt eine Zerstörung der auf dem Gelände angeordneten Anlagenteile. Dies sind im wesentlichen elektrotechnische Komponenten (Transformatoren, Schaltein-

richtungen, Freileitungen u.a.), die zum Netzanschluß oder zur Eigenbedarfsversorgung gehören. Für die Anlage ergibt sich daraus der Notstromfall.

Über die Versagenswahrscheinlichkeit der nicht geschützten Bauwerke (im wesentlichen das Maschinenhaus) bei Druckwelleneinwirkung liegen keine Angaben vor. Qualitative Betrachtungen zeigen, daß beim Maschinenhaus mit Zerstörungen der Dacheindeckung und der Außenwände (zumindest in Teilbereichen) zu rechnen ist. Ein Versagen der Tragkonstruktion ist hingegen weniger wahrscheinlich. Durch die Druckwelle und durch Gebäudetrümmer werden die im Maschinenhaus angeordneten Komponenten in Mitleidenschaft gezogen. Für die Anlage folgt daraus der Ausfall der Hauptwärmesenke und der Notstromfall (falls der Notstromfall nicht schon vorher aufgrund der Einwirkungen auf das Kernkraftwerksgelände eingetreten ist). Der Ereignisablauf "Notstromfall durch Explosionsdruckwelle" kann durch vier wesentliche Randbedingungen beeinflußt werden:

- Brand im Maschinenhaus,
- Ausfall der Speisewasserversorgung aus dem Speisewasserbehälter,
- Versagen von Frischdampfleitungen,
- Nichtverfügbarkeit des Notstandssystems.

Bei anlageninternen Störfällen und beim Ereignis "Flugzeugabsturz" kann beim Ausfall der HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG und der NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG auf das Notstandssystem zurückgegriffen werden. Beim Ereignis "Explosionsdruckwelle" muß davon ausgegangen werden, daß größere Flächen auf dem Kernkraftwerksgelände von den Auswirkungen betroffen sind. Dementsprechend liegt auch der benachbarte Block A im Bereich (Druckwelle, Brand) des Ereignisses. Ohne die möglichen Auswirkungen auf Block A näher zu untersuchen, wurde im Rahmen der Studie davon ausgegangen, daß beim Ereignis "Explosionsdruckwelle" das Notstandssystem für Stützungsmaßnahmen in Block B nicht zur Verfügung steht. Eine VERZÖGERTE SPEISEWASSERVERSORGUNG ist dann nicht möglich. In Bild F7, 5-11 ist das Ereignisablaufdiagramm zum auslösenden Ereignis "Notstromfall aufgrund Explosionsdruckwelle" dargestellt.

Funktion		Auslösendes Ereignis		
nein	ja	K	J	
		L	M	
		R		
		Auswirkung auf den Kern bzw. auf die Anlage		
		Bedingte Wahrscheinlichkeit*) mit Berücksichtigung von Folgeereignissen		
		a	< 1	
b	$< 4 \cdot 10^{-3}$			
c-b	$< 3 \cdot 10^{-3}$			
b	$< 3 \cdot 10^{-2}$			
c-b	$< 8 \cdot 10^{-4}$			
b	ϵ			
d	$5 \cdot 10^{-6}$			

- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen
- c "Kleines Leck" am Druckhalter beim Notstromfall mit Folgeereignis Kernschmelzen
- d "ATWS-Störfall"

*) Wahrscheinlichkeit der einzelnen Ereignisabläufe unter der Bedingung, daß das auslösende Ereignis eingetreten ist. Die Häufigkeit der einzelnen Ereignisabläufe ergibt sich durch Multiplikation mit der Häufigkeit \bar{h} des auslösenden Ereignisses "Notstromfall aufgrund Explosionsdruckwelle" (T_1'').

$$5 \cdot 10^{-7}/a < \bar{h}(T_1'') < 1 \cdot 10^{-5}/a$$

Bild F7, 5-11:

Ereignisablaufdiagramm "Notstromfall aufgrund Explosionsdruckwelle"

Wegen der großen Differenz zwischen den Häufigkeiten für die auslösenden Ereignisse "Notstromfall (anlagenintern)" $\bar{h}(T_1) = 1 \cdot 10^{-1}$ pro Jahr und "Notstromfall aufgrund Explosionsdruckwelle" $\bar{h}(T_1) < 1 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr ist die systematische Berechnung der Wahrscheinlichkeitswerte für die einzelnen Ereignisabläufe anhand eines Fehlerbaums nicht erforderlich. Für die Risikountersuchung ist eine obere Grenzabschätzung ausreichend.

● Turbinenzerknall

Der Ereignisablauf wird untergliedert in

- Versagen des Turbinenrotors mit Abgang von Bruchstücken und Zerstörung des Turbinengehäuses (Eintrittshäufigkeit \bar{h}_1),
- Wegfliegen von Bruchstücken, Auftreffen auf Gebäude mit sicherheitstechnischer Bedeutung und Zerstörung der Gebäudeaußenwand (Wahrscheinlichkeit \bar{w}_2),
- Zerstörung von Anlagenteilen und relevanten Komponenten durch Einwirkung dieser Bruchstücke (Wahrscheinlichkeit \bar{w}_3).

Ist \bar{h}_1 die Eintrittshäufigkeit für einen Turbinenzerknall, so ergibt sich die Häufigkeit \bar{h}_{ges} dafür, daß wichtige Anlagenteile und Komponenten zerstört werden, aus dem Produkt der Eintrittshäufigkeit \bar{h}_1 mit den Einzelwahrscheinlichkeiten \bar{w}_2 und \bar{w}_3 . Die Einwirkungen der Bruchstücke wurden für das Reaktorgebäude, das Schaltanlagegebäude und das Maschinenhaus getrennt untersucht. Beim Schaltanlagegebäude war eine Aufteilung in zwei Teilbereiche notwendig. Aufgrund der Gebäudeanordnung kann der Teilbereich II ähnlich wie das Reaktorgebäude nur über indirekte Bruchstückflugbahnen¹⁾ getroffen werden.

Ausgehend von den Ereignisabläufen, die sich aus den Bruchstückeinwirkungen (auslösende Ereignisse mit der Häufigkeit \bar{h}_{ges}) entwickeln können, wurde die Häufigkeit für Kernschmelz-

¹⁾ Dies sind Flugbahnen von Bruchstücken, die zunächst nach oben fliegen und danach von oben auf die Gebäude zurückfallen.

unfälle abgeschätzt. Die jeweiligen Häufigkeits- bzw. Wahrscheinlichkeitswerte sind in Tabelle F7, 5-2 zusammengestellt.

Einwirkungen auf	\bar{h}_1	\bar{w}_2	\bar{w}_3	\bar{h}_{ges}	$\bar{h}_{Kernschmelzen}$
Reaktorgebäude	$10^{-5}/a^1)$	$1,8 \cdot 10^{-3}$	$3 \cdot 10^{-1}$	$< 1 \cdot 10^{-8}/a$	$\ll 1 \cdot 10^{-8}/a$
Schaltanlagegebäude Teilbereich I		$5 \cdot 10^{-1}$	$2 \cdot 10^{-1}$	$1 \cdot 10^{-6}/a$	$< 1 \cdot 10^{-8}/a$
Schaltanlagegebäude Teilbereich II		$6,5 \cdot 10^{-2}$	1	$6,5 \cdot 10^{-7}/a$	$< 5 \cdot 10^{-8}/a$
Maschinenhaus		1	1	$1 \cdot 10^{-5}/a$	$< 1 \cdot 10^{-8}/a$

1) Angegeben ist die zu erwartende Eintrittshäufigkeit eines Turbinenzerknalls ohne Berücksichtigung von Erdbebeneinwirkungen.

Tab. F7, 5-2:

Ergebnisse der Untersuchungen zum Turbinenzerknall

5.4 Zusammenfassung der Ergebnisse

Für die unterschiedlichen auslösenden Ereignisse anlageninterner Störfälle wurden mit einer Zuverlässigkeitsanalyse die bedingten Wahrscheinlichkeitsverteilungen dafür ermittelt, daß die zur Beherrschung erforderlichen Systemfunktionen ausfallen. Die Verteilungen wurden durch logarithmische Normalverteilungen angepaßt und dadurch gut approximiert. Die Ergebnisse sind in der Tabelle F7, 5-3 zusammengestellt.

Die beiden auslösenden Ereignisse für ein "kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall" $T_1S_2^I$ und $T_1S_2^{II}$ wurden getrennt bewertet. Eine Zweiteilung wurde auch für die nicht beherrschten ATWS-Störfälle vorgenommen: Dort wurde zwischen den beiden wichtigsten Beiträgen, nämlich dem Ausfall des SCHLIESSENS DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS und dem Ausfall des ÖFFNENS DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS unterschieden. Bei ATWS-Störfällen mit Ausfall des ÖFFNENS DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS ist nur der "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" wichtig.

Auslösendes Ereignis	Erwartungswert \bar{w}	Median w_{50}	Streudefaktor K_{95}
Großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$1,7 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-3}$	3
Mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$2,3 \cdot 10^{-3}$	$1,9 \cdot 10^{-3}$	3
Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$2,1 \cdot 10^{-2}$	$1,5 \cdot 10^{-2}$	4
Notstromfall (Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung)	$1,3 \cdot 10^{-4}$	$9 \cdot 10^{-5}$	4
Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	$4 \cdot 10^{-6}$	$2,5 \cdot 10^{-6}$	4
Turbinenschnellabschaltung ohne Öffnen der FD-Umleiteinrichtung (Ausfall der Hauptwärmesenke)	$1 \cdot 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-8}$	12
Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall ¹⁾ $T_1 S'_2$	$4 \cdot 10^{-5}$	$2,3 \cdot 10^{-5}$	5
Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall ¹⁾ $T_1 S''_2$	$3 \cdot 10^{-5}$	$1,2 \cdot 10^{-5}$	8
Kleines Leck am Druckhalter bei anderen zu erwartenden Transienten	$2 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-3}$	4
ATWS-Störfälle (Ausfall des Schließens der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs)	$2,5 \cdot 10^{-2}$	$2 \cdot 10^{-2}$	2,5
ATWS-Störfall "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" (Ausfall des Öffnens der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs)	$1,2 \cdot 10^{-1}$	$1,1 \cdot 10^{-1}$	2

¹⁾ Die zwei Wahrscheinlichkeitsverteilungen für nicht beherrschte kleine Lecks am Druckhalter wurden unter der Bedingung ermittelt, daß der Notstromfall eingetreten ist. Die ausgewiesenen Werte enthalten also bereits die Wahrscheinlichkeiten, daß es beim Notstromfall zu einem kleinen Leck am Druckhalter kommt. Durch Überlagerung der beiden Verteilungen erhält man:

$$\bar{w} = 7 \cdot 10^{-5}, w_{50} = 4 \cdot 10^{-5}, K_{95} = 5$$

Die Wahrscheinlichkeit für Kernschmelzen unter der Bedingung, daß das kleine Leck am Druckhalter beim Notstromfall eingetreten ist, beträgt $\bar{w} = 2,6 \cdot 10^{-2}$.

Tab. F7, 5-3:

Bedingte Wahrscheinlichkeiten von nicht beherrschten Kühlmittelverluststörfällen und Transienten

Auslösendes Ereignis	Erwartungswert \bar{h} [1/a]	Median h_{50} [1/a]	Streufaktor K_{95}
Großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$5 \cdot 10^{-7}$	$1,4 \cdot 10^{-7}$	13
Mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$2 \cdot 10^{-6}$	$5,7 \cdot 10^{-7}$	13
Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$5,7 \cdot 10^{-5}$	$1,5 \cdot 10^{-5}$	15
Reaktordruckbehälter-Bersten	$\leq 1 \cdot 10^{-7}$		
Leck über eine Anschlußleitung	$3 \cdot 10^{-8}$	$4 \cdot 10^{-9}$	25
Notstromfall (Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung)	$1,3 \cdot 10^{-5}$	$7 \cdot 10^{-6}$	6
Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	$3 \cdot 10^{-6}$	$1,7 \cdot 10^{-6}$	6
Turbinenschnellabschaltung ohne Öffnen der FD-Umleiteinrichtung (Ausfall der Hauptwärmesenke)	$3 \cdot 10^{-8}$	$7,5 \cdot 10^{-9}$	14
Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall $T_1 S_2^I$	$4 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-6}$	7
Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall $T_1 S_2^{II}$	$3 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-6}$	11
Kleines Leck am Druckhalter bei zu erwartenden Transienten	$2 \cdot 10^{-6}$	$8 \cdot 10^{-7}$	10
ATWS-Störfälle (Ausfall des Schließens der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs)	$7 \cdot 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-7}$	8
ATWS-Störfall "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" (Ausfall des Öffnens der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs)	$5 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-7}$	8

Die eingetragenen Werte sind Häufigkeiten pro Betriebsjahr.

Tab. F7, 5-4:

Häufigkeiten von nicht beherrschten Kühlmittelverluststörfällen und Transienten

Nicht aufgeführt sind in der Tabelle das RDB-Bersten und das nicht absperzbare Leck über eine Anschlußleitung des Reaktor-kühlkreislaufs, das außerhalb des Sicherheitsbehälters liegt. Zur Beherrschung dieser auslösenden Ereignisse sind keine Systemfunktionen vorgesehen. Würden diese Störfälle eintreten, so hätten sie ein Kernschmelzen zur Folge.

Die Häufigkeitsverteilungen von nicht beherrschten Störfällen, d.h. von Kernschmelzunfällen, erhält man aus den in der Tabelle F7, 5-3 aufgeführten Wahrscheinlichkeitsverteilungen durch Faltung mit den jeweiligen Häufigkeitsverteilungen der auslösenden Ereignisse (Tabelle F7, 4-1). Die Ergebnisse sind in der Tabelle F7, 5-4 zusammengestellt.

Die Summe der Kernschmelzhäufigkeiten wurde aus den in Tabelle F7, 5-4 angegebenen approximierten logarithmischen Normalverteilungen durch Überlagerung gewonnen. Die Überlagerung wurde mit Monte-Carlo-Simulation durchgeführt. Das Ergebnis ist in Tabelle F7, 5-5 aufgeführt.

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

Die eingetragenen Werte sind Häufigkeiten pro Betriebsjahr.

Tab. F7, 5-5:

Summe der Häufigkeiten von Kernschmelzunfällen

Aufgrund der Einwirkungen von außen wurden in der Phase A der Risikostudie folgende obere Abschätzungen für die zu erwartende Kernschmelzhäufigkeit durchgeführt:

Flugzeugabsturz	$< 2 \cdot 10^{-7} / \text{a}$
Explosionsdruckwelle	$< 4 \cdot 10^{-7} / \text{a}$
Turbinenzerknall	$< 7 \cdot 10^{-8} / \text{a}$

Aus dem Vergleich mit Tabelle F7, 5-5 ist zu ersehen, daß diese Werte ohne merkbaren Einfluß auf die Summe der Häufigkeiten von Kernschmelzunfällen sind.

Insgesamt sind die Untersuchungen zu Einwirkungen von außen noch nicht abgeschlossen. Zusätzliche Untersuchungen sollen in der Phase B durchgeführt werden.

6. ERGEBNISSE DER UNTERSUCHUNGEN ZU KERNSCHMELZUNFÄLLEN

6.1 Allgemeines

Die Untersuchungen zu Kernschmelzunfällen gliedern sich in eine Reihe von Teilaufgaben. Eine zentrale Bedeutung haben die Vorgänge, die mit dem Kernschmelzen selbst verbunden sind. Zum einen werden beim Kernschmelzen große Mengen radioaktiver Spaltprodukte aus den Brennstäben in den Reaktorkühlkreislauf und von dort in den Sicherheitsbehälter freigesetzt. Dies bedeutet, daß nur noch eine Spaltproduktbarriere, nämlich der Sicherheitsbehälter, zur Verfügung steht. Zum anderen kommt es als Folge eines Kernschmelzens zu erheblichen Belastungen für den Sicherheitsbehälter, die zu seinem Versagen und damit zur Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in die Umgebung führen können.

Dementsprechend sind, ausgehend von der Beschreibung des Kernschmelzablaufes, in den weiteren Untersuchungsschritten

- die thermodynamischen Größen im Sicherheitsbehälter, die Belastungen des Sicherheitsbehälters sowie seine möglichen Versagensarten und
- die Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Reaktorkühlkreislauf, das Verhalten der Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter sowie die Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Sicherheitsbehälter in die Umgebung

zu behandeln. Die Ergebnisse der Untersuchungen zu Kernschmelzunfällen werden im folgenden zusammengefaßt.

6.2 Beschreibung des Kernschmelzablaufes

Wie in WASH-1400 wird pessimistisch davon ausgegangen, daß ein Ereignisablauf dann zu Kernschmelzen führt, wenn weniger Teilsysteme (Stränge) der Betriebs- und Sicherheitssysteme zu seiner Beherrschung zur Verfügung stehen, als im Genehmigungsnachweis als funktionsfähig zugrunde gelegt wurden. Für die Beschreibung des Kernschmelzablaufes wird verschärfend unterstellt, daß in allen Fällen, die in diesem Sinne als Kern-

schmelzunfälle gelten, die Kernkühlung vollständig ausgefallen ist. Das heißt, man betrachtet vereinfachend nur solche Ereignisabläufe, bei denen es zwangsläufig zum Kernschmelzen kommt.

In Analogie zum Vorgehen in WASH-1400 wurde nicht der Ablauf aller möglichen Kernschmelzunfälle im einzelnen behandelt. Detailliert untersucht wurden zwei Kernschmelzunfälle, die aus dem "großen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung" und dem Versagen der bei dem Kühlmittelverluststörfall angeforderten "Notkühlung" resultieren. Dabei wird unterstellt, daß alle anderen Kernschmelzabläufe hinsichtlich ihrer Konsequenzen durch diese Fälle abgedeckt werden können.

Den beiden Kernschmelzunfällen, bezeichnet mit "Kernschmelzfall 1" und "Kernschmelzfall 2", liegen folgende Annahmen zugrunde:

- Kernschmelzfall 1

- großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung,
- ordnungsgemäße Funktion der DRUCKSPEICHER-EINSPEISUNGEN und der NIEDERDRUCK-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN,
- Versagen der NIEDERDRUCK-EINSPEISUNGEN FÜR SUMPFF-UMWÄLZBETRIEB bei Anforderung, ca. 20 Minuten nach Störfalleintritt.

Mit diesem Kernschmelzfall sind alle Ereignisabläufe abgedeckt, die auf einen Ausfall der langfristigen Wärmeabfuhr zurückzuführen sind. Bei kleineren Lecks wird später auf Sumpf-Umwälzbetrieb umgeschaltet, so daß mit der Annahme von 20 Minuten die Verhältnisse in pessimistischer Weise abgedeckt werden.

- Kernschmelzfall 2

- großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung,
- ordnungsgemäße Funktion der DRUCKSPEICHER-EINSPEISUNGEN,
- Versagen aller weiteren Systemfunktionen zur Notkühlung.

Dieser Kernschmelzfall deckt alle Unfallabläufe mit Versagen der aktiven Sicherheitseinrichtungen (HOCHDRUCK- und NIEDERDRUCK-EINSPEISUNGEN) ab. Durch die DRUCKSPEICHER-EINSPEISUN-

GEN wird der Kern wiederbenetzt und der Reaktordruckbehälter gefüllt. Wegen der danach ausbleibenden Wasserzufuhr beginnt anschließend das Ausdampfen und Abschmelzen des Kerns. Beim doppelendigen Bruch beginnt die Ausdampfphase nach ca. 100 Sekunden und damit früher als bei kleineren Bruchquerschnitten und bei Transientenstörfällen.

Für die betrachteten Kernschmelzunfälle hat es sich bewährt, den Unfallablauf in vier Phasen zu unterteilen, und zwar in

- das Aufheizen und Abschmelzen des Reaktorkerns,
- die Verdampfung des Restwassers im unteren Plenum des Reaktordruckbehälters,
- das Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters und
- die Wechselwirkung zwischen Schmelze und Beton nach Versagen des Reaktordruckbehälters und die Sumpfwasserverdampfung.

Auf der Grundlage der hier verwendeten Modelle und Annahmen ergibt sich qualitativ folgender Unfallablauf aus den Untersuchungen:

In der 1. Phase führt die Nachwärme nach Ausfall der Kernkühlung zur Aufheizung und Verdampfung des im Druckbehälter vorhandenen Wassers. Mit Absinken des Wasserspiegels in den Kernbereich wird der Kern stark überhitzt und beginnt zu schmelzen. Die oberhalb von ca. 950 °C einsetzende exotherme Reaktion des Hüllrohrmaterials Zirkon mit dem Dampf beschleunigt diesen Vorgang. Wenn 80 % des Kerns geschmolzen sind, wird - wie in WASH-1400 - ein Versagen der unteren Gitterplatte und Absturz des geschmolzenen Kerns in das untere Plenum des Reaktordruckbehälters angenommen. Während der 1. Phase ist mit Ausdampfen von Wasser, Produktion von Wasserstoff aus Zirkon/Wasser-Reaktion und Radiolyse sowie Freisetzung flüchtiger Spaltprodukte zu rechnen.

Bei Absturz des geschmolzenen Kerns in das möglicherweise noch mit Wasser gefüllte untere Plenum ist es im Prinzip vorstellbar, daß eine schnelle Energieübertragung von der Schmelze in das Restwasser erfolgt. Dies könnte im Extremfall zu einer Dampfexplosion führen, die unter Umständen Folgeschäden nach sich zieht. In der Phase A der Studie war der Nachweis nicht mög-

lich, daß eine solche Dampfexplosion mit Sicherheit auszuschließen ist. Pessimistisch wurde deshalb wie in WASH-1400 angenommen, daß es bei Absturz des geschmolzenen Kerns in das untere Plenum mit einer zu erwartenden Wahrscheinlichkeit von $2,7 \cdot 10^{-2}$ (Median 10^{-2} , Unsicherheitsfaktor 10) zu einer Dampfexplosion kommt, die den Reaktordruckbehälter und als Folge auch den Sicherheitsbehälter zerstört.

Geht man davon aus, daß es zu keiner solchen Dampfexplosion kommt, so wird in der 2. Phase das im unteren Plenum vorhandene Wasser verdampft und die noch nicht geschmolzenen Kernbestandteile heizen sich auf. Schließlich bildet sich ein flüssiger Schmelzsee auf dem Boden des Reaktordruckbehälters.

In der 3. Phase wird dann die Wandung des Reaktordruckbehälters durchschmolzen und die Schmelze ergießt sich auf den Boden der Betonabschirmung. Bis auf die Verdampfung des Restwassers findet in der 2. und 3. Phase keine nennenswerte Massen- und Energiefreisetzung statt.

In der 4. Phase dringt die Schmelze durch Aufschmelzen des Betons seitlich in Richtung auf den Gebäudesumpf und vertikal durch das Fundament vor. Das im Beton gebundene Wasser wird dabei freigesetzt und in der Schmelze zu Wasserstoff reduziert. In der Studie wurde davon ausgegangen, daß nach Durchschmelzen der inneren Betonabschirmung des biologischen Schildes die Schmelze mit dem Sumpfwasser in Kontakt kommt. Das führt zu einer Aufheizung und Verdampfung des Sumpfwassers und damit zu einer stetigen Druckzunahme im Sicherheitsbehälter. Bei Erreichen des mit etwa 8,5 bar abgeschätzten Versagensdruckes des Sicherheitsbehälters wurde Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters angenommen. Bis zu diesem Zeitpunkt wird die Schmelzfront nur unwesentlich weiter in das Fundament eindringen. Erst nach völligem Verdampfen des Sumpfwassers setzt die Schmelze ihren Weg fort und durchdringt schließlich das Fundament.

Der mit den verwendeten Programmen und Modellen für die beiden Kernschmelzunfälle berechnete bzw. abgeschätzte zeitliche Verlauf ist in Tabelle F7, 6-1 zusammengefaßt. Die während des je-

Phase	V o r g a n g	Zeit nach Eintritt des doppelendigen Bruches [Stunden]	
		Kernschmelzfall	
		1	2
0	Ausfall der Notkühlung	0,3	0
1	Beginn des Kernschmelzens	1,1	0,6
	Ende des Kernschmelzens, Absturz des Kerns in das untere Plenum, Zeitpunkt einer eventuellen Dampfexplosion	1,4	0,9
2	Ende der Restwasserverdampfung	1,9	1,3
3	Durchschmelzen des RDB, Absturz der Schmelze in die Reaktorgrube	2,2	1,6
4	Durchschmelzen der inneren Abschirmung, Kontakt Schmelze - Sumpfwasser	4,4	3,7
	Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters	28	23
	Versagen des Gebäudefundaments	~ 100	~ 100

Fall 1: Ausfall des Not- und Nachkühlsystems bei Umschaltung auf Sumpfwälzbetrieb

Fall 2: Ausfall aller aktiven Sicherheitssysteme (Niederdruck-Einspeisesysteme)

Tab. F7, 6-1:

Ergebnisse der Modelluntersuchungen zum zeitlichen Ablauf der betrachteten Kernschmelzunfälle

weiligen Unfallablaufes in die Sicherheitsbehälteratmosphäre freigesetzten Massen- und Energieströme sind in den Tabellen F7, 6-2 und -3 aufgeführt. Den entsprechenden Rechnungen liegt die Nachzerfallswärme nach ANS-Standard (1973) zugrunde.

Die Ergebnisse zum zeitlichen Verlauf der Kernschmelzunfälle und zu den resultierenden Massen- und Energieströmen in die Si-

Phase	Zeit [min]	\dot{m}_{H_2O} [kg/s]	T_{H_2O} [°C]	\dot{m}_{H_2} [kg/s]	\dot{Q}_{NW} [MW]
0	19	0	120 (p=2 bar)	0	0
1	19	34,8	120	0	0
	42	20,6	120	0	0
	55	5,4	550	0	0
	58	2,5	660	0	0
	83	0	(2 200)	0,89	17,0
2	83	18,3	120	0	17,0
	117	18,3	120	0	15,6
3	117	0	-	0	15,6
	132	0	-	0	15,3
4	132	0	1 300	0,11	15,3
	150	0	1 300	0,10	14,7
	183	0	1 300	0,10	14,0
	217	0	1 300	0,091	13,4
	263	0	1 300	0,091	12,8
	263	13,0	120	0	12,8
	500	11,2	120	0	10,9
	833	9,6	120	0	9,6
	1 667	8,4	120	0	8,1
	5 750	7,8	120	0	6,8

Phaseneinteilung:

- 0: Ausgangsbedingung zum Kernschmelzen
- 1: Kernabschmelzen
- 2: Restwasserverdampfung
- 3: Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters
- 4: Wechselwirkung Schmelze/Beton und Sumpfwasserverdampfung

Bedeutung der Symbole:

- \dot{m}_{H_2O} : Massenstrom des verdampften Wassers
- T_{H_2O} : Temperatur des verdampften Wassers
- \dot{m}_{H_2} : Massenstrom des entstehenden Wasserstoffs
- \dot{Q}_{NW} : Nachwärmeleistung flüchtiger Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter

Tab. F7, 6-2:

Massen- und Energieströme in die Sicherheitsbehälteratmosphäre für Kernschmelzfall 1

Phase	Zeit [min]	\dot{m}_{H_2O} [kg/s]	T_{H_2O} [°C]	\dot{m}_{H_2} [kg/s]	\dot{Q}_{NW} [MW]
0	1,7	0	140 (p=3,7 bar)	0	0
1	1,7	45,0	140	0	0
	17	24,2	140	0	0
	32	5,1	650	0	0
	52	0	(2 200)	1,54	18,9
2	52	21,5	140	0	18,9
	80	21,5	140	0	17,2
3	80	0	-	0	17,2
	95	0	-	0	16,5
4	95	0	1 300	0,12	16,5
	132	0	1 300	0,11	15,3
	150	0	1 300	0,11	14,7
	183	0	1 300	0,10	14,0
	220	0	1 300	0,10	13,3
	220	15,4	140	0	13,3
	500	11,4	140	0	10,9
	833	9,8	140	0	9,6
	1 667	8,6	140	0	8,1
	5 750	8,0	140	0	6,8

Phaseneinteilung:

- 0: Ausgangsbedingung zum Kernschmelzen
- 1: Kernabschmelzen
- 2: Restwasserverdampfung
- 3: Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters
- 4: Wechselwirkung Schmelze/Beton und Sumpfwasserverdampfung

Bedeutung der Symbole:

- \dot{m}_{H_2O} : Massenstrom des verdampften Wassers
- T_{H_2O} : Temperatur des verdampften Wassers
- \dot{m}_{H_2} : Massenstrom des entstehenden Wasserstoffs
- \dot{Q}_{NW} : Nachwärmeleistung flüchtiger Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter

Tab. F7, 6-3:

Massen- und Energieströme in die Sicherheitsbehälteratmosphäre für Kernschmelzfall 2

cherheitsbehälteratmosphäre stellen die wesentlichen Eingangsgrößen für die Untersuchungen zum Verhalten des Sicherheitsbehälters und zur Spaltproduktfreisetzung dar.

6.3 Verhalten des Sicherheitsbehälters

Der Sicherheitsbehälter stellt die letzte Barriere zur Rückhaltung von Spaltprodukten dar. Bei Störfällen, die zu einer Freisetzung von Spaltprodukten in den Sicherheitsbehälter führen, ist seine Dichtheit ausschlaggebend dafür, ob und in welchem Ausmaß Spaltprodukte aus der Anlage entweichen können. Die im Rahmen der Studie durchgeführten Untersuchungen konzentrieren sich weitgehend auf das Verhalten des Sicherheitsbehälters bei Kernschmelzunfällen, da es nur in einem solchen Fall zu einer erheblichen Freisetzung von Spaltprodukten in den Sicherheitsbehälter kommt. Ergänzend wurden auch beherrschte Kühlmittelverluststörfälle betrachtet.

Die Untersuchungen zum Verhalten des Sicherheitsbehälters bei Störfällen oder Unfällen haben im wesentlichen die folgenden Aufgaben:

- Bestimmung möglicher Versagensarten des Sicherheitsbehälters,
- Bestimmung des zeitlichen Verlaufes der thermodynamischen Größen im Sicherheitsbehälter für die betrachteten Ereignisabläufe und die verschiedenen Versagensarten des Sicherheitsbehälters.

Ein Versagen des Sicherheitsbehälters kann zwei prinzipiell unterschiedliche Ursachen haben:

- Zum einen können Ausfälle, etwa in den Abschlußorganen von Sicherheitsbehälter-Durchführungen, das Versagen des Sicherheitsbehälterabschlusses und damit eine Undichtigkeit des Sicherheitsbehälters bewirken (Leckage des Sicherheitsbehälters).
- Zum anderen ist es denkbar, daß verschiedene Belastungen des Sicherheitsbehälters, die bei einem Kernschmelzunfall auftreten,

ten, zum Versagen des Sicherheitsbehälters führen. Aus den Untersuchungen zum Kernschmelzen lassen sich hier in Anlehnung an WASH-1400 folgende Versagensmöglichkeiten des Sicherheitsbehälters ableiten:

- Überdruckversagen aufgrund stetigen Druckaufbaus durch Dampf- oder Gasproduktion innerhalb des Sicherheitsbehälters,
- mechanische Zerstörung infolge von Dampfexplosion, Wasserstoffexplosion oder Durchschmelzen des Fundaments.

Das Auftreten von Leckagen des Sicherheitsbehälters bei Störfällen oder Unfällen ist mit Hilfe der Zuverlässigkeitsanalyse eingehend untersucht und mit Wahrscheinlichkeiten bewertet worden. Das Spektrum möglicher Leckagen des Sicherheitsbehälters wird in der Studie durch die folgenden 3 Bereiche abgedeckt:

- große Leckage des Sicherheitsbehälters, repräsentiert durch ein Leck mit einem Durchmesser von 300 mm (Bezeichnung: β_1),
- mittlere Leckage des Sicherheitsbehälters, repräsentiert durch ein Leck mit einem Durchmesser von 80 mm (Bezeichnung: β_2),
- kleine Leckage des Sicherheitsbehälters, repräsentiert durch ein Leck mit einem Durchmesser von 25 mm (Bezeichnung: β_3).

Für Ereignisabläufe, bei denen man eine Leckage des Sicherheitsbehälters annimmt, wird das entsprechende Leck jeweils ab Störfalleintritt zugrunde gelegt.

Bei Kühlmittelverluststörfällen, die von Sicherheitssystemen beherrscht werden, wird das Versagen des Sicherheitsbehälters durch Leckage als die einzig mögliche Versagensart berücksichtigt.

Die Untersuchungen zum Druckaufbau im Sicherheitsbehälter wurden mit dem Rechenprogramm CONDRU durchgeführt. Eine Reihe von Randbedingungen für die Rechnungen ergibt sich aus dem Ereignisablauf selbst, insbesondere aus den Ergebnissen der Untersuchungen zum Kernschmelzablauf. Die Beschreibung der Kernschmelzunfälle ist aufgrund der verschiedenen möglichen Annah-

men zu den einzelnen Phasen des Unfallablaufes mit erheblichen Unsicherheiten behaftet. Um die für den Druckaufbau im Sicherheitsbehälter ungünstigsten Randbedingungen zu ermitteln, sind umfangreiche Parameterstudien durchgeführt worden. Die Annahmen, die hinsichtlich des Sicherheitsbehälters zu den ungünstigsten Ergebnissen führen, wurden der Beschreibung der Kernschmelzabläufe und den Untersuchungen zum Verhalten des Sicherheitsbehälters zugrunde gelegt. Im wesentlichen sind dies:

- doppelendiger Bruch einer heißen Hauptkühlmittelleitung,
- unmittelbar in den Sicherheitsbehälter stattfindende Freisetzung und Verbrennung des durch Oxidation des Hüllrohrwerkstoffes entstehenden Wasserstoffs,
- Freisetzung und Verbrennung des bei der Wechselwirkung Schmelze/Beton gebildeten Wasserstoffs und
- Verwendung der beim Kontakt der Schmelze mit dem Sumpfwasser anfallenden Nachzerfallswärme nicht zum weiteren Aufschmelzen der Betonstrukturen, sondern nur zur Dampfproduktion.

Die Rechnungen zum Druckaufbau im Sicherheitsbehälter liefern für die betrachteten Kernschmelzunfälle folgende Ergebnisse:

- Bei dichtem Sicherheitsbehälter führen beide Kernschmelzunfälle bei pessimistischer Betrachtung nach etwa einem Tag zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters.
- Nimmt man zusätzlich zum Kernschmelzen eine kleine Leckage des Sicherheitsbehälters an, so kommt es in beiden Fällen ebenfalls, wenn auch etwas später, zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters.
- Bei mittlerer Leckage des Sicherheitsbehälters führt nur noch der Kernschmelzfall 1 zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters. Beim Kernschmelzfall 2 wird der Versagensdruck des Sicherheitsbehälters nicht mehr erreicht.
- Bei großer Leckage des Sicherheitsbehälters bleibt der Druck im Sicherheitsbehälter so gering, daß ein Überdruckversagen nicht möglich ist.

Dabei wird das Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters unterstellt, sobald der in der Studie verwendete Versagensdruck

des Sicherheitsbehälters von 8,5 bar überschritten wird. Für die Rechnungen wurde dann von einer plötzlichen großen Öffnung in der Sicherheitshülle (Leckgröße: 1 m²) ausgegangen. Diese Leckgröße ist aus praktischen Gründen vorteilhaft für die Rechnungen. Die Auswirkungen unterscheiden sich nicht von denen größerer Lecks im Sicherheitsbehälter.

Der Versagensdruck des Sicherheitsbehälters ist nach verschiedenen Methoden abgeschätzt worden. Der in der Studie verwendete Wert von 8,5 bar orientiert sich am kleinsten der ermittelten Werte.

Wie bereits in Abschnitt 6.2 ausgeführt, wird in der Studie die Möglichkeit einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter, die den Reaktordruckbehälter und als Folge den Sicherheitsbehälter zerstört, als pessimistischer Grenzfall berücksichtigt. Wie beim Überdruckversagen wird auch bei einer Dampfexplosion ein plötzliches Leck im Sicherheitsbehälter von 1 m² Größe angenommen.

In zwei Phasen eines Kernschmelzunfalles wird aufgrund chemischer Prozesse Wasserstoff gebildet und in den Sicherheitsbehälter freigesetzt. Sollte dieser Wasserstoff nicht verbrennen, so besteht die Möglichkeit, daß er sich im Sicherheitsbehälter bis zur unteren Explosionsgrenze anreichert. Es könnte dann zu einer Wasserstoffexplosion kommen. In Anlehnung an die Ausführungen zur H₂-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 der Phase B der Studie noch geprüft werden.

Die Überlegungen zum Ablauf von Kernschmelzunfällen haben gezeigt, daß frühestens einige Tage nach Störfalleintritt damit gerechnet werden muß, daß der geschmolzene Reaktorkern das Fundament des Sicherheitsbehälters durchschmilzt. Auf der anderen Seite ergeben die Untersuchungen zum Verhalten des Sicherheitsbehälters, daß es unter den getroffenen Annahmen bei der deutschen Referenzanlage vor dem Durchschmelzen des Fundaments stets auf andere Art zum Versagen des Sicherheitsbehälters und

damit verbunden zu einer atmosphärischen Freisetzung von Spaltprodukten kommt. Wenn weder eine Leckage des Sicherheitsbehälters noch eine Dampfexplosion angenommen wird, tritt vor dem Durchschmelzen des Fundaments Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters ein.

In WASH-1400 wurde angenommen, daß ein Versagen des Sicherheitsbehälters mit einer Aktivitätsfreisetzung in die Atmosphäre gravierendere Auswirkungen hat als ein Durchschmelzen des Betonfundaments und die damit verbundene Aktivitätsfreisetzung ins Erdreich. Versagt vor Durchschmelzen des Fundaments der Sicherheitsbehälter und kommt es damit zu einer Aktivitätsfreisetzung in die Atmosphäre, so wird in WASH-1400 die Freisetzung in das Erdreich nicht weiter betrachtet. Dieses Vorgehen wurde für die Phase A der deutschen Studie aus WASH-1400 übernommen. Entsprechend wird die Versagensart des Sicherheitsbehälters "Durchschmelzen des Betonfundaments" für die weiteren Untersuchungen zur Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage nicht mehr weiter verfolgt.

Für die Kernschmelzfälle 1 und 2 wurden jeweils zu allen betrachteten Versagensarten des Sicherheitsbehälters die thermodynamischen Größen im Sicherheitsbehälter berechnet. Im einzelnen sind dies:

- Druck im Sicherheitsbehälter,
- Temperatur der Sicherheitsbehälteratmosphäre,
- Temperaturdifferenz zwischen der Sicherheitsbehälteratmosphäre und den Strukturoberflächen und
- Ausströmraten aus dem Sicherheitsbehälter.

Zum beherrschten Kühlmittelverluststörfall "großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung" wurden nur der dichte Sicherheitsbehälter und die große Sicherheitsbehälterleckage betrachtet. Bild F7, 6-1 zeigt zu diesen beiden Fällen den zeitlichen Verlauf des Druckes im Sicherheitsbehälter. In den Bildern F7, 6-2 bis -4 sind die entsprechenden Druckverläufe für den Kernschmelzfall 1 und die verschiedenen Versagensarten des Sicherheitsbehälters dargestellt. Tabelle F7, 6-4 faßt die Ergebnisse aller durchgeführten Rechnungen zusammen.

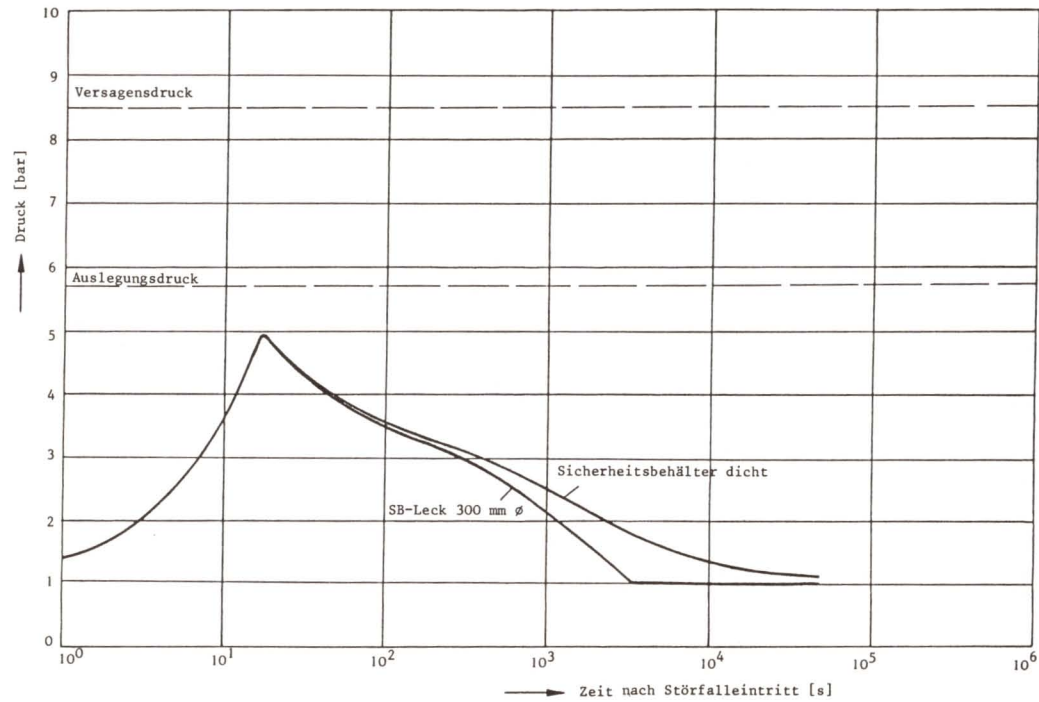
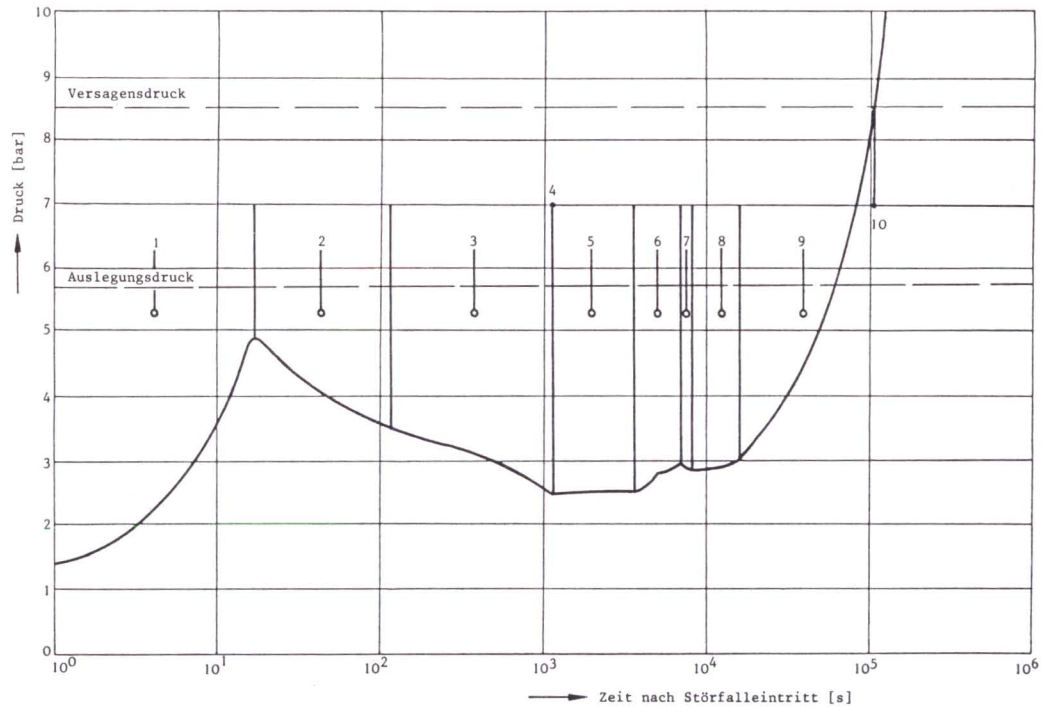


Bild F7, 6-1:

Druckverlauf im Sicherheitsbehälter für den beherrschten doppelendigen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung



- 1 Ausströmphase des Reaktorkühlkreislaufrs
- 2 Wiederauffüllen und Fluten des Reaktordruckbehälters
- 3 Niederdruckeinspeisung aus den Flutbehältern
- 4 Umschaltung auf Sumpfwälztrieb (zu diesem Zeitpunkt wird beim Kernschmelzfall 1 Ausfall der Notkühlung angenommen)
- 5 Ausdampfen des Reaktordruckbehälters
- 6 Abschmelzen des Reaktorkerns, H_2 -Bildung aus der $Zr-H_2O$ -Reaktion und H_2 -Verbrennung im Sicherheitsbehälter, Restwasserverdampfung
- 7 Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters
- 8 Beginn des Aufschmelzens von Fundament und innerer Abschirmung
- 9 Verdampfung des Sumpfwassers
- 10 Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters

Bild F7, 6-2:

Druckverlauf im Sicherheitsbehälter für Kernschmelzfall 1
(Sicherheitsbehälter dicht)

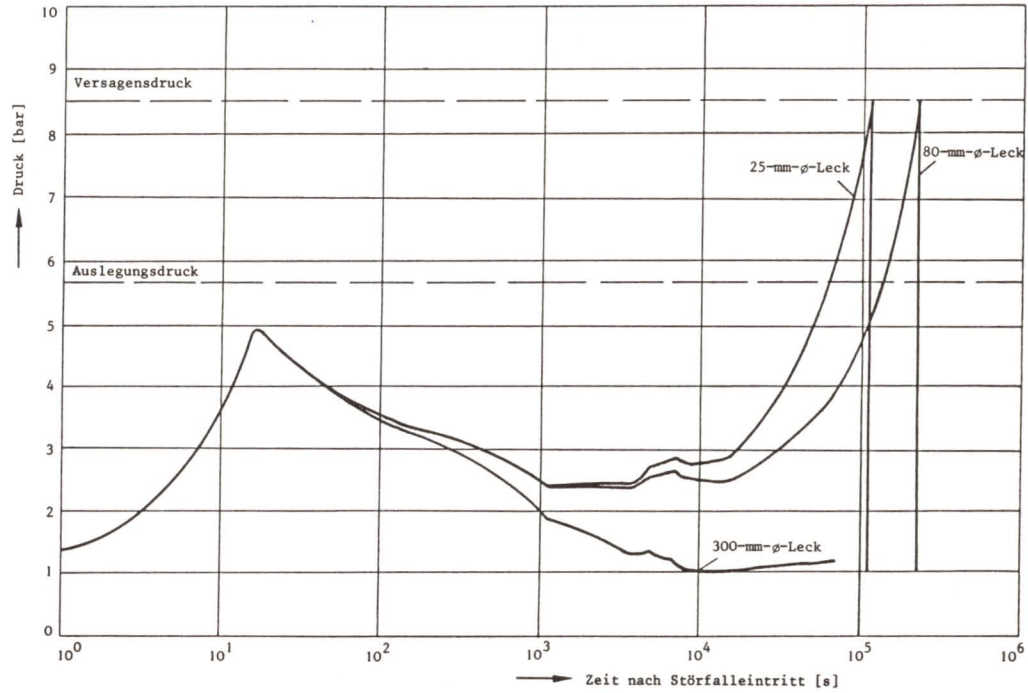


Bild F7, 6-3:

Druckverlauf im Sicherheitsbehälter für Kernschmelzfall 1 bei Annahme verschieden großer Lecks im Sicherheitsbehälter

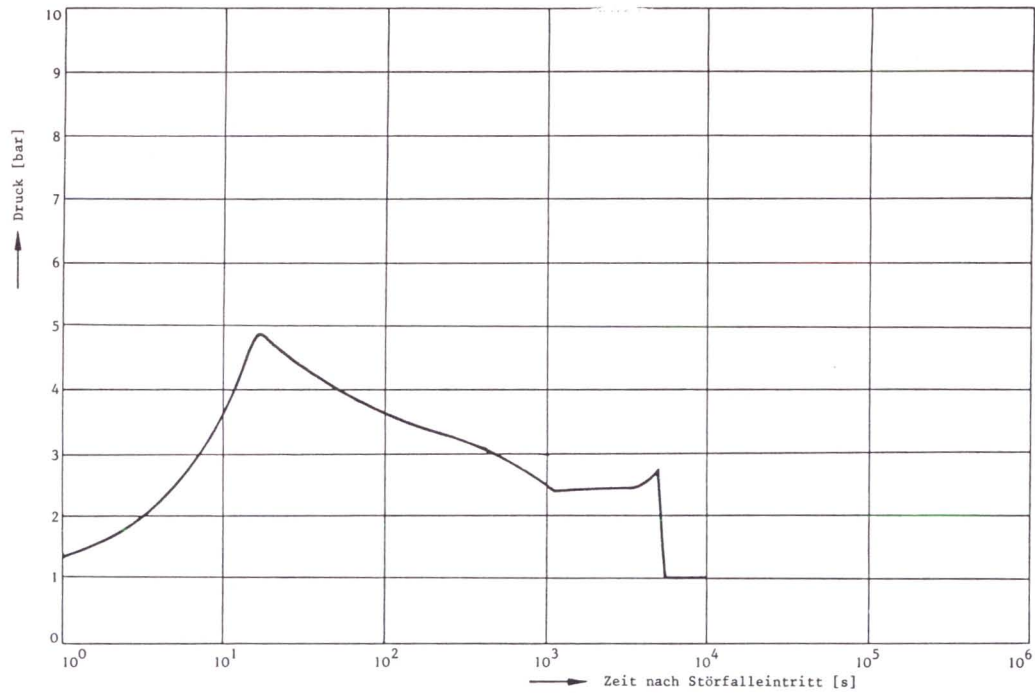


Bild F7, 6-4:

Druckverlauf im Sicherheitsbehälter für Kernschmelzfall 1 und der Versagensart Dampfexplosion

Ereignis- ablauf	Zeit [min]	Druck [bar]	Temperatur SB-Atmosphäre [°C]	Temperaturdiffe- renz SB-Atmo- sphäre Beton [°C]	Leckrate [Vol.-%·h ⁻¹]	Freisetzung bei SB-Ver- sagen [Z] ¹⁾	Bemerkung
AF-6	1	3,85	128	27,0	0,104	88	Ausfall Notkühlung Kernschmelzen Restwasserverdampfung RDB durchschmolzen Sumpfkontakt
	19	2,46	105	10,0	0,104		
	65	2,54	107	7,4	0,104		
	83	2,79	110	7,0	0,104		
	117	2,94	113	5,6	0,104		
	132	2,84	111	4,8	0,104		
	263	3,00	111	3,6	0,104		
	1 700	8,50	163	0,72	0,104		
	1 710	1,00	100	-	81,00		
	10 000	1,00	100	-	69,00		
AE-6	1	3,92	129	27,0	0,104	88	Ausfall Notkühlung Kernschmelzen Restwasserverdampfung RDB durchschmolzen Sumpfkontakt
	32	2,81	113	8,9	0,104		
	52	3,13	117	7,7	0,104		
	80	3,27	119	5,9	0,104		
	95	3,06	116	4,8	0,104		
	220	3,14	114	3,5	0,104		
	1 350	8,50	164	0,8	0,104		
	1 360	1,00	100	-	87,00		
	10 000	1,00	100	-	72,00		
	AF-β ₃	1	3,85	128	27,0		
19		2,46	105	10,0	0,68		
65		2,52	107	7,4	0,69		
83		2,78	110	7,0	0,71		
117		2,92	113	5,6	0,71		
132		2,80	111	4,7	0,71		
263		2,94	111	3,5	0,73		
1 870		8,50	166	0,52	0,83		
1 880		1,00	100	-	81,00		
10 000		1,00	100	-	69,00		
AE-β ₃	1	3,92	129	27,0	0,74	88	Ausfall Notkühlung Kernschmelzen Restwasserverdampfung RDB durchschmolzen Sumpfkontakt
	32	2,80	113	8,9	0,70		
	52	3,12	117	7,6	0,72		
	80	3,25	119	5,8	0,72		
	95	3,04	116	4,8	0,72		
	226	3,09	114	3,5	0,73		
	1 480	8,50	165	0,62	0,83		
	1 490	1,00	100	-	85,0		
	10 000	1,00	100	-	72,0		
	AF-β ₂	1	3,85	128	27,0		
19		2,42	105	9,9	7,0		
65		2,41	106	7,1	7,1		
83		2,63	109	6,6	7,2		
117		2,72	112	5,1	7,3		
132		2,59	110	4,2	7,3		
263		2,51	108	2,8	7,5		
3 780		8,50	173	0,01	8,8		
3 790		1,00	100	-	78,0		
10 000		1,00	100	-	69,0		
AE-β ₂	1	3,92	129	27,0	7,5	88	Ausfall Notkühlung Kernschmelzen Restwasserverdampfung RDB durchschmolzen Sumpfkontakt
	32	2,73	112	8,7	7,2		
	52	3,01	116	7,3	7,4		
	80	3,07	118	5,5	7,4		
	95	2,84	114	4,4	7,3		
	220	2,67	111	2,9	7,5		
	1 910	5,76	164	-	8,6		
	2 800	1,68	114	-	7,9		
	10 000	1,00	100	-	7,7		

¹⁾ freigesetzter prozentualer Anteil der Sicherheitsbehälteratmosphäre bei Versagen des Sicherheitsbehälters infolge Dampfexplosion oder Überdruck

Tab. F7, 6-4 (1):

Thermodynamische Größen im Sicherheitsbehälter (SB) und zeitabhängige Leckrate des Sicherheitsbehälters

Ereignis- ablauf	Zeit [min]	Druck [bar]	Temperatur SB-Atmosphäre [°C]	Temperaturdiffe- renz SB-Atmo- sphäre Beton [°C]	Leckrate [Vol.-%·h ⁻¹]	Freisetzung bei SB-Ver- sagen [Z] ¹⁾	Bemerkung	
AF-β ₁	1	3,80	128	27,0	106,0			
	19	1,96	101	8,1	99,0		Ausfall Notkühlung	
	65	1,37	97	3,4	92,0		Kernschmelzen	
	83	1,40	99	2,5	98,0		Restwasserverdampfung	
	117	1,25	99	1,3	88,0		RDB durchschmolzen	
	132	1,10	96	0,87	64,0		Sumpfkontakt	
	263	1,02	94	0,31	36,0			
	750	1,11	103	0,02	70,0			
	1 000	1,11	103	0,01	71,0			
	AE-β ₁	1	3,86	128	27,0	106,0		Ausfall Notkühlung
32		1,92	104	6,2	101,0		Kernschmelzen	
52		1,85	106	4,2	105,0		Restwasserverdampfung	
80		1,53	103	2,1	103,0		RDB durchschmolzen	
95		1,25	98	1,3	86,0		Sumpfkontakt	
220		1,03	94	0,45	38,0			
417		1,14	103	0,04	74,0			
1 000		1,13	103	0,02	71,0			
AF-α		1	3,86	128	27,0	0,104		
		19	2,46	105	10,0	0,104		Ausfall Notkühlung
	65	2,53	107	7,4	0,104		Kernschmelzen	
	82	2,79	110	7,0	0,104	64	Dampfexplosion	
	83	1,00	95	-	186,0			
	117	1,00	95	-	-			
	132	1,00	95	-	9,4		RDB durchschmolzen	
	263	1,00	95	-	123,0		Sumpfkontakt	
	1 000	1,00	95	-	117,0			
	AE-α	1	3,92	129	27,0	0,104		Ausfall Notkühlung
32		2,81	113	8,9	0,104		Kernschmelzen	
51		3,13	117	7,7	0,104	68	Dampfexplosion	
52		1,00	75	-	198,0			
80		1,00	75	-	-			
95		1,00	75	-	9,6		RDB durchschmolzen	
220		1,00	75	-	133,0		Sumpfkontakt	
1 000		1,00	75	-	124,0			
A-β ₁		1	3,80	128	27,0	106,0		
		10	2,57	111	12,0	101,0		
	19	1,96	101	8,1	99,0			
	42	1,31	89	4,6	84,0			
	63	1,01	81	3,1	10,0			
	64	1,00	81	3,1	-			
A	1	3,85	128	27,0	0,104			
	19	2,46	105	10,0	0,104			
	73	1,71	83	5,4	0,104			
	167	1,40	68	3,0	0,064			
	833	1,16	49	0,99	0,031			
	5 000	1,03	38	-	0,014			
	10 000	1,00	30	-	0,010			

¹⁾ freigesetzter prozentualer Anteil der Sicherheitsbehälteratmosphäre bei Versagen des Sicherheitsbehälters infolge Dampfexplosion oder Überdruck

Tab. F7, 6-4 (2):

Thermodynamische Größen im Sicherheitsbehälter (SB) und zeitabhängige Leckrate des Sicherheitsbehälters

6.4 Ereignisablaufanalyse für das Versagen des Sicherheitsbehälters

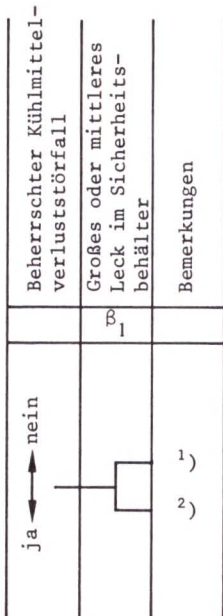
Ähnlich dem Vorgehen bei den anlagentechnischen Untersuchungen wurden in WASH-1400 die Ergebnisse der Betrachtungen zu den verschiedenen Versagensmöglichkeiten des Sicherheitsbehälters in einem Ereignisablaufdiagramm (containment event tree) zusammengefaßt. Dies wurde trotz einiger Schwierigkeiten, die sich dabei ergeben, auch für die vorliegende Studie durchgeführt. Aus Gründen der Übersichtlichkeit werden die Ereignisablaufdiagramme zum Versagen des Sicherheitsbehälters getrennt für beherrschte Kühlmittelverluststörfälle und für Kernschmelzunfälle ausgewiesen.

● Ereignisablaufdiagramm zum Versagen des Sicherheitsbehälters für beherrschte Kühlmittelverluststörfälle

Bei einem Kühlmittelverluststörfall, der durch die Betriebs- und Sicherheitssysteme beherrscht wird, ist die einzig mögliche Versagensart des Sicherheitsbehälters die Leckage. Aufgrund der im Vergleich zu Kernschmelzunfällen geringen Freisetzung von Spaltprodukten in den Sicherheitsbehälter wurden vereinfachend nur große und mittlere Leckagen des Sicherheitsbehälters unterstellt. Diese beiden Versagensarten des Sicherheitsbehälters wurden für die weiteren Untersuchungen zu einer einzigen Versagensart zusammengefaßt, die bezüglich der Freisetzung durch ein großes Leck im Sicherheitsbehälter (300 mm Ø) repräsentiert wird. Eine Rückhaltewirkung der Betonabschirmung wurde pessimistisch nicht berücksichtigt, da die Leckrate aus dem Sicherheitsbehälter für eine Zeitspanne von mehr als 1 Stunde erheblich über der Kapazität der Ringraumabsaugung liegt und damit unkontrollierte Leckage aus dem Ringraum zu erwarten ist. Es wurde angenommen, daß die Leckage unmittelbar ins Freie führt und die Freisetzung bodennah erfolgt. Die Wahrscheinlichkeit dieser Versagensart des Sicherheitsbehälters berechnet sich als Summe der Wahrscheinlichkeiten für mittlere und große Lecks im Sicherheitsbehälter.

Bei intaktem Sicherheitsbehälter wurde, in Analogie zu WASH-1400, pessimistisch eine gegenüber der Auslegungsleckage des Sicherheitsbehälters von 0,25 Vol.-% pro Tag erhöhte Leckrate verwendet. Für Drücke im Sicherheitsbehälter größer 1,7 bar (kritische Ausströmung) wurde mit einer konstanten Leckrate von 2,5 Vol.-% pro Tag, d.h. 10facher Auslegungsleckage, gerechnet. Bei einem Innendruck von 1 bar wurde die Auslegungsleckage angenommen, dazwischen linear interpoliert. Betonabschirmung, Ringraumabsaugung und Störfallfilter wurden bei intaktem Sicherheitsbehälter ebenfalls als intakt angenommen. Das heißt, Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter werden von der Ringraumabsaugung erfaßt und kontrolliert über die Störfallfilter und den Kamin abgegeben.

Das Ereignisablaufdiagramm zum Versagen des Sicherheitsbehälters für beherrschte Kühlmittelverluststörfälle ist in Bild F7, 6-5 dargestellt. Es weist nur eine Verzweigung auf.



Bemerkungen:

- 1) Pessimistisch wird eine erhöhte Leckage des Sicherheitsbehälters (\leq 10fache Auslegungsleckage, siehe Text) verwendet. Betonabschirmung, Ringraumabsaugung und Störfallfilter werden als funktionsfähig angenommen.
- 2) Eine Rückhaltewirkung von Betonabschirmung, Ringraumabsaugung und Störfallfilter wird in diesem Fall nicht berücksichtigt.

Bild F7, 6-5:

Ereignisablaufdiagramm zum Versagen des Sicherheitsbehälters für beherrschte Kühlmittelverluststörfälle

● Ereignisablaufdiagramm zum Versagen des Sicherheitsbehälters für Kernschmelzunfälle

In der Phase A der deutschen Risikostudie wurden bei Kernschmelzunfällen folgende Versagensarten des Sicherheitsbehälters berücksichtigt:

- Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters,
- Leckagen des Sicherheitsbehälters, unterteilt in
 - kleine Leckage des Sicherheitsbehälters,
 - mittlere Leckage des Sicherheitsbehälters,
 - große Leckage des Sicherheitsbehälters,
- Versagen des Sicherheitsbehälters als Folge einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter.

Das Ereignisablaufdiagramm zum Versagen des Sicherheitsbehälters bei Kernschmelzunfällen ist in Bild F7, 6-6 dargestellt. In diesem Bild bzw. in den zugehörigen Erläuterungen sind außerdem die Abhängigkeiten zwischen den verschiedenen Versagensarten des Sicherheitsbehälters und die im einzelnen getroffenen Annahmen zusammengestellt.

Solange der Sicherheitsbehälter intakt ist, wurde pessimistisch mit einer gegenüber der Auslegungsleckage des Sicherheitsbehälters erhöhten Leckrate gerechnet. Im einzelnen gelten die Annahmen, die bereits für das Ereignisablaufdiagramm zum Versagen des Sicherheitsbehälters bei beherrschten Kühlmittelverluststörfällen erläutert wurden.

Wird ein Versagen des Sicherheitsbehälters angenommen, so wird keine Rückhaltewirkung von Betonabschirmung, Ringraumabsaugung und Störfallfiltern mehr berücksichtigt. Bei großen oder mittleren Lecks im Sicherheitsbehälter liegt die Leckrate aus dem Sicherheitsbehälter erheblich über der Kapazität der Ringraumabsaugung, so daß mit unkontrollierten Leckagen aus dem Ringraum gerechnet werden muß. Für kleine Lecks im Sicherheitsbehälter trifft dies zwar nicht zu, jedoch reicht in diesem Fall die Kapazität der Störfallfilter für die anfallenden Spaltprodukte nicht aus. Das heißt, auch hier kann keine Rückhaltewirkung angenommen werden. Bei Versagen des Sicherheitsbehälters

wird unterstellt, daß Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter bodennah und unmittelbar ins Freie erfolgen. Auch bei einem Leck im Sicherheitsbehälter, das infolge eines Ausfalls des Sicherheitsbehälterabschlusses auftritt und nicht in den Ringraum führt, wird von einer bodennahen Freisetzung ausgegangen.

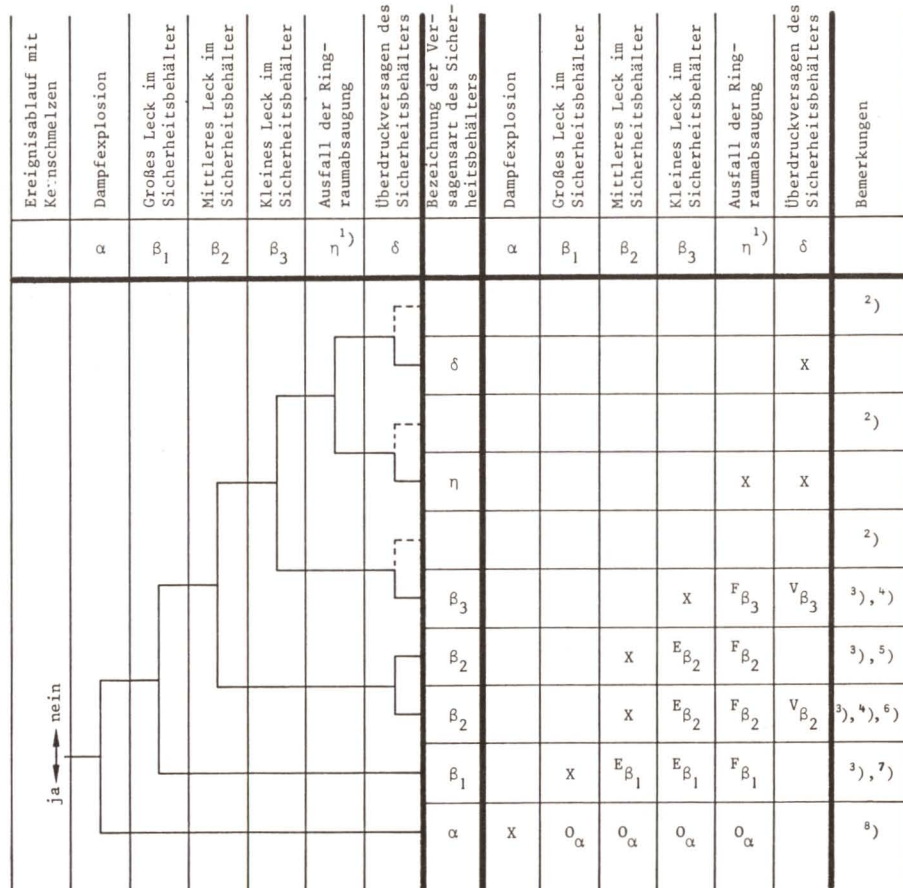
Ein wesentliches Ergebnis, das auf Basis der in der Phase A verwendeten Modelle und Randbedingungen ermittelt wurde, ist, daß es bei Kernschmelzunfällen stets zu einem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters kommt, sofern dieser nicht bereits vorher ein genügend großes Leck aufweist. Das heißt, die im Ereignisablaufdiagramm gestrichelt eingezeichneten Verzweigungen sind im Rahmen der Ergebnisse der Phase A nicht möglich. Sie wurden trotzdem in das Ereignisablaufdiagramm aufgenommen, weil sie zukünftig, z.B. bei Verwendung genauerer Modelle oder bei Berücksichtigung denkbarer zusätzlicher Maßnahmen zur Wärmeabfuhr aus dem Sicherheitsbehälter, reale Verzweigungen darstellen könnten.

6.5 Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage

In Phase A konzentrierten sich die Untersuchungen zur Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage weitgehend auf Ereignisabläufe mit Freisetzungen aus dem Reaktorkern. Denkbare Freisetzungen aus anderen Aktivitätsquellen wurden meist qualitativ behandelt.

Die Untersuchungen zur Spaltproduktfreisetzung lassen sich in folgende Teilaufgaben untergliedern:

- Bestimmung des vorhandenen Spaltproduktinventars,
- Ermittlung der primären Spaltproduktfreisetzung aus den einzelnen Aktivitätsquellen für alle Ereignisabläufe, die zu einer Spaltproduktfreisetzung aus der jeweiligen Aktivitätsquelle führen können,
- Berechnung von Spaltprodukttransport und -ablagerung innerhalb der Anlage,
- Ermittlung der Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage.



Abkürzungen:

- X - Versagensart des Sicherheitsbehälters
- E_N - Versagensart des Sicherheitsbehälters wird physikalisch durch die Auswirkungen der Versagensart "N" abgedeckt und deshalb nicht mehr berücksichtigt.
- F_N - Versagensart des Sicherheitsbehälters tritt als Folge der Versagensart "N" ein.
- O_N - Versagensart ist ohne Bedeutung aufgrund der Versagensart "N".
- V_N - Versagensart des Sicherheitsbehälters tritt als Folge der Versagensart "N" verzögert ein.

Bild F7, 6-6:

Ereignisablaufdiagramm zum Versagen des Sicherheitsbehälters für Kernschmelzunfälle

Bemerkungen:

- 1) Unter "Ausfall der Ringraumabsaugung" wird der Ausfall der Betonabschirmung (Undichtigkeit) oder der Ringraumabsaugung bzw. der Störfallfilter zusammengefaßt. Pessimistisch wird bei "Ausfall der Ringraumabsaugung" angenommen, daß eventuelle Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter unmittelbar ins Freie gelangen.
- 2) Dieser Ereignisablauf ist nicht möglich. Bei Kernschmelzen ist immer mit einem späten Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters zu rechnen, wenn kein Leck oder wenn ein kleines Leck im Sicherheitsbehälter vorliegt.
- 3) Liegt ein Leck im Sicherheitsbehälter vor, so ist mit einem Folgeausfall der Ringraumabsaugung bzw. der zugehörigen Störfallfilter zu rechnen.
- 4) Das Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters tritt aufgrund des Lecks im Sicherheitsbehälter verzögert auf.
- 5) Dieser Ereignisablauf gilt nur für Kernschmelzfall 2, da bei diesem und mittlerem Leck im Sicherheitsbehälter der Sumpf aufgrund des geringen Wasserinventars verdampft ist, bevor der Versagensdruck des Sicherheitsbehälters erreicht wird.
- 6) Dieser Ereignisablauf gilt nur für Kernschmelzfall 1. Bei diesem kommt es in Verbindung mit einem mittleren Leck im Sicherheitsbehälter zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters.
- 7) Liegt ein großes Leck im Sicherheitsbehälter vor, so kommt es zu keinem nennenswerten Druckaufbau im Sicherheitsbehälter. Ein spätes Überdruckversagen ist daher ausgeschlossen.
- 8) Unter diesem Ereignisablauf wird der pessimistische Grenzfall einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter verstanden, die zum Versagen des Reaktordruckbehälters und als Folge zum Versagen des Sicherheitsbehälters führt. Für diesen Ereignisablauf sind die Versagensarten β_1 , β_2 , β_3 , η und δ ohne Bedeutung.

Die Darstellung der Ergebnisse, insbesondere zu den Kernschmelzunfällen, orientiert sich an diesen Arbeitsschritten.

● Vorhandenes Spaltproduktinventar

Die im Kernkraftwerk vorhandenen Spaltprodukte konzentrieren sich weitgehend auf den Reaktorkern und das Brennelement-Lagerbecken. Daneben befinden sich in geringerem Umfang noch Spaltprodukte in einer Reihe von Komponenten und Anlagenteilen, die hauptsächlich im Hilfsanlagengebäude angeordnet sind.

Das Aktivitätsinventar im Reaktorkern wurde mit dem Rechenprogramm ORIGEN bestimmt. Ausgegangen wurde dabei von einem mittleren Abbrand von 10 000, 19 600 und 33 500 Mwd/t Uran für die jeweiligen Kernregionen. Dies entspricht dem maximalen Abbrand am Ende einer Betriebsperiode. Tabelle F7, 6-5 enthält das unter dieser Voraussetzung berechnete Kerninventar. Wie in WASH-1400 wurden nur die 54 Nuklide ausgewiesen, die aufgrund ihrer Halbwertszeit und ihrer radiologischen Eigenschaften besonders wichtig sind. Diese 54 Nuklide wurden in den weiteren Rechnungen berücksichtigt. Dadurch wurde sichergestellt, daß die Hauptbeiträge bei der Ermittlung der Strahlenexpositionen erfaßt sind.

Zur Beurteilung von Störfällen, die das Brennelement-Lagerbecken betreffen oder die bei der Handhabung von Brennelementen auftreten können, wurde mit ORIGEN das Nuklidinventar abgebrannter Brennelemente aus der Kernregion mit dem mittleren Höchstabbrand von 33 500 Mwd/t Uran für verschiedene Abklingzeiten bestimmt. Als Abklingzeiten wurden 3 Tage als frühester Zeitpunkt einer Kernentladung, 5,6 Tage bis zur vollständigen Entladung des Kerns ins Brennelement-Lagerbecken, 180 Tage als frühester Zeitpunkt des Abtransports abgebrannter Brennelemente und 240 Tage als mittlere Abklingzeit im Brennelement-Lagerbecken angesetzt. Das für diese Abklingzeiten berechnete Nuklidinventar eines Brennelementes ist in Tabelle F7, 6-6 angegeben. Aus der Anzahl der bei einem Störfall betroffenen Brennelemente und der zugehörigen Abklingzeit folgt damit sofort das jeweils zu betrachtende Nuklidinventar.

Nuklid	Halbwertszeit [Tage]	Kerninventar [Curie]
Co-58	7,1 E + 01	1,27 E + 06
Co-60	1,9 E + 03	9,63 E + 05
Kr-85m	1,8 E - 01	2,70 E + 07
Kr-85	3,9 E + 03	7,92 E + 05
Rb-86	1,9 E + 01	3,73 E + 04
Kr-87	5,3 E - 02	5,26 E + 07
Kr-88	1,2 E - 01	7,64 E + 07
Sr-89	5,2 E + 01	1,05 E + 08
Sr-90	1,1 E + 04	5,30 E + 06
Y-90	2,7 E + 00	5,72 E + 06
Sr-91	4,0 E - 01	1,28 E + 08
Y-91	5,9 E + 01	1,33 E + 08
Zr-95	6,5 E + 01	1,78 E + 08
Nb-95	3,5 E + 01	1,76 E + 08
Zr-97	7,1 E - 01	1,76 E + 08
Mo-99	2,8 E + 00	1,91 E + 08
Tc-99m	2,5 E - 01	1,66 E + 08
Ru-103	3,9 E + 01	1,37 E + 08
Ru-105	1,8 E - 01	9,79 E + 07
Rh-105	1,5 E + 00	6,59 E + 07
Ru-106	3,7 E + 02	3,96 E + 07
Sb-127	3,9 E + 00	7,93 E + 06
Te-127m	1,1 E + 02	1,51 E + 06
Te-127	3,9 E - 01	7,68 E + 06
Sb-129	1,8 E - 01	4,13 E + 07
Te-129m	3,4 E - 01	6,58 E + 06
Te-129	4,8 E - 02	3,91 E + 07
Te-131m	1,2 E + 00	1,56 E + 07
J-131	8,0 E + 00	1,04 E + 08
Te-132	3,2 E + 00	1,45 E + 08
J-132	9,6 E - 02	1,50 E + 08
J-133	8,7 E - 01	2,02 E + 08
Xe-133	5,3 E + 00	1,99 E + 08
J-134	3,7 E - 02	2,32 E + 08
Cs-134	7,5 E + 02	1,38 E + 07
J-135	2,8 E - 01	1,81 E + 08
Xe-135	3,8 E - 01	4,07 E + 07
Cs-136	1,3 E + 01	4,51 E + 06
Cs-137	1,1 E + 04	7,06 E + 06
Ba-140	1,3 E + 01	1,86 E + 08
La-140	1,7 E + 00	1,93 E + 08
Ce-141	3,2 E + 01	1,80 E + 08
Ce-143	1,4 E + 00	1,59 E + 08
Pr-143	1,4 E + 01	1,55 E + 08
Ce-144	2,8 E + 02	1,09 E + 08
Nd-147	1,1 E + 01	7,32 E + 07
Pu-238	3,2 E + 04	1,27 E + 05
Pu-239	8,9 E + 06	2,89 E + 04
Np-239	2,3 E + 00	2,14 E + 09
Pu-240	2,4 E + 06	3,22 E + 04
Pu-241	5,3 E + 03	6,04 E + 06
Am-241	1,5 E + 05	3,54 E + 03
Cm-242	1,6 E + 02	1,42 E + 06
Cm-244	6,6 E + 03	1,15 E + 05

Kerninventar-Abbrand: 10 000, 19 600, 33 500 Mwd/t Uran

Tab. F7, 6-5:

Kerninventar zum Zeitpunkt des Störfalleintritts

Nuklid	Nuklidinventar [Curie] ¹⁾				
	0,0 d ²⁾	3,0 d	5,6 d	180,0 d	240,0 d
Kr-85m	1,31 E + 05	1,57 E + 00	7,55 E - 05	0,0	0,0
Kr-85	6,09 E + 03	6,08 E + 03	6,08 E + 03	5,90 E + 03	5,84 E + 03
Rb-86	3,57 E + 02	3,20 E + 02	2,90 E + 02	4,58 E - 01	4,96 E - 02
Kr-87	2,50 E + 05	1,96 E - 12	1,96 E - 27	0,0	0,0
Kr-88	3,67 E + 05	6,68 E - 03	1,09 E - 09	0,0	0,0
Sr-89	5,06 E + 05	4,86 E + 05	4,69 E + 05	4,59 E + 04	2,06 E + 04
Sr-90	4,11 E + 04	4,11 E + 04	4,10 E + 04	4,06 E + 04	4,04 E + 04
Y-90	4,32 E + 04	4,21 E + 04	4,16 E + 04	4,06 E + 04	4,04 E + 04
Sr-91	6,27 E + 05	3,60 E + 03	3,91 E + 01	0,0	0,0
Y-91	6,65 E + 05	6,46 E + 05	6,26 E + 05	8,02 E + 04	3,95 E + 04
Zr-95	9,87 E + 05	9,56 E + 05	9,30 E + 05	1,45 E + 05	7,64 E + 04
Nb-95	9,97 E + 05	9,95 E + 05	9,93 E + 05	2,81 E + 05	1,56 E + 05
Zr-97	9,94 E + 05	5,28 E + 04	4,02 E + 03	0,0	0,0
Mo-99	1,10 E + 06	5,21 E + 05	2,71 E + 05	4,28 E - 14	1,45 E - 20
Tc-99m	9,55 E + 05	4,99 E + 05	2,60 E + 05	4,09 E - 14	1,39 E - 20
Ru-103	8,95 E + 05	8,49 E + 05	8,11 E + 05	3,83 E + 04	1,34 E + 04
Ru-105	7,08 E + 05	9,33 E + 00	4,90 E - 04	0,0	0,0
Rh-105	4,42 E + 05	1,35 E + 05	3,99 E + 04	0,0	0,0
Ru-106	3,60 E + 05	3,58 E + 05	3,57 E + 05	2,56 E + 05	2,29 E + 05
Sb-127	5,40 E + 04	3,23 E + 04	2,02 E + 04	5,74 E - 10	1,25 E - 14
Te-127m	1,12 E + 04	1,12 E + 04	1,11 E + 04	3,71 E + 03	2,53 E + 03
Te-127	5,31 E + 04	3,90 E + 04	2,84 E + 04	3,66 E + 03	2,50 E + 03
Sb-129	2,60 E + 05	3,07 E + 00	1,17 E - 04	0,0	0,0
Te-129m	4,19 E + 04	3,97 E + 04	3,76 E + 04	1,08 E + 03	3,16 E + 02
Te-129	2,46 E + 05	2,54 E + 04	2,41 E + 04	6,89 E + 02	2,03 E + 02
Te-131m	9,35 E + 04	1,80 E + 04	4,18 E + 03	0,0	0,0
J-131	6,25 E + 05	4,95 E + 05	3,96 E + 05	1,20 E - 01	6,84 E - 04
Te-132	8,58 E + 05	4,53 E + 05	2,59 E + 05	1,83 E - 11	5,06 E - 17
J-132	8,87 E + 05	4,67 E + 05	2,66 E + 05	1,88 E - 11	5,21 E - 17
J-133	1,16 E + 06	1,11 E + 05	1,39 E + 04	0,0	0,0
Xe-133	1,16 E + 06	9,21 E + 05	6,68 E + 05	7,42 E - 05	2,77 E - 08
J-134	1,31 E + 06	0,0	0,0	0,0	0,0
Cs-134	1,48 E + 05	1,48 E + 05	1,48 E + 05	1,26 E + 05	1,19 E + 05
J-135	1,02 E + 06	5,96 E + 02	8,79 E - 01	0,0	0,0
Xe-135	1,95 E + 05	1,15 E + 04	1,10 E + 02	0,0	0,0
Cs-136	3,90 E + 04	3,32 E + 04	2,89 E + 04	2,65 E + 00	1,08 E - 01
Cs-137	5,85 E + 04	5,85 E + 04	5,85 E + 04	5,79 E + 04	5,77 E + 04
Ba-140	1,04 E + 06	8,88 E + 05	7,70 E + 05	6,10 E + 01	2,37 E + 00
La-140	1,08 E + 06	9,86 E + 05	8,74 E + 05	7,02 E + 01	2,73 E + 00
Ce-141	9,97 E + 05	9,40 E + 05	8,88 E + 05	2,13 E + 04	5,90 E + 03
Ce-143	8,71 E + 05	1,93 E + 05	5,14 E + 04	0,0	0,0
Pr-143	8,59 E + 05	8,01 E + 05	7,14 E + 05	1,06 E + 02	5,10 E + 00
Ce-144	7,43 E + 05	7,37 E + 05	7,32 E + 05	4,79 E + 05	4,13 E + 05
Nd-147	4,24 E + 05	3,52 E + 05	2,99 E + 05	5,58 E + 00	1,32 E - 01
Pu-238	1,52 E + 03	1,54 E + 03	1,54 E + 03	1,58 E + 03	1,59 E + 03
Pu-239	1,70 E + 02	1,73 E + 02	1,73 E + 02	1,74 E + 02	1,74 E + 02
Np-239	1,39 E + 07	5,76 E + 06	2,65 E + 06	1,16 E + 01	1,16 E + 01
Pu-240	2,61 E + 02	2,61 E + 02	2,61 E + 02	2,61 E + 02	2,61 E + 02
Pu-241	5,98 E + 04	5,98 E + 04	5,97 E + 04	5,84 E + 04	5,79 E + 04
Am-241	3,58 E + 01	3,66 E + 01	3,72 E + 01	8,23 E + 01	9,76 E + 01
Cm-242	1,74 E + 04	1,73 E + 04	1,71 E + 04	8,17 E + 03	6,33 E + 03
Cm-244	1,69 E + 03	1,69 E + 03	1,69 E + 03	1,66 E + 03	1,65 E + 03
Summe	3,82 E + 07	1,92 E + 07	1,39 E + 07	1,70 E + 06	1,29 E + 06

¹⁾ Basis: Inventar 0,53 t U = 1 Brennelement

²⁾ d: Tag(e)

Tab. F7, 6-6:

Nuklidinventar eines Brennelements mit einem Abbrand von 33 500 MWD/t Uran für verschiedene Abklingzeiten

Komponente	Aktivität pro Komponente [Curie]				
Konzentratbehälter	Cs 134/137 172			Korrosionsprodukte 196	
Ionenaustauscher	J-131 7 800	Rest-Jod 6 050	Rb-Cs 296	Sr-90 12	Korrosionsprodukte 289
Filter (Harzfänger)	$\Sigma 2 \cdot 10^{-2}$				
Harzabfallbehälter	J-131 600	Rest-Jod 0,004	Rb-Cs 273	Sr-90 12	Korrosionsprodukte 227
Borsäurebehälter	Jod 12		Alkalimetalle 90 - 850		Sonstige < 0,1
Abgassystem	Edelgase 13 000 - 16 000				
Volumenausgleichsbehälter	Edelgase < 700	Jod < 5	Alkalimetalle < 45		Sonstige < 0,001
Kühlmittelspeicher	Jod 30		Alkalimetalle 67		Sonstige < 1
Verdampfer für Kühlmittel	< 10				
Abwassersammelbehälter	J-131 60	Jod 730	Sonstige 2		
Verdampfer für Abwasser	$\Sigma 3,9$				
Abschlammmentsalzung	< 10				

Tab. F7, 6-7:

Maximales Nuklidinventar einzelner Reaktorkomponenten und Anlagenteile eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor

Das Nuklidinventar in sonstigen aktivitätsführenden Reaktorkomponenten und Anlagenteilen ist in Tabelle F7, 6-7 zusammengestellt. Die dort angegebenen Aktivitäten beruhen auf Erfahrungen aus deutschen Kernkraftwerken.

● Primäre Freisetzung von Spaltprodukten

Die Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Reaktorkern erstreckt sich bei einem Kernschmelzunfall über eine längere Zeitspanne. Analog zu WASH-1400 wurden die im einzelnen ablaufenden Vorgänge durch ein vereinfachendes Modell beschrieben, das die folgenden vier Freisetzungsphasen unterscheidet:

- die Freisetzung beim Hüllrohrversagen (gap release), bei dem vorwiegend die während des Normalbetriebs in den Spaltgassammelräumen angesammelten gasförmigen und leichtflüchtigen Produkte entweichen;
- die Freisetzung aus der Schmelze (meltdown release) durch die Aufheizung des Brennstoffes auf Schmelztemperatur;
- die Freisetzung aus der Schmelze während der Wechselwirkung zwischen Schmelze und Betonfundament (vaporization release);
- die Freisetzung infolge einer Dampfexplosion (steam explosion release).

Entsprechend den physikalischen und chemischen Eigenschaften der einzelnen Spaltprodukte werden in den verschiedenen Freisetzungsphasen unterschiedliche Bruchteile des Kerninventars freigesetzt. Dabei lassen sich die Elemente entsprechend ihrem Freisetzungsverhalten in 7 Gruppen einteilen:

- | | |
|-------------------------------|---------|
| - Edelgase | (Kr-Xe) |
| - Halogene | (J-Br) |
| - Alkalimetalle | (Cs-Rb) |
| - Tellur-Gruppe | (Te) |
| - Erdalkalimetalle | (Ba-Sr) |
| - Edelmetalle | (Ru) |
| - schwerflüchtige Metalloxide | (La) |

In Tabelle F7, 6-8 sind die bei den betrachteten Kernschmelzunfällen in den einzelnen Phasen freigesetzten Anteile des Kerninventars für diese 7 Nuklidgruppen zusammengestellt. Die Wer-

Ereignis- ablauf	Freisetzungs- art	Zeitpunkt der Freisetzung [min]	In den Sicherheitsbehälter freigesetzter prozentualer Anteil des Kerninventars						
			Xe-Kr	J ¹⁾	Cs-Rb	Te ²⁾	Sr-Ba	Ru ³⁾	La ⁴⁾
A	Gap	1	3	1,7	5	0,01	0,0001	-	-
AF-β,δ	Gap	1	3	4	13	0,1	0,0015	-	-
	Schmelze	65-83	87	86	70	15	10	3	0,3
	Verdampfen	117-297	10	10	17	85	1	5	1
AF-α	Gap	1	3	4	13	0,1	0,0015	-	-
	Schmelze	65-83	87	86	70	15	10	3	0,3
	Dampfexplosion	83	4,5	4,5	-	25,5	-	43,6	-
	Verdampfen	117-297	5,0	5,0	8,5	42,5	0,5	2,5	0,5
AE-β,δ	Gap	1	3	4	13	0,1	0,0015	-	-
	Schmelze	37-52	87	86	70	15	10	3	0,3
	Verdampfen	80-260	10	10	17	85	1	5	1
AE-α	Gap	1	3	4	13	0,1	0,0015	-	-
	Schmelze	37-52	87	86	70	15	10	3	0,3
	Dampfexplosion	52	4,5	4,5	-	25,5	-	43,6	-
	Verdampfen	80-260	5,0	5,0	8,4	42,5	0,5	2,5	0,5

¹⁾ organischer Halogenanteil im Sicherheitsbehälter = 0,4 % bei intaktem Sprühsystem
= 0,7 % bei Ausfall des Sprühsystems

²⁾ enthält außerdem Se, Sb

³⁾ enthält außerdem Mo, Pd, Rh, Tc, Co

⁴⁾ enthält außerdem Nd, Eu, Y, Ce, Pr, Pm, Sm, Np, Pu, Am, Cm, Zr, Nb

Tab. F7, 6-8:

Spaltproduktfreisetzungswerte aus dem Kern in den Sicherheitsbehälter

te wurden für die Phase A der Studie unverändert aus WASH-1400 übernommen. Eine Rückhaltung von Spaltprodukten im Reaktorkühlkreislauf wurde nicht berücksichtigt, so daß die Tabelle unmittelbar auch die Spaltproduktfreisetzung in den Sicherheitsbehälter angibt.

Bei den Kühlmittelverluststörfällen "großes Leck" und "mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung", die zwar von den Sicherheitssystemen beherrscht werden, bei denen aber die Brennstäbe für kurze Zeit teilweise oder vollständig trockengelegt werden können, wurde ein Versagen von Hüllrohren und damit verbunden ein "gap release" angenommen. Die zugehörigen Freisetzungswerte sind ebenfalls in Tabelle F7, 6-8 aufgeführt.

Als repräsentativ für Störfälle, die beim Umgang mit Brennelementen auftreten können, wurden in der Studie der Brennelement-Handhabungsstörfall innerhalb des Lagerbeckens und der Absturz eines mit abgebrannten Brennelementen beladenen Brennelement-Transportbehälters vom Portalkran außerhalb des Reaktorgebäudes betrachtet. Die beim Brennelement-Handhabungsstörfall in den Sicherheitsbehälter freigesetzte Aktivität ist in Tabelle F7, 6-9 für verschiedene Abklingzeiten des Brennelementes angegeben. Bei den ausgewiesenen Werten wurde die Rückhaltewirkung des Beckenwassers bereits berücksichtigt.

Zur Berechnung der Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte aus den Brennstäben und dem Brennelement-Transportbehälter beim Störfall "Absturz eines Brennelement-Transportbehälters" wurde von folgenden Randbedingungen ausgegangen:

- Zum Einsatz kommt ein TN-10-Trockenbehälter mit einem Fassungsvermögen von 10 abgebrannten Brennelementen.
- Die abtransportierten Brennelemente haben eine Abklingzeit von 1/2 Jahr. Das entspricht dem frühesten Zeitraum für den Abtransport.
- Durch den Absturz des Transportbehälters verlieren im ungünstigsten Fall sämtliche Brennstabhüllrohre der transportierten Brennelemente ihre Integrität.
- Eine Rückhaltung im beschädigten Transportbehälter wird nicht unterstellt.

Freigesetzte Aktivität [Curie]										
Abklingzeit	3 d ¹⁾	10 d	30 d	50 d	120 d	180 d	200 d	240 d	300 d	365 d
Edelgase	2,81 E+04	1,16 E+04	1,01 E+03	2,40 E+02	1,79 E+02	1,77 E+02	1,76 E+02	1,75 E+02	1,73 E+02	1,71 E+02
Jod	44,0	15,5	2,06	0,36	1,0 E-03	0	0	0	0	0
Summe	2,82 E+04	1,16 E+04	1,01 E+03	2,41 E+02	1,79 E+02	1,77 E+02	1,76 E+02	1,75 E+02	1,73 E+02	1,71 E+02

¹⁾ d = Tage

Tab. F7, 6-9:

In den Sicherheitsbehälter freigesetzte Aktivität beim Brennelement-Handhabungsstörfall in Abhängigkeit vom Zeitpunkt des Störfalleintritts nach Reaktorabschaltung

Der in die Atmosphäre freigesetzte Anteil an Spaltprodukten ist für die verschiedenen Nuklidgruppen in Tabelle F7, 6-10 angegeben.

Nuklidgruppe	Freigesetzter Anteil des Spaltproduktinventars	Freigesetzte Aktivität [Curie]
Edelgase	0,03	$1,8 \cdot 10^3$
Halogene	0,017	$2,0 \cdot 10^{-2}$
Cs-Rb	7,5 E-03	$1,4 \cdot 10^4$
Te-Sb	1,0 E-04	9,1
Ba-Sr	1,0 E-06	$8,7 \cdot 10^{-1}$
Ru-Rh	0	0
La	0	0

Die freigesetzte Aktivität bezieht sich auf eine Abklingzeit von 180 Tagen.

Tab. F7, 6-10:

Freigesetzter Anteil des Spaltproduktinventars bei Absturz eines Brennelement-Transportbehälters

Für weitere Störfälle, die das Brennelement-Lagerbecken oder andere aktivitätsführende Komponenten und Anlagenteile betreffen, wurden in Phase A die primären Aktivitätsfreisetzungen nicht ermittelt.

- Spaltprodukttransport und -ablagerung im Sicherheitsbehälter und Spaltproduktfreisetzung aus dem Sicherheitsbehälter

Entsprechend dem Ablagerungsverhalten im Sicherheitsbehälter werden 4 Nuklidgruppen unterschieden:

- Edelgase,
- organisches Jod,
- elementares Jod und Brom,
- Aerosole.

In der Referenzanlage sind keine Vorrichtungen vorhanden, um die Konzentration der Edelgase und des organischen Jods in der Si-

cherheitsbehälteratmosphäre zu verringern. Wie in WASH-1400 wurde davon ausgegangen, daß sich aus 0,7 % des primär freigesetzten Jods organisches Jod bildet.

Für das elementare Jod und Brom findet eine natürliche Abscheidung aus der Sicherheitsbehälteratmosphäre in die Wasserfilme auf den Wänden und sonstigen Oberflächen statt. In Anlehnung an WASH-1400 wurde keine weitere Abscheidung angenommen, wenn die Jodkonzentration in der Atmosphäre 1 % ihres Anfangswertes erreicht hat. Die primär freigesetzten Metalle bilden in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters Aerosole, die sich mit fortschreitender Zeit vollständig an den Strukturoberflächen ablagern. Für die beherrschten Kühlmittelverluststörfälle wurde das vorhandene Gebäudesprühsystem berücksichtigt.

Die Ermittlung von Spaltprodukttransport und -ablagerung im Sicherheitsbehälter sowie der Spaltproduktfreisetzung aus dem Sicherheitsbehälter erfolgte in einem Arbeitsschritt. Für die Rechnungen wurde analog zum Vorgehen in WASH-1400 das Programm CORRAL II eingesetzt. Modifikationen wurden nur dort vorgenommen, wo sie aufgrund der Anlagentechnik der Referenzanlage und der betrachteten Ereignisabläufe notwendig waren.

Die Ergebnisse der Untersuchungen zur Spaltproduktfreisetzung in die Atmosphäre sind in Tabelle F7, 6-11 für den beherrschten Kühlmittelverluststörfall "großes Leck in einer Hauptkühlmitteleitung" und für die betrachteten Kernschmelzfälle zusammengestellt. Für die Untersuchung der Spaltproduktfreisetzung in die Atmosphäre wurden 8 Nuklidgruppen betrachtet. Diese stimmen mit den 7 Nuklidgruppen, die das primäre Freisetzungsverhalten beschreiben, überein, wobei die Gruppe der Halogene entsprechend dem unterschiedlichen Ablagerungsverhalten für organische und anorganische Verbindungen unterteilt wurde. Angegeben ist der kumulativ freigesetzte Anteil des Kerninventars. Daraus läßt sich im Prinzip, unter Einbeziehung des Spaltproduktinventars des Kerns bei Störfalleintritt und des radioaktiven Zerfalls bis zum Zeitpunkt der Freisetzung aus der Anlage, der Absolutwert der Spaltproduktfreisetzung für die einzelnen Nuklide berechnen. In der Studie wurde der radioaktive Zerfall erst in

Zeit	Kr-Xe	OJ ¹⁾	J ₂ -Br	Cs-Rb	Te	Ba-Sr	Ru	La
Fall AF- δ								
0-1,1 h	3,5 E-5	3,2 E-7	2,4 E-5	6,2 E-5	4,8 E-7	7,2 E-9	-	-
0-1,4 h	1,4 E-4	1,1 E-6	1,0 E-4	1,3 E-4	1,3 E-5	8,7 E-6	2,6 E-6	2,6 E-7
0-1,9 h	6,6 E-4	4,7 E-6	3,8 E-4	3,3 E-4	5,5 E-5	3,6 E-5	1,1 E-5	1,1 E-6
0-4,9 h	3,7 E-3	2,6 E-5	7,4 E-4	5,9 E-4	4,1 E-4	6,6 E-5	3,7 E-5	5,8 E-6
0-28,4 h	5,5 E-2	3,8 E-4	1,2 E-3	7,3 E-4	6,9 E-4	8,1 E-5	5,6 E-5	9,0 E-6
0-28,5 h	8,9 E-1	6,2 E-3	9,4 E-3	8,6 E-4	9,0 E-4	9,4 E-5	7,1 E-5	1,2 E-5
0-100 h	1,0	7,0 E-3	1,0 E-2	8,7 E-4	9,3 E-4	9,6 E-5	7,3 E-5	1,2 E-5
Fall AE- δ								
0-37 min	2,0 E-5	1,8 E-7	1,8 E-5	4,7 E-5	3,6 E-7	5,5 E-9	-	-
0-52 min	1,0 E-4	7,9 E-7	8,5 E-5	1,1 E-4	1,1 E-5	7,0 E-6	2,1 E-6	2,1 E-7
0-1,3 h	5,5 E-4	3,9 E-6	3,4 E-4	2,9 E-4	4,9 E-5	3,3 E-5	9,8 E-6	9,8 E-7
0-4,3 h	3,6 E-3	2,5 E-5	7,7 E-4	5,8 E-4	4,1 E-4	6,5 E-5	3,7 E-5	5,6 E-6
0-22,5 h	2,3 E-2	1,6 E-4	9,6 E-4	6,7 E-4	6,7 E-4	8,0 E-5	5,5 E-5	8,8 E-6
0-22,6 h	8,9 E-1	6,2 E-3	9,5 E-3	1,1 E-3	1,4 E-3	1,2 E-4	1,0 E-4	1,7 E-5
0-100 h	1,0	7,0 E-3	1,1 E-2	1,2 E-3	1,4 E-3	1,3 E-4	1,1 E-4	1,8 E-5
Fall AF- β_3								
0-1,1 h	2,3 E-4	2,1 E-6	1,6 E-4	4,2 E-4	3,2 E-6	4,8 E-8	-	-
0-1,4 h	9,5 E-4	7,2 E-6	7,0 E-4	8,6 E-4	9,0 E-5	5,8 E-5	1,7 E-5	1,7 E-6
0-1,9 h	4,5 E-3	3,2 E-5	2,6 E-3	2,2 E-3	3,7 E-4	2,4 E-4	7,3 E-5	7,3 E-6
0-4,9 h	2,5 E-2	1,7 E-4	5,0 E-3	3,9 E-3	2,8 E-3	4,5 E-4	2,5 E-4	3,8 E-5
0-31 h	2,1 E-1	1,5 E-3	7,0 E-3	4,9 E-3	4,6 E-3	5,4 E-4	3,8 E-4	6,1 E-5
0-31,1 h	9,1 E-1	6,3 E-3	1,4 E-2	5,0 E-3	4,7 E-3	5,5 E-4	3,8 E-4	6,1 E-5
0-100 h	1,0	7,0 E-3	1,5 E-2	5,0 E-3	4,7 E-3	5,5 E-4	3,8 E-4	6,1 E-5
Fall AE- β_3								
0-37 min	1,3 E-4	1,2 E-6	1,2 E-4	3,2 E-4	2,5 E-6	3,7 E-8	-	-
0-52 min	7,1 E-4	5,3 E-6	5,8 E-4	7,2 E-4	7,5 E-5	4,8 E-5	1,4 E-5	1,4 E-6
0-1,3 h	3,8 E-3	2,7 E-5	2,4 E-4	2,0 E-3	3,4 E-4	2,2 E-4	6,7 E-5	6,7 E-6
0-4,3 h	2,5 E-2	1,7 E-4	5,3 E-3	4,0 E-3	2,8 E-3	4,5 E-4	2,6 E-4	3,8 E-5
0-24,7 h	1,8 E-1	1,2 E-3	7,0 E-3	4,9 E-3	4,6 E-3	5,5 E-4	3,8 E-4	6,0 E-5
0-24,8 h	9,0 E-1	6,3 E-3	1,4 E-2	5,1 E-3	4,9 E-3	5,7 E-4	4,0 E-4	6,5 E-5
0-100 h	1,0	7,0 E-3	1,5 E-2	5,1 E-3	5,0 E-3	5,7 E-4	4,0 E-4	6,5 E-5
Fall AF- β_2								
0-1,1 h	2,3 E-3	2,1 E-5	1,6 E-3	4,1 E-3	3,2 E-5	4,8 E-7	-	-
0-1,4 h	9,6 E-3	7,3 E-5	7,1 E-3	8,7 E-3	9,3 E-4	6,0 E-4	1,8 E-4	1,8 E-5
0-1,9 h	4,5 E-2	3,2 E-4	2,6 E-2	2,2 E-2	3,7 E-3	2,5 E-3	7,4 E-4	7,4 E-5
0-4,9 h	2,3 E-1	1,6 E-3	4,9 E-2	3,8 E-2	2,8 E-2	4,3 E-3	2,5 E-3	3,7 E-4
0-10 h	4,8 E-1	3,4 E-3	5,3 E-2	4,3 E-2	3,7 E-2	4,8 E-3	3,1 E-3	4,9 E-4
0-48 h	9,8 E-1	6,8 E-3	6,0 E-2	4,4 E-2	3,9 E-2	4,9 E-3	3,3 E-3	5,2 E-4
0-100 h	1,0	7,0 E-3	6,0 E-2	4,4 E-2	3,9 E-2	4,9 E-3	3,3 E-3	5,2 E-4
Fall AE- β_2								
0-37 min	1,3 E-3	1,2 E-5	1,2 E-3	3,3 E-3	2,5 E-5	3,8 E-7	-	-
0-52 min	7,2 E-3	5,4 E-5	5,9 E-3	7,3 E-3	7,7 E-4	4,9 E-4	1,5 E-4	1,5 E-5
0-1,3 h	3,8 E-2	2,7 E-4	2,4 E-2	2,0 E-2	3,4 E-3	2,3 E-3	6,8 E-4	6,8 E-5
0-4,3 h	2,2 E-1	1,6 E-3	5,1 E-2	3,8 E-2	2,8 E-2	4,3 E-3	2,5 E-3	3,8 E-4
0-10 h	5,0 E-1	3,5 E-3	5,6 E-2	4,3 E-2	3,8 E-2	4,8 E-3	3,2 E-3	5,0 E-4
0-100 h	1,0	7,0 E-3	6,3 E-2	4,4 E-2	4,0 E-2	4,9 E-3	3,3 E-3	5,2 E-4
Fall AF- β_1								
0-1,1 h	2,0 E-2	1,8 E-4	1,6 E-2	4,1 E-2	3,1 E-4	4,7 E-6	-	-
0-1,4 h	1,2 E-1	8,6 E-4	9,3 E-2	1,0 E-1	1,3 E-2	8,3 E-3	2,5 E-3	2,5 E-4
0-1,9 h	4,3 E-1	3,0 E-3	2,8 E-1	2,1 E-1	3,7 E-2	2,4 E-2	7,3 E-3	7,3 E-3
0-4,9 h	8,5 E-1	5,9 E-3	3,8 E-1	2,6 E-1	1,5 E-1	2,9 E-2	1,5 E-2	2,1 E-3
0-10 h	9,9 E-1	6,9 E-3	3,9 E-1	2,6 E-1	1,6 E-1	3,0 E-2	1,6 E-2	2,3 E-3
0-100 h	1,0	7,0 E-3	3,9 E-1	2,6 E-1	1,6 E-1	3,0 E-2	1,6 E-2	2,3 E-3
Fall AE- β_1								
0-37 min	1,4 E-2	1,3 E-4	1,3 E-2	3,6 E-2	2,7 E-4	4,1 E-6	-	-
0-52 min	9,6 E-2	7,1 E-4	8,1 E-2	9,0 E-2	1,1 E-2	7,2 E-3	2,1 E-3	2,1 E-4
0-1,3 h	4,1 E-1	2,9 E-3	2,7 E-1	2,2 E-1	3,8 E-2	2,5 E-2	7,5 E-3	7,5 E-4
0-4,3 h	8,7 E-1	6,1 E-3	3,9 E-1	2,8 E-1	1,7 E-1	3,2 E-2	1,7 E-2	2,4 E-3
0-10 h	1,0	7,0 E-3	4,0 E-1	2,9 E-1	1,9 E-1	3,2 E-2	1,7 E-2	2,6 E-3
0-100 h	1,0	7,0 E-3	4,0 E-1	2,9 E-1	1,9 E-1	3,2 E-2	1,7 E-2	2,6 E-3

¹⁾ OJ = organisches Jod

Tab. F7, 6-11 (1):

Kumulativer Anteil des Kerninventars, der in die Atmosphäre freigesetzt wird

Zeit	Kr-Xe	OJ ¹⁾	J ₂ -Br	Cs-Rb	Te	Ba-Sr	Ru	La
Fall AF-α								
0-1,1 h	3,5 E-5	3,2 E-7	2,4 E-5	6,2 E-5	4,8 E-7	7,2 E-9	-	-
0-1,39 h	2,1 E-4	1,5 E-6	1,5 E-4	1,6 E-4	2,1 E-5	1,4 E-5	4,1 E-6	4,1 E-7
0-1,4 h	6,1 E-1	4,2 E-3	4,5 E-1	3,4 E-1	2,3 E-1	4,8 E-2	2,9 E-1	1,4 E-3
0-4,9 h	9,3 E-1	6,5 E-3	7,0 E-1	4,5 E-1	3,2 E-1	6,2 E-2	3,6 E-1	2,2 E-3
0-8 h	9,9 E-1	6,9 E-3	7,5 E-1	4,6 E-1	3,4 E-1	6,3 E-2	3,7 E-1	2,4 E-3
0-100 h	9,9 E-1	6,9 E-3	7,5 E-1	4,6 E-1	3,4 E-1	6,3 E-2	3,7 E-1	2,4 E-3
Fall AE-α								
0-37 min	2,0 E-5	1,8 E-7	1,8 E-5	4,7 E-5	3,6 E-7	5,5 E-9	-	-
0-52 min	1,0 E-4	7,8 E-7	8,5 E-5	1,0 E-4	1,1 E-5	7,0 E-6	2,1 E-6	2,1 E-7
0-53 min	6,5 E-1	4,5 E-3	5,1 E-1	3,9 E-1	2,5 E-1	5,4 E-2	3,1 E-1	1,6 E-3
0-4,3 h	9,5 E-1	6,6 E-3	7,4 E-1	5,0 E-1	3,4 E-1	6,7 E-2	3,7 E-1	2,4 E-3
0-7 h	9,9 E-1	6,9 E-3	8,0 E-1	5,0 E-1	3,5 E-1	6,7 E-2	3,8 E-1	2,6 E-3
0-100 h	1,0	7,0 E-3	8,0 E-1	5,0 E-1	3,5 E-1	6,7 E-2	3,8 E-1	2,6 E-3
Fall A-β ₁ mit Sprühsystem								
0-10 min	3,7 E-3	8,4 E-6	1,8 E-3	5,2 E-3	1,0 E-5	1,0 E-7	-	-
0-30 min	1,1 E-2	2,5 E-5	4,3 E-3	1,1 E-2	2,3 E-5	2,3 E-7	-	-
0-1 h	1,7 E-2	3,7 E-5	5,3 E-3	1,3 E-2	2,5 E-5	2,5 E-7	-	-
nach 1 h Druckausgleich: Sicherheitsbehälter-Außenatmosphäre								
Fall A mit Sprühsystem und Filter								
0-10 min	4,0 E-6	9,1 E-11	1,9 E-9	5,6 E-9	1,0 E-11	1,0 E-13	-	-
0-1 h	3,0 E-5	6,9 E-10	8,3 E-9	1,8 E-8	3,6 E-11	3,6 E-13	-	-
0-10 h	1,7 E-4	3,9 E-9	1,1 E-8	2,1 E-8	4,3 E-11	4,3 E-13	-	-
0-48 h	4,6 E-4	1,0 E-8	1,2 E-8	2,1 E-8	4,3 E-11	4,3 E-13	-	-
0-1700 h	5,9 E-3	1,3 E-7	4,3 E-8	2,1 E-8	4,3 E-11	4,3 E-13	-	-

¹⁾ OJ = organisches Jod

Tab. F7, 6-11 (2):

Kumulativer Anteil des Kerninventars, der in die Atmosphäre freigesetzt wird

dem Unfallfolgenmodell berücksichtigt, in das die Ergebnisse der ORIGEN- und CORRAL-Rechnungen eingehen.

Für Ereignisabläufe mit Versagen des Sicherheitsbehälters wurde pessimistisch keine Rückhaltewirkung von Betonabschirmung, Ringraumabsaugung oder Störfallfiltern berücksichtigt. Das heißt, die Freisetzung führt aus dem Sicherheitsbehälter unmittelbar in die Umgebung. Dies gilt auch für Ereignisabläufe mit intaktem Sicherheitsbehälter, aber ausgefallener Ringraumabsaugung. Bei intaktem Sicherheitsbehälter und intakter Ringraumabsaugung wurde angenommen, daß eine eventuelle Freisetzung über die Störfallfilter und den Kamin stattfindet. Die Rückhaltewirkung der Störfallfilter wurde in diesem Fall durch die im Genehmigungsverfahren zugrunde gelegten Filterfaktoren berücksichtigt (transmittierter Aktivitätsanteil bei Edelgasen 1, bei organischem Jod 10^{-2} , bei elementarem Jod und Aerosolen 10^{-3}).

7. ZUSAMMENFASSENDE DARSTELLUNG DER EREIGNISABLAUFANALYSEN

7.1 Allgemeines

In diesem Kapitel wurden die Ereignisablaufanalysen zusammengefaßt, die einerseits für die Systemfunktionen von Betriebs- und Sicherheitssystemen durchgeführt wurden (Kapitel 5) und andererseits für das Versagen des Sicherheitsbehälters erfolgten (Abschnitt 6.4). Die Darstellung lehnt sich an WASH-1400, Appendix I, an. Besondere Beachtung wurde dabei der Abhängigkeit der einzelnen Systemfunktionen untereinander und vom auslösenden Ereignis geschenkt sowie den entsprechenden Abhängigkeiten für die Versagensarten des Sicherheitsbehälters. Es wurde nicht auf die quantitative Bewertung der Ereignisablaufanalyse eingegangen. Damit befaßt sich Kapitel 8.

Behandelt wurden in diesem Kapitel nur die anlageninternen Störfälle mit Auswirkungen auf den Kern. Für sonstige anlageninterne Störfälle wurde keine Ereignisablaufanalyse durchgeführt, da die Aktivitätsfreisetzungen vergleichsweise gering sind. Für Einwirkungen von außen wurden zwar Ereignisablaufdiagramme erstellt, es erfolgte aber keine systematische Zusammenfassung dieser Ereignisablaufanalysen mit den Versagensarten des Sicherheitsbehälters. Die in der Phase A behandelten Ereignisabläufe, die aus Einwirkungen von außen resultieren, werden, zusammen mit den relevanten Versagensarten des Sicherheitsbehälters, in Kapitel 8 diskutiert.

7.2 Zusammenfassende Ereignisablaufanalyse für anlageninterne Störfälle mit Auswirkungen auf den Kern

Die in der Studie erstellten Ereignisablaufdiagramme für die Systemfunktionen von Betriebs- und Sicherheitssystemen (Kapitel 5) werden im folgenden durch Tabellen ergänzt. In diesen Tabellen wird angegeben, welche Ausfälle von Systemfunktionen der Betriebs- und Sicherheitssysteme bei den einzelnen Ereignisabläufen auftreten und welche Versagensarten des Sicherheitsbehälters möglich sind.

Bei den Systemfunktionen wird unterschieden zwischen

- einem Ausfall der Systemfunktion selbst,
- einem Folgeausfall der Systemfunktion,
- einem Ausfall der Systemfunktion aufgrund systemtechnischer Abhängigkeit,
- keiner Anforderung der Systemfunktion und
- der Möglichkeit, daß die Systemfunktion für den Ereignisablauf ohne Bedeutung ist, da dieser aufgrund des Ausfalls einer anderen Systemfunktion bereits nicht beherrscht wird.

Der letzte Punkt bezieht sich dabei nur auf den Detaillierungsgrad, mit dem die daraus hervorgehenden Kernschmelzabläufe in der Phase A der Risikostudie untersucht wurden. In der Phase A wurde unterstellt, daß alle Kernschmelzabläufe durch die Kernschmelzfälle 1 und 2 abgedeckt werden können (Abschnitt 6.2). In den Ereignisablaufdiagrammen wurde eine weitergehende Differenzierung durchgeführt. Damit sollten z.B. Kernschmelzabläufe getrennt ausgewiesen werden, bei denen aufgrund eines unterschiedlichen Wasserinventars im Sumpf unterschiedliche Druckverläufe im Sicherheitsbehälter denkbar sind.

Die Ergebnisse der zusammenfassenden Ereignisablaufanalysen finden sich in den Bildern F7, 7-1 bis -7. In diesen Bildern sind auch die Bemerkungen zu den Ereignisabläufen und die verwendeten Abkürzungen in übersichtlicher Form zusammengestellt.

Auslösendes Ereignis	Systemfunktionen								Versagensarten des Sicherheitsbehälters						Bemerkungen	
	Ereignisablauf								Kernschmelzen							
	S ₁	K	B	C	D	E	F	G	H	X	β ₁	β ₂	β ₃	π		σ
S ₁	F									a	X	X				1) 2)
S ₁ H	F							F		b	X	X	X	X	X	3) 4)
S ₁ G	F						F _G	F	O _F	b	X	X _G				5)
S ₁ F	F						F		O _F	b	X	X	X	X	X	
S ₁ E	F					F	Z _E , F _E		O _E	b	X	X	X	X	X	6) 7) 8)
S ₁ D	F				F		O _D	O _D	O _D	b	X	X	X	X	X	9)
S ₁ DE	F				F	F	Z _E , F _E		O _D	b	X	X	X	X	X	6) 7) 8)
S ₁ C	F		F		O _C	O _C	O _C	O _C	O _C	b	X	X	X	X	X	9)
S ₁ CE	F		F		O _C	F	Z _{CE} , F _{CE}		O _C	b	X	X	X	X	X	6) 7) 10)
S ₁ CD	F		F		O _C	O _C	O _C	O _C	O _C	b	X	X	X	X	X	9)
S ₁ CDE	F		F		F	F	Z _{CE} , F _{CE}		O _C	b	X	X	X	X	X	6) 7) 10) 11)
S ₁ B	F	F	Z _B		O _B	Z _B	Z _B		O _B	b	X	X _B				
S ₁ BD	F	F	Z _B		F	Z _B	Z _B		O _B	b	X	X _B				11)
S ₁ K	F	F	O _K		O _K	O _K	O _K		O _K	b	X	X	X	X	X	12)

Auslösendes Ereignis und Systemfunktionen:

F Ausfall (Versagen) der Systemfunktion bzw. Eintreten des auslösenden Ereignisses
 F_N Folgeausfall der Systemfunktion aufgrund des Ausfalls der Systemfunktion "N"
 O_N Systemfunktion ohne Bedeutung, da der Ereignisablauf wegen des Ausfalls der Systemfunktion "N" nicht beherrscht wird
 Z_N Ausfall aufgrund der systemtechnischen Abhängigkeit von der Systemfunktion "N"

Kernschmelzen:

a kein Kernschmelzen
 b Kernschmelzen

Versagensarten des Sicherheitsbehälters:

X Denkbare Versagensart des Sicherheitsbehälters
 X_N Die Versagensart des Sicherheitsbehälters tritt aufgrund des Ausfalls der Systemfunktion "N" ein

Bild F7, 7-2:

Zusammenfassende Darstellung der Ereignisablaufanalyse "mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung"

Bemerkungen zum mittleren Leck S₁:

- Bei beherrschtem mittleren Leck in einer Hauptkühlmittelleitung wurden vereinfachend nur große und mittlere Leckagen des Sicherheitsbehälters unterstellt. Diese beiden Versagensarten des Sicherheitsbehälters wurden für die Untersuchungen zu einer Versagensart zusammengefaßt, die bezüglich der Freisetzung durch ein großes Leck im Sicherheitsbehälter (β₁) repräsentiert wird. Als Wahrscheinlichkeit dieser Versagensart wurde die Summe der Wahrscheinlichkeiten für mittlere und große Lecks im Sicherheitsbehälter gewählt.
- Abhängig von der Lecklage, kann ein großes Leck im Sicherheitsbehälter zum Folgeausfall des Notkühlsystems führen. Dies wird unter dem Ereignisablauf S₁G berücksichtigt. Pessimistisch wird die Häufigkeit dieses Ereignisablaufs hier ein zweites Mal gezählt.
- Abhängig von der Lecklage, kann ein großes Leck im Sicherheitsbehälter bereits vor Beginn der LANGZEIT-NOTNACHKÜHLUNG zum Ausfall des Not- und Nachkühlsystems führen und fällt dann unter den Ereignisablauf AG. Hier werden unter β₁ nur solche Lecks im Sicherheitsbehälter berücksichtigt, die nicht zum Folgeausfall der Notkühlung führen.
- Bei diesem Ereignisablauf kommt es frühestens nach mehreren Stunden, im allgemeinen erst nach Wochen oder Monaten zum Ausfall der Notkühlung. Handmaßnahmen, die in dieser Zeit möglich wären, um ausgefallene Abschlußorgane des Sicherheitsbehälters bzw. ausgefallene Komponenten der Ringraumabsaugung instand zu setzen und in Betrieb zu nehmen, wurden pessimistisch nicht berücksichtigt.
- Bei einem mittleren Leck in einer Hauptkühlmittelleitung verlaufen die HD-EINSPEISUNGEN bzw. die ND-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN über eine relativ kurze Zeitspanne. Es wurde deshalb angenommen, daß der Ausfall der SICHERHEITSBEHÄLTER-INTEGRITÄT FÜR DIE NOTKÜHLUNG nicht zum Ausfall der HD-EINSPEISUNGEN und der ND-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN führt.
- Bei Ausfall der ND-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN sind aufgrund der systemtechnischen Abhängigkeiten auch die ND-EINSPEISUNGEN FÜR SUMPFF-UMWÄLZBETRIEB ausgefallen. Diese werden nämlich im allgemeinen nur dann angefordert, wenn die Flutbehälter entleert sind, was hier nicht der Fall ist.
- Um für die ND-EINSPEISUNGEN FÜR SUMPFF-UMWÄLZBETRIEB eine ausreichende Zulaufhöhe der Nachkühlpumpen sicherzustellen, wurde pessimistisch davon ausgegangen, daß der Wasserinhalt von mindestens 2 Flutbehältern in den Gebäudesumpf gelangen muß. Beim mittleren Leck ist dies bei Ausfall der ND-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN nicht der Fall. Daher wurde ein Ausfall der ND-EINSPEISUNGEN FÜR SUMPFF-UMWÄLZBETRIEB angenommen.
- Das Wasserinventar im Sumpf hängt in diesem Fall stark von der Zeitdauer der HD-EINSPEISUNGEN ab, die ihrerseits im wesentlichen durch die Leckgröße bestimmt wird. Ist die Dauer der HD-EINSPEISUNGEN sehr kurz und damit das Wasserinventar im Sumpf gering, so kommt es bei β₂ nicht zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters.
- Bei Ausfall der HD-EINSPEISUNGEN oder der DRUCKSPEICHER-EINSPEISUNGEN wurde angenommen, daß die Wiederbenetzung des Kerns durch die ND-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN nicht schnell genug erfolgt. Pessimistisch wurde deshalb Kernschmelzen unterstellt.
- Aufgrund des geringen Wasserinventars im Sumpf kommt es bei β₂ nicht zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters.
- Bei diesem Ereignisablauf erfolgt keine Einspeisung von Notkühlwasser in den Reaktor-druckbehälter. Die genaue Menge an Restwasser im unteren Plenum nach dem Blowdown kann nur schwer abgeschätzt werden. Nimmt man - wie für die thermohydraulischen Analysen - kein Restwasser an, so ist eine Dampfexplosion im Reaktor-druckbehälter ausgeschlossen. Im Gegensatz dazu wurde für die Kernschmelzuntersuchungen jedoch angenommen, daß im unteren Plenum ausreichend Restwasser für eine Dampfexplosion vorhanden ist.
- Bei Ausfall der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG wurde angenommen, daß es zu Kernschmelzen kommt. Dieser Ereignisablauf ist sehr unwahrscheinlich. Der Einfluß der verschiedenen Systemfunktionen zur Nachwärmeabfuhr wurde deshalb nicht mehr genauer spezifiziert.

Auslösendes Ereignis	Reaktorschneidabschaltung	Hauptspeisewasserversorgung und FD-Abgabe	Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe	Messwertfassung für die Notkühlvorbereitungssignale	HD-Einspeisungen	ND-Einspeisungen für Fluten	ND-Einspeisungen für Sumpf-Umwälzbetrieb	Sicherheitsbehälter-Integrität für die Notkühlung	Systemfunktionen								Versagensarten des Sicherheitsbehälters						Bemerkungen			
									Ereignisablauf								Kernschmelzen		Versagensarten des Sicherheitsbehälters							
									S ₂	K	I	J	B	C	E	F	G	S ₂	K	I ¹⁾	J	B		C	E	F
S ₂ I	F	F _{S₂}																	a	O _{S₂}	O _{S₂}				2) 3)	
S ₂ IG	F	F _{S₂}				F _G	F _G	F _G	F										b	X	X _G				4)	
S ₂ IF	F	F _{S₂}						F											b	X	X	X	X	X	X	
S ₂ IE	F	F _{S₂}						F	Z _E , F _E										b	X	X	X	X	X	X	5) 6)
S ₂ IC	F	F _{S₂}				F	O _C	O _C											b	X	X	X	X	X	X	7)
S ₂ ICE	F	F _{S₂}				F	F	Z _{CE} F _{CE}											b	X	X	X	X	X	X	8) 9) 10) 11)
S ₂ IB	F	F _{S₂}				F	Z _B	Z _B	Z _B										b	X	X _B					
S ₂ IJ	F	F _{S₂}	F			O _J	E _J	E _J , Z _E											b	X	X	X	X	X	X	11)
S ₂ IJG	F	F _{S₂}	F			F _G	E _J , F _G	E _J , F _G	F										b	X	X _G					11)
S ₂ IJF	F	F _{S₂}	F			O _J	E _J	F											b	X	X	X	X	X	X	11)
S ₂ IJE	F	F _{S₂}	F			O _J	F	E _J , Z _E											b	X	X	X	X	X	X	6) 11)
S ₂ IJC	F	F _{S₂}	F			F	E _J	E _J , Z _E											b	X	X	X	X	X	X	11)
S ₂ IJCE	F	F _{S₂}	F			F	F	E _J , Z _E											b	X	X	X	X	X	X	8) 9) 10) 11)
S ₂ IJB	F	F _{S₂}	F			F	Z _B	Z _B	Z _B										b	X	X _B					
S ₂ K	F	F _{S₂}	O _K			O _K	O _K	O _K											b	X	X	X	X	X	X	12)

Auslösendes Ereignis und Systemfunktionen:

- F Ausfall (Versagen) der Systemfunktion bzw. Eintreten des auslösenden Ereignisses
- E_N Systemfunktion wird wegen des Ausfalls der Systemfunktion "N" nicht angefordert
- F_N Folgeausfall der Systemfunktion aufgrund des Ausfalls der Systemfunktion "N"
- O_N Systemfunktion ohne Bedeutung, da der Ereignisablauf wegen des Ausfalls der Systemfunktion "N" nicht beherrscht wird
- Z_N Ausfall aufgrund der systemtechnischen Abhängigkeit von der Systemfunktion "N"

Kernschmelzen:

- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen

Versagensarten des Sicherheitsbehälters:

- X Denkbare Versagensart des Sicherheitsbehälters
- O_N Versagensart ohne Bedeutung wegen des auslösenden Ereignisses "N" oder des Ausfalls der Systemfunktion "N"
- X_N Die Versagensart des Sicherheitsbehälters tritt aufgrund des Ausfalls der Systemfunktion "N" ein

Bild F7, 7-3:

Zusammenfassende Darstellung der Ereignisablaufanalyse "kleines Leck in einer Hauptkühlmitteleitung"

Bemerkungen zum kleinen Leck S₂:

- 1) Die HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE wird nicht berücksichtigt, da die Meßumformer, die für die Hauptspeisewasserregelung benötigt werden, nicht für die bei Kühlmittelverluststörfällen herrschenden Umgebungsbedingungen ausgelegt sind.
- 2) Bei beherrschtem kleinen Leck in einer Hauptkühlmitteleitung wurde analog WASH-1400 davon ausgegangen, daß ein Leck im Sicherheitsbehälter zu keiner nennenswerten Aktivitätsfreisetzung aus der Anlage führt, da der Kern während des Ereignisablaufes bedeckt bleibt und damit keine nennenswerten Hüllrohrschäden zu erwarten sind.
- 3) Abhängig von der Lecklage, kann ein großes Leck im Sicherheitsbehälter zum Folgeausfall des Notkühlsystems führen. Dies wird unter den Ereignisabläufen S₂IG und S₂IJG berücksichtigt.
- 4) Bei einem kleinen Leck in einer Hauptkühlmitteleitung verlaufen die HD-EINSPEISUNGEN bzw. die ND-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN im Vergleich zum großen oder mittleren Leck in einer Hauptkühlmitteleitung über eine relativ große Zeitspanne. Pessimistisch wurde deshalb angenommen, daß der Ausfall der SICHERHEITSBEHÄLTER-INTEGRITÄT FÜR DIE NOTKÜHLUNG zum Ausfall der HD-EINSPEISUNGEN und der ND-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN führt.
- 5) Bei einem kleinen Leck in einer Hauptkühlmitteleitung kommen zunächst die HD-EINSPEISUNGEN zum Einsatz. Bei Entleerung der Flutbehälter muß der Druck im Reaktorkühlkreislauf unter den Ansprechwert der ND-Einspeisesignale (10 bar Überdruck) abgesenkt sein, da sonst keine ND-EINSPEISUNGEN erfolgen. Außerdem werden die ND-EINSPEISUNGEN FÜR SUMPF-UMWÄLZBETRIEB im allgemeinen nur dann angefordert, wenn die Flutbehälter entleert sind. Bei Ausfall der ND-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN muß angenommen werden, daß die Flutbehälter bei Auslösung der ND-Einspeisesignale noch nicht leer sind.
- 6) Um für die ND-EINSPEISUNGEN FÜR SUMPF-UMWÄLZBETRIEB eine ausreichende Zulaufhöhe der Nachkühlumpen sicherzustellen, wurde pessimistisch davon ausgegangen, daß der Wassergehalt von mindestens 2 Flutbehältern in den Gebäudesumpf gelangen muß. Beim kleinen Leck ist bei Ausfall der ND-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN dies möglicherweise nicht der Fall. Daher wurde ein Ausfall der ND-EINSPEISUNGEN FÜR SUMPF-UMWÄLZBETRIEB angenommen.
- 7) Bei Ausfall der HD-EINSPEISUNGEN wird, auch bei intakter NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE, der Gemischspiegel im Reaktordruckbehälter langfristig in den Kernbereich gesunken sein, bevor der Druck im Reaktorkühlkreislauf unter den Ansprechwert der ND-Einspeisesignale fällt. Pessimistisch wurde deshalb Kernschmelzen unterstellt.
- 8) Bei Ausfall der HD-EINSPEISUNGEN und der ND-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN sind aufgrund systemtechnischer Abhängigkeiten auch die ND-EINSPEISUNGEN FÜR SUMPF-UMWÄLZBETRIEB ausgefallen. Diese werden nämlich im allgemeinen nur dann angefordert, wenn die Flutbehälter entleert sind, was hier nicht der Fall ist.
- 9) Aufgrund des geringen Wasserinventars im Sumpf kommt es bei β₂ nicht zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters.
- 10) Bei diesem Ereignisablauf erfolgt keine Einspeisung von Notkühlwasser in den Reaktordruckbehälter, sofern auch die DRUCKSPEICHER-EINSPEISUNGEN versagen. Da beim kleinen Leck der Kühlmittelverlust nur sehr langsam stattfindet, ist im unteren Plenum des Reaktordruckbehälters jedoch ausreichend Restwasser für eine Dampfexplosion vorhanden.
- 11) Bei Ausfall der NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE wird davon ausgegangen, daß der Druck im Reaktorkühlkreislauf so hoch bleibt, daß die ND-EINSPEISUNGEN nicht vor einem Kernschmelzen zum Einsatz kommen.
- 12) Bei Ausfall der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG wurde angenommen, daß es zu Kernschmelzen kommt. Dieser Ereignisablauf ist sehr unwahrscheinlich. Der Einfluß der verschiedenen Systemfunktionen zur Nachwärmeabfuhr auf diesen Ereignisablauf wurde deshalb nicht mehr genauer spezifiziert.

Auslösendes Ereignis	Systemfunktionen								Versagensarten des Sicherheitsbehälters						Bemerkungen
	K	I	J	L	M	Q	R		α	β ₁	β ₂	β ₃	η	δ ²⁾	
T ₁	K	I	J	L	M	Q	R								
<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg); font-size: small; margin-right: 5px;">Funktion</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">ja</div> </div> <div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg); font-size: small; margin-right: 5px;">nein</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: 100px; height: 100px; margin-right: 5px;"></div> </div>	T ₁ I	F	Z _{T1}	O _{T1}				a		O _{T1}					3)
	T ₁ IR	F	Z _{T1}	O _{T1}			F	b	X	X	X	X	X	X	4)
	T ₁ S ₂	F	Z _{T1}		F			c							5)
	T ₁ IJ	F	Z _{T1}	F				a		O _{T1}	O _{T1}		O _{T1}		6) 7) 8)
	T ₁ IJQ	F	Z _{T1}	F		F	O _Q	b	X	X	X	X	X	X	4) 7)
	T ₁ S ₂	F	Z _{T1}	F	F			c							5)
	T ₁ IJMQ	F	Z _{T1}	F	F	F	O _Q	b	X	X	X	X	X	X	4) 7) 9)
	T ₁ IJL	F	Z _{T1}	F	F	Z _L	O _L	b	X	X	X	X	X	X	7) 10)
	T ₁ KI	F	F	Z _{T1}				d							11)

Auslösendes Ereignis und Systemfunktionen:

- F Ausfall (Versagen) der Systemfunktion bzw. Eintreten des auslösenden Ereignisses
 O_N Systemfunktion ohne Bedeutung, da der Ereignisablauf wegen des Ausfalls der Systemfunktion "N" nicht beherrscht wird
 Z_N Ausfall aufgrund der systemtechnischen Abhängigkeit von der Systemfunktion "N"

Kernschmelzen:

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

Versagensarten des Sicherheitsbehälters:

- X Denkbare Versagensart des Sicherheitsbehälters
 O_N Versagensart ohne Bedeutung wegen des auslösenden Ereignisses "N" oder des Ausfalls der Systemfunktion "N"

Bild F7, 7-4:

Zusammenfassende Darstellung der Ereignisablaufanalyse "Notstromfall"

Bemerkungen zum Notstromfall T₁:

- 1) Wegen des Ausfalls der elektrischen Eigenbedarfsversorgung sind u.a. die HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG, die Hauptwärmesenke und damit die Frischdampf-Umleiteinrichtung nicht verfügbar.
- 2) Ob und wann bei Kernschmelzabläufen aus dem Notstromfall ein spätes Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters eintritt, hängt von der in den Sicherheitsbehälter freigesetzten Wassermenge ab. Pessimistisch wurde für alle Kernschmelzabläufe angenommen, daß es zu einem langfristigen Überdruckversagen kommt, das vor einem Durchschmelzen des Gebäudefundaments eintritt.
- 3) Es finden keine Aktivitätsfreisetzung aus dem Reaktorkühlkreislauf in den Sicherheitsbehälter statt. Der Gebäudeabschluß wird nicht angefordert.
- 4) Ein Gebäudeabschluß wird automatisch ausgelöst, wenn die Reaktorschutzanregungen "Differenzdruck der Anlagenräume oder Betriebsräume gegenüber Atmosphäre > 30 mbar" und "Druckhalter-Wasserstand < 2,85 m" anstehen. Es wird davon ausgegangen, daß dies vor Beginn des Kernschmelzens der Fall ist.
- 5) Der Ereignisablauf führt zu einem "kleinen Leck am Druckhalter beim Notstromfall" und wird getrennt behandelt.
- 6) Es finden keine nennenswerten Aktivitätsfreisetzung aus dem Reaktorkühlkreislauf in den Sicherheitsbehälter statt. Der Gebäudeabschluß ist daher ohne Bedeutung. Er wird automatisch ausgelöst, wenn die Reaktorschutzanregungen "Differenzdruck der Anlagenräume oder Betriebsräume gegenüber Atmosphäre > 30 mbar" und "Druckhalter-Wasserstand < 2,85 m" anstehen.
- 7) In der Mehrzahl der Fälle kommt es zu gleichzeitigen Ausfällen der NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE und der Ringraumabsaugung. Die wichtigste Ursache für beide Ausfälle ist nämlich ein "common mode"-Ausfall der Notstromdiesel.
- 8) Bei der VERZÖGERTEN SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPF-ABGABE wird auf die Wasserreserven des Notstandssystems zurückgegriffen. Die LANGZEIT-SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FRISCHDAMPF-ABGABE ist daher ohne Bedeutung.
- 9) Bei diesem Ereignisablauf schließt eines der beiden Druckhalter-Abblaseventile nicht und die redundanten Absperrmaßnahmen versagen. Für den Fall, daß das 2. Druckhalter-Abblaseventil, das den größeren Ventilquerschnitt besitzt, nicht schließt, reicht die unter T₁S₂ berücksichtigte NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG nicht aus. Pessimistisch wurde davon ausgegangen, daß bei Ausfall der VERZÖGERTEN SPEISEWASSERVERSORGUNG der Wasserspiegel unter die Kernoberkante absinkt und folglich eine Überhitzung des Reaktorkerns stattfindet, die als Kernschmelzen behandelt wird.
- 10) Wegen des Ausfalls des ÖFFNENS DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS wird von einem Überdruckversagen des Reaktorkühlkreislaufs ausgegangen. 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. Der Gebäudeabschluß wird hier automatisch ausgelöst, wenn 2 der folgenden 3 Reaktorschutzanregungen anstehen:
 - Differenzdruck der Anlagenräume oder Betriebsräume gegenüber Atmosphäre > 30 mbar,
 - Druckhalter-Wasserstand < 2,85 m,
 - Kühlmitteldruck < 110 bar.
 Findet ein Überdruckversagen statt, so sinkt danach der Kühlmitteldruck ab und es kommt auch zur zuletzt genannten Anregung.
- 11) Der Ereignisablauf ist ein ATWS-Störfall und wird gemeinsam mit anderen ATWS-Störfällen diskutiert.

Auslösendes Ereignis	Systemfunktionen							Versagensarten des Sicherheitsbehälters						Bemerkungen	
	K	I	J	B	C	E	F	G	α	β ₁	β ₂	β ₃	η		δ
T ₁ S ₂ ' ₁															
T ₁ S ₂ ' ₁ I	F	Z _{T1}							a						5) 6)
T ₁ S ₂ ' ₁ IG	F	Z _{T1}			F _G	F _G	F _G	F	b	X	X _C				5)
T ₁ S ₂ ' ₁ IF	F	Z _{T1}					F		b	X	X	X	X	X	
T ₁ S ₂ ' ₁ IE	F	Z _{T1}				F	Z _E , F _E		b	X	X	X	X	X	6) 7)
T ₁ S ₂ ' ₁ IC	F	Z _{T1}			F	O _C	O _C		b	X	X	X	X	X	8)
T ₁ S ₂ ' ₁ ICE	F	Z _{T1}			F	F	Z _{CE} F _{CE}		b	X	X	X	X	X	7) 9) 10) 11)
T ₁ S ₂ ' ₁ IB	F	Z _{T1}	F		Z _B	Z _B	Z _B		b	X	X _B				
T ₁ S ₂ ' ₁ IJ	F	Z _{T1}	F		O _J	E _J	E _J , Z _E		b	X	X	X	X	X	12)
T ₁ S ₂ ' ₁ IJG	F	Z _{T1}	F		F _G	E _J , F _G	E _J , F _G	F	b	X	X _C				5) 12)
T ₁ S ₂ ' ₁ IJF	F	Z _{T1}	F		O _J	E _J	F		b	X	X	X	X	X	12)
T ₁ S ₂ ' ₁ IJE	F	Z _{T1}	F		O _J	F	E _J , Z _E		b	X	X	X	X	X	7) 12)
T ₁ S ₂ ' ₁ IJC	F	Z _{T1}	F		F	E _J	E _J , Z _E		b	X	X	X	X	X	12)
T ₁ S ₂ ' ₁ IJCE	F	Z _{T1}	F		F	F	E _J , Z _E		b	X	X	X	X	X	7) 10) 11) 12)
T ₁ S ₂ ' ₁ IJB	F	Z _{T1}	F	F	Z _B	Z _B	Z _B		b	X	X _B				

Die Ereignisablaufdiagramme und Tabellen sind identisch für die beiden auslösenden Ereignisse T₁S₂'₁ und T₁S₂'₂. Daher wird nur eines dieser auslösenden Ereignisse (T₁S₂'₁) behandelt.

Auslösendes Ereignis und Systemfunktionen:

F Ausfall (Versagen) der Systemfunktion bzw. Eintreten des auslösenden Ereignisses
 E_N Systemfunktion wird wegen des Ausfalls der Systemfunktion "N" nicht angefordert
 F_N Folgeausfall der Systemfunktion aufgrund des Ausfalls der Systemfunktion "N"
 O_N Systemfunktion ohne Bedeutung, da der Ereignisablauf wegen des Ausfalls der Systemfunktion "N" nicht beherrscht wird
 Z_N Ausfall aufgrund der systemtechnischen Abhängigkeit von der Systemfunktion "N"

Kernschmelzen:

a kein Kernschmelzen
 b Kernschmelzen

Versagensarten des Sicherheitsbehälters:

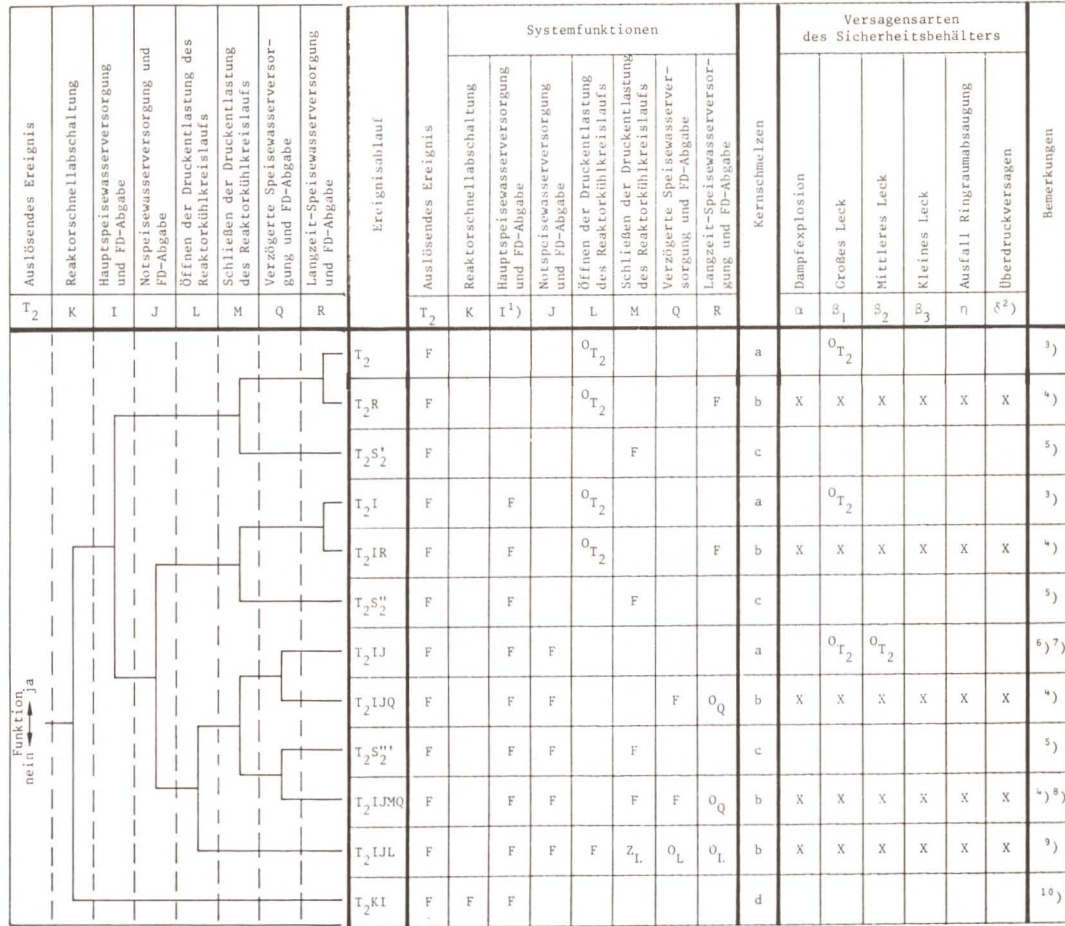
X Denkbare Versagensart des Sicherheitsbehälters
 O_N Versagensart ohne Bedeutung wegen des auslösenden Ereignisses oder des Ausfalls der Systemfunktion "N"
 X_N Die Versagensart des Sicherheitsbehälters tritt als Folge des Ausfalls der Systemfunktion "N" ein

Bild F7, 7-5:

Zusammenfassende Darstellung der Ereignisablaufanalyse "kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall"

Bemerkungen zum kleinen Leck am Druckhalter beim Notstromfall T₁S₂'₁:

- 1) Beim kleinen Leck am Druckhalter sind, im Vergleich zum Notstromfall mit funktionierenden Druckhalterventilen, bezüglich der Speisewasserversorgung und der Frischdampfabgabe andere Mindestanforderungen zu stellen (Anhang 2). Die Systemfunktionen HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE und NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE werden daher neu abgefragt.
- 2) Wegen des Ausfalls der elektrischen Eigenbedarfsversorgung sind u.a. die HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG, die Hauptwärmesenke und damit die Frischdampf-Umleiteinrichtung nicht verfügbar.
- 3) Bei beherrschtem kleinen Leck am Druckhalter wurde analog WASH-1400 davon ausgegangen, daß ein Leck im Sicherheitsbehälter zu keiner nennenswerten Aktivitätsfreisetzung aus der Anlage führt, da der Kern während des Ereignisablaufes bedeckt bleibt und damit keine nennenswerten Hüllrohrschäden zu erwarten sind.
- 4) Abhängig von der Lecklage, kann ein großes Leck im Sicherheitsbehälter zum Folgeausfall des Notkühlsystems führen. Dies wird unter den Ereignisabläufen T₁S₂'₁IG und T₁S₂'₁IJG berücksichtigt.
- 5) Bei einem kleinen Leck am Druckhalter verlaufen die HD-EINSPEISUNGEN bzw. die ND-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN im Vergleich zum großen oder mittleren Leck in einer Hauptkühlmittelleitung über eine relativ große Zeitspanne. Pessimistisch wurde deshalb angenommen, daß der Ausfall der SICHERHEITSBEHÄLTER-INTEGRITÄT FÜR DIE NOTKÜHLUNG zum Ausfall der HD-EINSPEISUNGEN und der ND-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN führt.
- 6) Bei einem kleinen Leck am Druckhalter kommen zunächst die HD-EINSPEISUNGEN zum Einsatz. Vor Entleerung der Flutbehälter muß der Druck im Reaktorkühlkreislauf unter den Ansprechwert der ND-EINSPEISESIGNALE (10 bar Überdruck) abgesenkt sein, da sonst keine ND-EINSPEISUNGEN erfolgen. Außerdem werden die ND-EINSPEISUNGEN FÜR SUMPF-UMWÄLZBETRIEB im allgemeinen nur dann angefordert, wenn die Flutbehälter entleert sind. Bei Ausfall der ND-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN muß angenommen werden, daß die Flutbehälter bei Auslösung der ND-Einspeisesignale noch nicht leer sind und daher eine Umschaltung auf die ND-EINSPEISUNGEN FÜR SUMPF-UMWÄLZBETRIEB nicht möglich ist.
- 7) Um für die ND-EINSPEISUNGEN FÜR SUMPF-UMWÄLZBETRIEB eine ausreichende Zulaufhöhe der Nachkühlpumpen sicherzustellen, wurde pessimistisch davon ausgegangen, daß der Wasserinhalt von mindestens 2 Flutbehältern in den Gebäudesumpf gelangen muß. Beim kleinen Leck ist bei Ausfall der ND-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN dies möglicherweise nicht der Fall. Daher wurde ein Ausfall der ND-EINSPEISUNGEN FÜR SUMPF-UMWÄLZBETRIEB angenommen.
- 8) Bei Ausfall der HD-EINSPEISUNGEN wird, auch bei intakter NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE, der Gemischspiegel im Reaktordruckbehälter langfristig in den Kernbereich gesunken sein, bevor der Druck im Reaktorkühlkreislauf unter den Ansprechwert der ND-Einspeisesignale fällt. Pessimistisch wurde deshalb Kernschmelzen unterstellt.
- 9) Bei Ausfall der HD-EINSPEISUNGEN und der ND-EINSPEISUNGEN FÜR FLUTEN sind aufgrund systemtechnischer Abhängigkeiten auch die ND-EINSPEISUNGEN FÜR SUMPF-UMWÄLZBETRIEB ausgefallen. Diese werden nämlich im allgemeinen nur dann angefordert, wenn die Flutbehälter entleert sind, was hier nicht der Fall ist.
- 10) Aufgrund des geringen Wasserinventars im Sumpf kommt es bei β₂ nicht zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters.
- 11) Bei diesem Ereignisablauf erfolgt keine Einspeisung von Notkühlwasser in den Reaktordruckbehälter, sofern auch die DRUCKSPEICHER-EINSPEISUNGEN versagen. Da beim kleinen Leck der Kühlmittelverlust nur sehr langsam stattfindet, ist im unteren Plenum des Reaktordruckbehälters jedoch ausreichend Restwasser für eine Dampfexplosion vorhanden.
- 12) Bei Ausfall der NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE wird davon ausgegangen, daß der Druck im Reaktorkühlkreislauf so hoch bleibt, daß die ND-EINSPEISUNGEN nicht vor einem Kernschmelzen zum Einsatz kommen.



Auslösendes Ereignis und Systemfunktionen:

- F Ausfall (Versagen) der Systemfunktion bzw. Eintreten des auslösenden Ereignisses
- O_N Systemfunktion ohne Bedeutung, da der Ereignisablauf wegen des Ausfalls der Systemfunktion "N" nicht beherrscht wird
- Z_N Ausfall aufgrund der systemtechnischen Abhängigkeit von der Systemfunktion "N"

Kernschmelzen:

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

Versagensarten des Sicherheitsbehälters:

- X Denkbare Versagensart des Sicherheitsbehälters
- O_N Versagensart ohne Bedeutung wegen des auslösenden Ereignisses "N" oder des Ausfalls der Systemfunktion "N"

Bild F7, 7-6:

Zusammenfassende Darstellung der Ereignisablaufanalyse "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung"

Bemerkungen zum Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung T_2 :

- ¹⁾ Anders als beim Notstromfall kann laut Betriebserfahrung die ausgefallene HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG oft kurzfristig wieder in Betrieb genommen werden. Sinkt hingegen in einem der vier Dampferzeuger der Wasserstand unter 6,5 m ab, so erhalten alle Druckschieber der Hauptspeisewasserpumpen vom Reaktorschutz über die Notspeisezuschaltensignale einen Schließbefehl und sämtliche betriebliche Befehle (einschließlich möglicher Handbefehle) werden so lange unterdrückt, bis der Wasserstand in allen Dampferzeugern wieder über 6,5 m angestiegen ist.
- ²⁾ Ob und wann bei Kernschmelzabläufen infolge des Ausfalls der Hauptspeisewasserversorgung ein spätes Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters eintritt, hängt von der in den Sicherheitsbehälter freigesetzten Wassermenge ab. Pessimistisch wird für alle Kernschmelzabläufe angenommen, daß es zu einem langfristigen Überdruckversagen kommt, das vor einem Durchschmelzen des Gebäudefundaments eintritt.
- ³⁾ Es finden keine Aktivitätsfreisetzung aus dem Reaktorkühlkreislauf in den Sicherheitsbehälter statt. Der Gebäudeabschluß wird nicht angefordert.
- ⁴⁾ Ein Gebäudeabschluß wird automatisch ausgelöst, wenn die Reaktorschutzanregungen "Differenzdruck der Anlagenräume oder Betriebsräume gegenüber Atmosphäre > 30 mbar" und "Druckhalter-Wasserstand < 2,85 m" anstehen. Es wird davon ausgegangen, daß dies vor Beginn des Kernschmelzens der Fall ist.
- ⁵⁾ Der Ereignisablauf führt zu einem "kleinen Leck am Druckhalter" und wird getrennt behandelt.
- ⁶⁾ Es finden keine nennenswerten Aktivitätsfreisetzung aus dem Reaktorkühlkreislauf in den Sicherheitsbehälter statt. Der Gebäudeabschluß ist daher ohne Bedeutung. Er wird automatisch ausgelöst, wenn die Reaktorschutzanregungen "Differenzdruck der Anlagenräume oder Betriebsräume gegenüber Atmosphäre > 30 mbar" und "Druckhalter-Wasserstand < 2,85 m" anstehen.
- ⁷⁾ Bei der VERZÖGERTEN SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE wird auf die Wasserreserven des Notstandssystems zurückgegriffen. Die LANGZEIT-SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE ist daher ohne Bedeutung.
- ⁸⁾ Bei diesem Ereignisablauf schließt eines der beiden Druckhalter-Abblaseventile nicht und die redundanten Absperrmaßnahmen versagen. Für den Fall, daß das 2. Druckhalter-Abblaseventil, das den größeren Ventilquerschnitt besitzt, nicht schließt, reicht die unter T_1S_2 berücksichtigte NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG nicht aus. Pessimistisch wurde davon ausgegangen, daß bei Ausfall der VERZÖGERTEN SPEISEWASSERVERSORGUNG der Wasserspiegel unter die Kernoberkante absinkt und folglich eine Überhitzung des Reaktorkerns stattfindet, die als Kernschmelzen behandelt wird.
- ⁹⁾ Wegen des Ausfalls des ÖFFNENS DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS wird von einem Überdruckversagen des Reaktorkühlkreislaufs ausgegangen. 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. Der Gebäudeabschluß wird hier automatisch ausgelöst, wenn 2 der folgenden Reaktorschutzanregungen anstehen:
 - Differenzdruck der Anlagenräume oder Betriebsräume gegenüber Atmosphäre > 30 mbar,
 - Druckhalter-Wasserstand < 2,85 m,
 - Kühlmitteldruck < 110 bar.
 Findet ein Überdruckversagen statt, so sinkt danach der Kühlmitteldruck ab und es kommt auch zur zuletzt genannten Anregung.
- ¹⁰⁾ Würde es bei Ausfall der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG gelingen, die ausgefallene HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG innerhalb der sehr kurzen Zeitspanne wieder in Betrieb zu nehmen, bevor der Wasserstand in einen der vier Dampferzeuger unter 6,5 m absinkt, so wäre die Transiente ohne Anforderung weiterer Systemfunktionen beherrscht. Anderenfalls handelt es sich bei dem Ereignisablauf um einen ATWS-Störfall, der gemeinsam mit anderen ATWS-Störfällen diskutiert wird.

Funktion nein ja	Auslösendes Ereignis								Systemfunktionen								Versagensarten des Sicherheitsbehälters						Bemerkungen
	T	K	I	J	L	M	Q	R	T	K	I ¹⁾ , ²⁾	J	L ¹⁾	M ¹⁾	Q ³⁾	R	α	β ₁	β ₂	β ₃	η	δ ⁴⁾	
	Auslösendes Ereignis	Reaktorschneidabschaltung	Hauptspeisewasserversorgung und FD-Abgabe	Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe	Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs	Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs	Verzögerte Speisewasserversorgung und FD-Abgabe	Langzeit-Speisewasserversorgung und FD-Abgabe	Auslösendes Ereignis	Reaktorschneidabschaltung	Hauptspeisewasserversorgung und FD-Abgabe	Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe	Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs	Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs	Verzögerte Speisewasserversorgung und FD-Abgabe	Langzeit-Speisewasserversorgung und FD-Abgabe	Kernschmelzen	Dampfexplosion	Großes Leck	Mittleres Leck	Kleines Leck	Ausfall Ringraumabsaugung	
								TK	F	F						a		X					5)
								TKR	F	F					F	b	X	X	X	X	X	X	6)
								TKM	F	F			F			b	X	X	X	X	X	X	7)
								TKL	F	F	O _L	F	Z _L		O _L	b	X	X	X	X	X	X	8)
								TKI	F	F	F, Z _{T1}					a		X					5), 9)
								TKIR	F	F	F, Z _{T1}				F	b	X	X	X	X	X	X	6), 9)
								TKIM	F	F	F, Z _{T1}		F			b	X	X	X	X	X	X	7), 9)
								TKIL	F	F	F, Z _{T1}	O _L	F	Z _L		O _L	b	X	X	X	X	X	9), 9)
								TKIJ	F	F	F, Z _{T1}	F				b	X	X	X	X	X	X	6), 9)

Auslösendes Ereignis und Systemfunktionen:

- F Ausfall (Versagen) der Systemfunktion bzw. Eintreten des auslösenden Ereignisses
- O_N Systemfunktion ohne Bedeutung, da der Ereignisablauf wegen des Ausfalls der Systemfunktion "N" nicht beherrscht wird
- Z_N Ausfall aufgrund der systemtechnischen Abhängigkeit von der Systemfunktion "N"

Kernschmelzen:

- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen

Versagensarten des Sicherheitsbehälters:

- X Denkbare Versagensart des Sicherheitsbehälters

Bild F7, 7-7:

Zusammenfassende Darstellung der Ereignisablaufanalyse "ATWS-Störfälle"

Bemerkungen zu ATWS-Störfällen:

- 1) Durch die Abgabe von Wasser und Dampf aus dem Abblasebehälter in den Sicherheitsbehälter ergeben sich dort meist Umgebungsbedingungen, die in etwa den Auslegungsbedingungen der Druckhalter-Abblaseventile, der Abblase-Steuerventile, der jeweils redundanten Absperrarmaturen, der Druckmeßumformer für die Kühlmitteldruckregelung und der Differenzdruckmeßumformer zur Wasserstandsmessung für die Speisewasserregelung entsprechen. In der Phase A der Risikostudie wurde kein Folgeausfall der aufgeführten Komponenten und damit der Systemfunktionen I, L und M berücksichtigt.
- 2) Außer einem unabhängigen Ausfall der HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG ist zu berücksichtigen, daß beim Notstromfall ein Ausfall aufgrund systemtechnischer Abhängigkeit von der elektrischen Eigenbedarfsversorgung gegeben ist.
- 3) Die Systemfunktion VERZÖGERTE SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE wird bei ATWS-Störfällen nicht berücksichtigt, da eine Dampferzeugerbespeisung praktisch sofort nach Störfalleintritt hergestellt sein muß.
- 4) Ob und wann bei Kernschmelzabläufen aus ATWS-Störfällen ein spätes Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters eintritt, hängt von der in den Sicherheitsbehälter freigesetzten Wassermenge ab. Pessimistisch wird für alle Kernschmelzabläufe angenommen, daß es zu einem langfristigen Überdruckversagen kommt, das vor einem Durchschmelzen des Gebäudefundaments eintritt.
- 5) Zunächst stehen nur die Reaktorschutzanregungen "Differenzdruck der Anlagenräume bzw. der Betriebsräume gegenüber Atmosphäre > 30 mbar" an. Der Gebäudeabschluß wird erst automatisch ausgelöst, wenn zusätzlich eine Anregung über "Druckhalter-Wasserstand < 2,85 m" erfolgt. Ein entsprechendes Absinken des Druckhalter-Wasserstandes findet meist erst nach längerer Zeit statt. Da bei beherrschten ATWS-Störfällen keine nennenswerten Aktivitätsfreisetzungen aus den Hüllrohren zu erwarten sind, ist die Versagensart β₁ des Sicherheitsbehälters ohne Bedeutung.
- 6) Ein Gebäudeabschluß wird automatisch ausgelöst, wenn die Reaktorschutzanregungen "Differenzdruck der Anlagenräume oder Betriebsräume gegenüber Atmosphäre > 30 mbar" und "Druckhalter-Wasserstand < 2,85 m" anstehen. Es wird davon ausgegangen, daß dies vor Beginn des Kernschmelzens der Fall ist.
- 7) Der Ausfall des SCHLIESSENS DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS führt zu einem "kleinen Leck am Druckhalter". Wegen des Ausfalls der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG wird dieser Kühlmittelverluststörfall in der Phase A der Risikostudie (wie in WASH-1400) pessimistisch als Kernschmelzfall behandelt. Der Gebäudeabschluß wird hier automatisch ausgelöst, wenn 2 der folgenden 3 Reaktorschutzanregungen anstehen:
 - Differenzdruck der Anlagenräume oder Betriebsräume gegenüber Atmosphäre > 30 mbar,
 - Druckhalter-Wasserstand < 2,85 m,
 - Kühlmitteldruck < 110 bar.
- 8) Wegen des Ausfalls des ÖFFNENS DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS wird von einem Überdruckversagen des Reaktorkühlkreislaufs ausgegangen. 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.

Bezüglich der Auslösung des Gebäudeabschlusses siehe unter Punkt 7. Findet ein Überdruckversagen statt, so sinkt danach der Kühlmitteldruck ab und es kommt auch zur zuletzt genannten der 3 Reaktorschutzanregungen.
- 9) Findet eine Auslösung der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG statt und versagt das mechanische System zur Reaktorschneidabschaltung, so wird die Hauptspeisewasserregelung "Hauptlast" durch den Reaktorschutz unterbunden. Zeitverzögert wird dann die Hauptspeisewasserregelung "Schwachlast" in Betrieb genommen. Sinkt aufgrund dieses verzögerten Öffnens der Schwachlast-Regelventile der Wasserstand in einem der vier Dampferzeuger unter 6,5 m ab, so wird die HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG vollständig abgeschaltet. In der Phase A der Risikostudie wird davon ausgegangen, daß in diesem Fall die NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG auch ausreicht.

8. FREISETZUNGSKATEGORIEN

8.1 Allgemeines

Wesentliches Ziel der systemtechnischen Untersuchungen ist es, einerseits die Ereignisabläufe zu bestimmen, die im Sinne der Studie als Kernschmelzunfälle gezählt werden, und andererseits die Häufigkeit für Kernschmelzen und die damit verbundene Spaltproduktfreisetzung zu berechnen. Dazu reicht es aus, eine begrenzte Zahl von Klassen auslösender Ereignisse zu untersuchen, die der Wirkung und der Häufigkeit nach die Gesamtheit aller anderen auslösenden Ereignisse dominieren. Die in den systemtechnischen Untersuchungen behandelten auslösenden Ereignisse und die daraus resultierenden Ereignisabläufe sind in den Kapiteln 4, 5 und 7 dargestellt.

Die Untersuchungen zu den physikalischen Vorgängen beim Kernschmelzen wurden vereinfachend nur für zwei Kernschmelzunfälle, die im Kapitel 6 näher beschrieben sind, durchgeführt. Dabei wurde wie in WASH-1400 angenommen, daß alle anderen Kernschmelzabläufe hinsichtlich ihres zeitlichen Verlaufs und der Spaltproduktfreisetzung durch diese beiden Fälle abgedeckt werden können.

Zu jedem dieser beiden Kernschmelzunfälle wurde, in Kombination mit allen unterstellten Versagensarten des Sicherheitsbehälters, die Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage ermittelt. Die so berechneten Freisetzungen lassen sich ihrerseits zu repräsentativen Freisetzungen, den sogenannten Freisetzungskategorien, zusammenfassen. Die einzelnen Freisetzungskategorien wurden so bestimmt, daß sie die Ereignisabläufe, die in den Kategorien zusammengefaßt sind, hinsichtlich der Spaltproduktfreisetzung abdecken. Die Häufigkeiten der einzelnen Freisetzungskategorien ergeben sich aus der Summe der Häufigkeiten der jeweils zugeordneten Ereignisabläufe.

Die Freisetzungskategorien stellen die Zusammenfassung der Ergebnisse der Untersuchungen zu den anlageninternen Ereignisabläufen dar. Sie bilden den Ausgangspunkt für die Unfallfolgenrechnungen, die im Fachband 8 im einzelnen dargestellt sind.

8.2 Festlegung der Freisetzungskategorien

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

- Das Ausmaß der Freisetzung hängt stark davon ab, ob ein Störfall zu Kernschmelzen führt und welche Versagensart des Sicherheitsbehälters unterstellt wird.
- Bei Kernschmelzunfällen hängt das Ausmaß der Freisetzung vergleichsweise wenig davon ab, welcher der beiden 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.

In der Phase A der deutschen Risikostudie wurden bei Kernschmelzunfällen folgende Versagensarten des Sicherheitsbehälters berücksichtigt:

- Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters, unterteilt in
 - Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters und intakte Ringraumabsaugung sowie intakte Störfallfilter vor dem Überdruckversagen,
 - Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters und Ausfall der Ringraumabsaugung oder der Störfallfilter vor dem Überdruckversagen.
- Leckagen des Sicherheitsbehälters, unterteilt in
 - kleine Leckage des Sicherheitsbehälters,
 - mittlere Leckage des Sicherheitsbehälters,
 - große Leckage des Sicherheitsbehälters.
- Versagen des Sicherheitsbehälters als Folge einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter.

Bei beherrschten Kühlmittelverluststörfällen, die nicht zu Kernschmelzen führen, ist lediglich die Versagensart "Leckage des Sicherheitsbehälters" möglich.

Mit Hilfe der oben aufgeführten Kriterien lassen sich insgesamt die folgenden 8 Gruppen von Freisetzungen bilden:

- Kernschmelzen mit Dampfexplosion,
- Kernschmelzen mit großem Leck im Sicherheitsbehälter,
- Kernschmelzen mit mittlerem Leck im Sicherheitsbehälter,
- Kernschmelzen mit kleinem Leck im Sicherheitsbehälter,
- Kernschmelzen mit Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters und Ausfall der Ringraumabsaugung oder der Störfallfilter,
- Kernschmelzen mit Überdruckversagen,
- beherrschter Kühlmittelverluststörfall mit großem oder mittlerem Leck im Sicherheitsbehälter,
- beherrschter Kühlmittelverluststörfall.

Jeder in der Studie betrachtete Ereignisablauf kann bezüglich seiner Freisetzung einer dieser 8 Gruppen zugeordnet werden. Diese Gruppen werden als Freisetzungskategorien bezeichnet und durch repräsentative Werte für die Spaltproduktfreisetzung, die Eintrittshäufigkeit usw. beschrieben.

8.3 Bestimmung der Parameter der Freisetzungskategorien

Tabelle F7, 8-1 zeigt die in der Phase A der deutschen Risiko-studie ermittelten Freisetzungskategorien.

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, so daß wegen der äußerst kurzen Verweildauer der Spaltprodukte in der Sicherheitsbehälteratmosphäre die Ablagerungseffekte gering sind. 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 2 beinhaltet die Kernschmelzunfälle, bei denen ein großes Leck im Sicherheitsbehälter angenommen wird.

Freisetzungskategorie Nr.	Beschreibung	Zeitpunkt der Freisetzung h	Dauer der Freisetzung h	Höhe der Freisetzung m	Freigesetzte Energie 10^6 kJ/h	Häufigkeit der Freisetzung 1/a	Freigesetzter Anteil des Kerninventars							
							Xe-Kr	Jorg	J ₂ -Br	Cs-Rb	Te-Sb	Ba-Sr	Ru ²⁾	La ³⁾
1	Kernschmelzen mit Dampfexplosion	1	1	30	540	$2 \cdot 10^{-6}$	1,0	$7,0 \cdot 10^{-3}$	$7,9 \cdot 10^{-1}$	$5,0 \cdot 10^{-1}$	$3,5 \cdot 10^{-1}$	$6,7 \cdot 10^{-2}$	$3,8 \cdot 10^{-1}$	$2,6 \cdot 10^{-3}$
2	Kernschmelzen, großes Leck im Sicherheits- behälter (Ø 300 mm)	1	3	10	15	$6 \cdot 10^{-7}$	1,0	$7,0 \cdot 10^{-3}$	$4,0 \cdot 10^{-1}$	$2,9 \cdot 10^{-1}$	$1,9 \cdot 10^{-1}$	$3,2 \cdot 10^{-2}$	$1,7 \cdot 10^{-2}$	$2,6 \cdot 10^{-3}$
3	Kernschmelzen, mittlere Leck im Sicherheitsbehälter (Ø 80 mm)	2	3	10	1	$6 \cdot 10^{-7}$	1,0	$7,0 \cdot 10^{-3}$	$6,3 \cdot 10^{-2}$	$4,4 \cdot 10^{-2}$	$4,0 \cdot 10^{-2}$	$4,9 \cdot 10^{-3}$	$3,3 \cdot 10^{-3}$	$5,2 \cdot 10^{-4}$
4	Kernschmelzen, kleines Leck im Sicherheits- behälter (Ø 25 mm)	2	3	10	-	$3 \cdot 10^{-6}$	1,0	$7,0 \cdot 10^{-3}$	$1,5 \cdot 10^{-2}$	$5,1 \cdot 10^{-3}$	$5,0 \cdot 10^{-3}$	$5,7 \cdot 10^{-4}$	$4,0 \cdot 10^{-4}$	$6,5 \cdot 10^{-5}$
5 ¹⁾	Kernschmelzen, Über- druckversagen, Ausfall der Störfallfilter	0	1	10	-	$2 \cdot 10^{-5}$	$2,0 \cdot 10^{-5}$	$1,8 \cdot 10^{-7}$	$1,8 \cdot 10^{-5}$	$4,7 \cdot 10^{-5}$	$3,6 \cdot 10^{-7}$	$5,5 \cdot 10^{-9}$	-	-
		1	1	10	-		$2,3 \cdot 10^{-2}$	$1,6 \cdot 10^{-4}$	$9,6 \cdot 10^{-4}$	$6,7 \cdot 10^{-4}$	$6,7 \cdot 10^{-4}$	$8,0 \cdot 10^{-5}$	$5,5 \cdot 10^{-5}$	$8,8 \cdot 10^{-6}$
6 ¹⁾	Kernschmelzen, Über- druckversagen	0	1	100	-	$7 \cdot 10^{-5}$	$2,0 \cdot 10^{-5}$	$1,8 \cdot 10^{-9}$	$1,8 \cdot 10^{-8}$	$4,7 \cdot 10^{-8}$	$3,6 \cdot 10^{-10}$	$5,5 \cdot 10^{-12}$	-	-
		1	1	100	-		$2,3 \cdot 10^{-2}$	$1,6 \cdot 10^{-6}$	$9,6 \cdot 10^{-7}$	$6,7 \cdot 10^{-7}$	$6,7 \cdot 10^{-7}$	$8,0 \cdot 10^{-8}$	$5,5 \cdot 10^{-8}$	$8,8 \cdot 10^{-9}$
8	Beherrschter Kühlmit- telverluststörfall	0	1	10	9	$1 \cdot 10^{-4}$	$1,7 \cdot 10^{-2}$	$3,7 \cdot 10^{-5}$	$5,3 \cdot 10^{-3}$	$1,3 \cdot 10^{-2}$	$2,5 \cdot 10^{-5}$	$2,5 \cdot 10^{-7}$	0	0
		1	1	100	-		$2,3 \cdot 10^{-1}$	$1,6 \cdot 10^{-3}$	$9,6 \cdot 10^{-3}$	$6,7 \cdot 10^{-4}$	$6,7 \cdot 10^{-4}$	$8,0 \cdot 10^{-5}$	$5,5 \cdot 10^{-5}$	$8,8 \cdot 10^{-6}$
8	Beherrschter Kühlmit- telverluststörfall	0	6	100	-	$1 \cdot 10^{-3}$	$4,6 \cdot 10^{-4}$	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,2 \cdot 10^{-8}$	$2,1 \cdot 10^{-8}$	$4,1 \cdot 10^{-11}$	$4,1 \cdot 10^{-13}$	0	0
		1	1	10	-		$9,8 \cdot 10^{-1}$	$6,8 \cdot 10^{-3}$	$9,6 \cdot 10^{-3}$	$4,5 \cdot 10^{-4}$	$4,7 \cdot 10^{-4}$	$4,7 \cdot 10^{-5}$	$5,3 \cdot 10^{-5}$	$9,5 \cdot 10^{-6}$

¹⁾ Da die Freisetzung über einen längeren Zeitraum erfolgt, werden die freigesetzten Anteile für drei Zeitintervalle getrennt angegeben.

²⁾ enthält Ru, Rh, Co, Mo, Tc

³⁾ enthält Y, La, Zr, Nb, Ce, Pr, Nd, Np, Pu, Am, Cm

Tab. F7, 8-1:
Freisetzungskategorien

Bei dieser Leckgröße findet langfristig kein 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 erfolgt in beiden Fällen erheblich langsamer als bei einem großen Leck im Sicherheitsbehälter. Das führt dazu, daß die Verweildauer der Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter je nach Leckgröße zunimmt und die Ablagerungseffekte zu einer deutlichen Verringerung der Freisetzung aus der Anlage führen.

Die Freisetzungskategorien 5 und 6 umfassen Kernschmelzunfälle, bei denen der Sicherheitsbehälter zunächst intakt ist. Langfristig muß aufgrund der Ergebnisse der Studie 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 (Abschnitt 6.4). 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 oder der Störfallfilter unterstellt.

Die Freisetzungskategorien 7 und 8 enthalten vom Not- und Nachkühlsystem beherrschte Kühlmittelverluststörfälle, die durch ein mittleres oder großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung hervorgerufen werden. Bei diesen Störfallabläufen bleibt der Kern mit Ausnahme eventueller Hüllrohrschäden intakt. Es können deshalb lediglich die im Spaltgassammelraum der Brennstäbe vorhandenen gasförmigen und leichtflüchtigen Spaltprodukte aus dem Kern freigesetzt werden. Im Vergleich zu Kernschmelzunfällen ist diese Freisetzung relativ gering. Bei Freisetzungskatego-

rie 7 wurde, stellvertretend für denkbare Sicherheitsbehälterleckagen, zur Ermittlung der Freisetzung ein großes Leck im Sicherheitsbehälter unterstellt. Bei Freisetzungskategorie 8 ist der Sicherheitsbehälter intakt. Jedoch wurde analog zu WASH-1400 eine erhöhte Auslegungsleckage angenommen (Abschnitt 6.4).

Die Bestimmung der einzelnen Parameter der Freisetzungskategorien erfolgte analog zum Vorgehen in WASH-1400. Im folgenden soll hierauf kurz eingegangen werden.

- Ausmaß der Spaltproduktfreisetzung

Zur Bestimmung der repräsentativen Werte der Spaltproduktfreisetzung wurden zu jeder Nuklidgruppe die freigesetzten Anteile des Spaltproduktinventars für die in einer Kategorie zusammengefaßten Kernschmelzfälle miteinander verglichen. Die repräsentative Freisetzung wird dann aus den jeweils ungünstigsten Werten jeder Nuklidgruppe gebildet. Dies soll kurz an einem Beispiel erläutert werden. Tabelle F7, 8-2 zeigt dazu die aus der Anlage freigesetzten kumulativen Anteile des Kerninventars für die Ereignisabläufe der Freisetzungskategorie 2. Wie aus der Tabelle ersichtlich, führt der Kernschmelzfall 2 zu den größeren Freisetzungen als der Kernschmelzfall 1. Deshalb wurden für die repräsentative Freisetzung der Kategorie 2 die freigesetzten Anteile des Kernschmelzfalls 2 übernommen. Entsprechendes gilt auch für die übrigen Freisetzungskategorien, die Kernschmelzunfälle enthalten.

- Zeitpunkt und Dauer der Freisetzung

Wie der Tabelle F7, 8-2 als Beispiel zu entnehmen ist, erfolgt bei den Ereignisabläufen, die zur Freisetzungskategorie 2 gehören, die Hauptfreisetzung von Spaltprodukten zwischen 1 Stunde und 4 Stunden nach Störfalleintritt. Es wurde deshalb vereinfachend angenommen, daß die Freisetzung nach 1 Stunde beginnt und nach 4 Stunden abgeschlossen ist, und daß innerhalb dieser Zeitspanne die gesamte Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage mit

Zeit	Kr-Xe	J _{org}	J ₂ -Br	Cs-Rb	Te	Ba-Sr	Ru	La
Kernschmelzfall 1, großes Leck im Sicherheitsbehälter								
0-1,1 h	2,0 E-2	1,8 E-4	1,6 E-2	4,1 E-2	3,1 E-4	4,7 E-6	-	-
0-1,4 h	1,2 E-1	8,6 E-4	9,3 E-2	1,0 E-1	1,3 E-2	8,3 E-3	2,5 E-3	2,5 E-4
0-1,9 h	4,3 E-1	3,0 E-3	2,8 E-1	2,1 E-1	3,7 E-2	2,4 E-2	7,3 E-3	7,3 E-3
0-4,9 h	8,5 E-1	5,9 E-3	3,8 E-1	2,6 E-1	1,5 E-1	2,9 E-2	1,5 E-2	2,1 E-3
0-10 h	9,9 E-1	6,9 E-3	3,9 E-1	2,6 E-1	1,6 E-1	3,0 E-2	1,6 E-2	2,3 E-3
0-100 h	1,0	7,0 E-3	3,9 E-1	2,6 E-1	1,6 E-1	3,0 E-2	1,6 E-2	2,3 E-3
Kernschmelzfall 2, großes Leck im Sicherheitsbehälter								
0-37 min	1,4 E-2	1,3 E-4	1,3 E-2	3,6 E-2	2,7 E-4	4,1 E-6	-	-
0-52 min	9,6 E-2	7,1 E-4	8,1 E-2	9,0 E-2	1,1 E-2	7,2 E-3	2,1 E-3	2,1 E-4
0-1,3 h	4,1 E-1	2,9 E-3	2,7 E-1	2,2 E-1	3,8 E-2	2,5 E-2	7,5 E-3	7,5 E-4
0-4,3 h	8,7 E-1	6,1 E-3	3,9 E-1	2,8 E-1	1,7 E-1	3,2 E-2	1,7 E-2	2,4 E-3
0-10 h	1,0	7,0 E-3	4,0 E-1	2,9 E-1	1,9 E-1	3,2 E-2	1,7 E-2	2,6 E-3
0-100 h	1,0	7,0 E-3	4,0 E-1	2,9 E-1	1,9 E-1	3,2 E-2	1,7 E-2	2,6 E-3

Tab. F7, 8-2:

Aus der Anlage freigesetzter kumulativer Anteil des Kerninventars für die Ereignisabläufe der Freisetzungskategorie 2

konstanter Rate erfolgt. Entsprechend wurde bei den anderen Freisetzungskategorien vorgegangen. Die Rechnungen zu den Ereignisabläufen der Freisetzungskategorien 5 und 6 zeigen, daß sich die Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage in diesen Fällen über einen großen Zeitbereich erstreckt, und daß dabei für einige Nuklidgruppen die Freisetzung vor dem Überdruckversagen ähnlich hoch ist wie beim Überdruckversagen selbst. Aus diesem Grunde wurden die freigesetzten Anteile für drei Zeitbereiche getrennt angegeben.

● Höhe der Freisetzung

Unter der Höhe der Freisetzung wird die geometrische Höhe über dem Erdboden verstanden, in der die Spaltprodukte aus der Anlage freigesetzt werden. Die Bestimmung dieser Größe wurde analog zu WASH-1400 durchgeführt.

Bei Kategorie 1 wurde angenommen, daß das als Folge einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter postulierte Versagen des Sicherheitsbehälters und der Sekundärabschirmung und die damit verbundene Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage etwa in halber Höhe des Reaktorgebäudes, d.h. ca. 30 m über dem Boden, stattfindet.

Bei Leckage des Sicherheitsbehälters (Kategorien 2, 3, 4 und 7) sowie bei Ausfall der Ringraumabsaugung oder der Störfallfilter (Kategorie 5) wurde pessimistisch davon ausgegangen, daß die Sekundärabschirmung keine Rückhaltewirkung hat und daß die Spaltprodukte bodennah entweichen. Wie in WASH-1400 wurde bei bodennaher Freisetzung ohne Differenzierung eine geometrische Freisetzungshöhe von 10 m verwendet. Der gleiche Wert wurde auch nach dem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters (Kategorien 5 und 6) angenommen.

Bei Kategorie 6 wurden vor dem Überdruckversagen ein dichter Sicherheitsbehälter (10fache Auslegungsleckage), intakte Ringraumabsaugung und intakte Störfallfilter unterstellt. In diesem Fall wurde angenommen, daß die Spaltproduktfreisetzung bis

zum Überdruckversagen über die Störfallfilter und den Kamin (Höhe 100 m) erfolgt. Für den beherrschten Kühlmittelverluststörfall (Kategorie 8) wurde davon ausgegangen, daß während des gesamten Störfallverlaufes die Spaltproduktfreisetzung über die Störfallfilter und den Kamin stattfindet.

● Freigesetzte Energie

Die Energie, die bei den verschiedenen Ereignisabläufen mit dem aus dem Sicherheitsbehälter strömenden Gasgemisch freigesetzt wird, ist für die Berechnung des Aufstiegs der Aktivitätsfahne von Bedeutung. Die in Tabelle F7, 8-1 für die einzelnen Kategorien ausgewiesenen Werte wurden mit Hilfe der entsprechenden Angaben in WASH-1400 grob abgeschätzt. Die Angaben sind mit erheblichen Unsicherheiten behaftet. Diesem Umstand wurde in den Untersuchungen zu den Unfallfolgen dadurch Rechnung getragen, daß für die freigesetzte Energie wie für eine Reihe weiterer Größen der Einfluß auf die Ergebnisse der Unfallfolgenrechnungen analysiert wurde. Dabei wurden die in Tabelle F7, 8-3 zusammengestellten breiten Verteilungen verwendet (Fachband 8).

Freisetzungskategorie	Fraktile (in 10^6 kJ/h)			Verwendeter Rechenwert (in 10^6 kJ/h)
	5 %	50 %	95 %	
1	50	460	4 200	540
2	1	5	20	15
5 (Überdruckversagen)	30	160	840	200
6 (Überdruckversagen)	30	160	840	200
7	1	5	20	9

Tab. F7, 8-3:

Verteilungen der aus dem Sicherheitsbehälter freigesetzten thermischen Energie

● Häufigkeit der Freisetzung

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 α), 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 $\beta_1, \beta_2, \beta_3$), bzw. für den Ausfall der Ringraumabsaugung oder der Störfallfilter (Versagensart η) 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 δ), falls der Sicherheitsbehälter nicht vorher auf andere Weise versagt hat. Die Wahrscheinlichkeit p_δ 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.

Bei der Durchführung der Fehlerbaumanalyse wurde für das zu untersuchende auslösende Ereignis der Fehlerbaum "Kernschmelzen" UND-verknüpft mit dem Fehlerbaum für die zu bewertende Versagensart des Sicherheitsbehälters (Versagensarten $\beta_1, \beta_2, \beta_3, \eta$). Auf diese Art wurden in einem Zwischenschritt sowohl die Erwartungswerte als auch die Verteilungen der bedingten Wahrscheinlichkeiten für eine Freisetzung in den zu bewertenden Freisetzungskategorien 2 bis 5 ermittelt. Die Wahrscheinlichkeitsverteilungen wurden durch logarithmische Normalverteilungen approximiert. Die Ergebnisse sind für die verschiedenen auslösenden Ereignisse in der Tabelle F7, 8-4 zusammengestellt. Dort ist auch für jedes der auslösenden Ereignisse die Wahrscheinlichkeitsverteilung der Freisetzungskategorie 6 angegeben. Sie ergibt sich als Differenz der Wahrscheinlichkeitsverteilung von Kernschmelzen und der Summe der Verteilungen der Kategorien 2 bis 5. (Die Wahrscheinlichkeit der Kategorie 1 kann hier vernachlässigt werden.)

Die Beiträge der auslösenden Ereignisse "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung", "Turbinenschnellabschaltung ohne Öffnen der Frischdampf-Umleiteinrichtung", "kleines Leck am Druckhalter bei anderen zu erwartenden Transienten" und "ATWS-Störfälle" zu den Kategorien 2 bis 5 sind in der Tabelle nicht aufgeführt. Diese Beiträge sind im Vergleich zu denen der anderen auslösenden Ereignisse vernachlässigbar.

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. Dieser in der Tabelle nicht aufgeführte Wert wäre in der Freisetzungskategorie 2 zu berücksichtigen, trägt jedoch nicht dominant zum Ergebnis bei.

Ein Bersten des Reaktordruckbehälters könnte, entsprechend der dann aufgetretenen Sicherheitsbehälter-Versagensart, zu einer Freisetzung in jeder der Kategorien führen. Die Beiträge zu den einzelnen Freisetzungskategorien sind jedoch vernachlässigbar.

Auslösendes Ereignis	Parameter der Wahrscheinlichkeitsverteilung	Freisetzungskategorien				
		2	3	4	5	6
● Großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	\bar{p} P_{50}/K_{95}	$8 \cdot 10^{-5}$ $8 \cdot 10^{-5}/2$	$5 \cdot 10^{-6}$ $1,6 \cdot 10^{-6}/13$	$4 \cdot 10^{-5}$ $3 \cdot 10^{-5}/3$	$3 \cdot 10^{-5}$ $2 \cdot 10^{-5}/3$	$1,6 \cdot 10^{-3}$ $1,3 \cdot 10^{-3}/3$
● Mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	\bar{p} P_{50}/K_{95}	$8 \cdot 10^{-5}$ $8 \cdot 10^{-5}/2$	$1 \cdot 10^{-5}$ $3 \cdot 10^{-6}/13$	$6 \cdot 10^{-5}$ $5 \cdot 10^{-5}/3$	$4 \cdot 10^{-5}$ $3 \cdot 10^{-5}/3$	$2,1 \cdot 10^{-3}$ $1,7 \cdot 10^{-3}/3$
● Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	\bar{p} P_{50}/K_{95}	$8 \cdot 10^{-5}$ $8 \cdot 10^{-5}/2$	$1 \cdot 10^{-5}$ $3 \cdot 10^{-6}/12$	$7 \cdot 10^{-5}$ $6 \cdot 10^{-5}/2,5$	$4 \cdot 10^{-5}$ $3 \cdot 10^{-5}/2,5$	$2 \cdot 10^{-2}$ $1,4 \cdot 10^{-2}/4,5$
● Notstromfall	\bar{p} P_{50}/K_{95}	$2 \cdot 10^{-7}$ $1,2 \cdot 10^{-7}/6$	$1 \cdot 10^{-6}$ $6 \cdot 10^{-7}/7$	$3 \cdot 10^{-6}$ $1,3 \cdot 10^{-6}/8$	$7 \cdot 10^{-5}$ $3 \cdot 10^{-5}/9$	$5 \cdot 10^{-5}$ $4 \cdot 10^{-5}/4$
● Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall ¹⁾	\bar{p} für $T_1 S'_2: P_{50}/K_{95}$ für $T_1 S''_2: P_{50}/K_{95}$	$2 \cdot 10^{-7}$ $1,8 \cdot 10^{-7}/3,5$ ϵ	$2 \cdot 10^{-6}$ $6 \cdot 10^{-7}/8$ $2 \cdot 10^{-7}/9$	$2 \cdot 10^{-6}$ $5 \cdot 10^{-7}/7$ $3 \cdot 10^{-7}/9$	$4 \cdot 10^{-5}$ $8 \cdot 10^{-6}/7$ $8 \cdot 10^{-6}/10$	$2 \cdot 10^{-5}$ $6 \cdot 10^{-6}/9$ $2 \cdot 10^{-7}/17$
● Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	\bar{p} P_{50}/K_{95}					$4 \cdot 10^{-6}$ $2,5 \cdot 10^{-6}/4$
● Turbinenschnellabschaltung ohne Öffnen der FD-Umleiteinrichtung	\bar{p} P_{50}/K_{95}					$1 \cdot 10^{-7}$ $3 \cdot 10^{-8}/12$
● Kleines Leck am Druckhalter bei anderen zu erwartenden Transienten	\bar{p} P_{50}/K_{95}					$2 \cdot 10^{-3}$ $1,4 \cdot 10^{-3}/4$
● ATWS-Störfälle (Ausfall des Schließens der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs)	\bar{p} P_{50}/K_{95}					$2,6 \cdot 10^{-2}$ $2 \cdot 10^{-2}/2,5$
● ATWS-Störfall "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" (Ausfall des Öffnens der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs)	\bar{p} P_{50}/K_{95}					$1,2 \cdot 10^{-1}$ $1,1 \cdot 10^{-1}/2$

¹⁾ Für das kleine Leck am Druckhalter beim Notstromfall wurden jeweils zwei Wahrscheinlichkeitsverteilungen bestimmt, entsprechend der im Abschnitt 5.2 durchgeführten Aufteilung. Die Wahrscheinlichkeitsverteilungen wurden unter der Bedingung ermittelt, daß der Notstromfall eingetreten ist. Die ausgewiesenen Werte enthalten also bereits die Wahrscheinlichkeiten, daß es beim Notstromfall zu einem kleinen Leck am Druckhalter kommt.

Tab. F7, 8-4:

Bedingte Wahrscheinlichkeiten für die Freisetzungskategorien 2 bis 6 bei Kühlmittelverluststörfällen und Transienten

Durch Faltung der in Tabelle F7, 8-4 angegebenen Wahrscheinlichkeitsverteilungen für die Freisetzungskategorien mit den zugehörigen Häufigkeitsverteilungen der auslösenden Ereignisse (Tabelle F7, 4-1) wurden die Häufigkeitsverteilungen für die Freisetzungskategorien ermittelt. Die Häufigkeitsverteilungen aufgrund der unterschiedlichen auslösenden Ereignisse wurden für jede Freisetzungskategorie durch Monte-Carlo-Simulation überlagert. Tabelle F7, 8-5 enthält die Ergebnisse, das sind die Erwartungswerte und Parameter der Verteilungsfunktionen für die Häufigkeiten der einzelnen Kategorien¹⁾.

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. F7, 8-5:

Summe der Freisetzungshäufigkeiten in den einzelnen Freisetzungskategorien

¹⁾ Die in der Tabelle F7, 8-4 in Freisetzungskategorie 6 zuletzt aufgeführten fünf Kernschmelzunfälle wurden bei den Rechnungen in Fachband 8, Abschnitt 9.2.2, nicht berücksichtigt. Diese fünf Kernschmelzunfälle liefern aufgrund der durchgeführten Rundungen keinen merkbaren Beitrag zu den Ergebnissen.

Die Verteilungsfunktionen werden durch den Median sowie durch die obere und untere Grenze des 90%igen Vertrauensintervalls charakterisiert.

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 Kategorien erhält. Dieses Vorgehen wurde für die vorliegende Studie aus WASH-1400 übernommen; alle Unfallfolgenrechnungen und Risikoergebnisse beziehen sich auf diese Werte. Damit sollen nach WASH-1400 Unsicherheiten in den Freisetzungsberechnungen berücksichtigt werden, aufgrund derer die Freisetzungen für manche Ereignisabläufe eher den repräsentativen Werten der benachbarten Freisetzungskategorien entsprechen könnten. Dieses Vorgehen läßt sich aber in der durchgeführten Form nicht näher begründen. Überträge erfolgten nur zwischen vergleichbaren Ereignisabläufen, d.h. zwischen den Kernschmelzufällen in den Kategorien 1 bis 6 einerseits und zwischen den beherrschten Störfällen in den Kategorien 7 und 8 andererseits. Zwischen den Kategorien 6 und 7 erfolgten keine Überträge.

Dieses Vorgehen führt grundsätzlich zu einer Erhöhung des errechneten Risikos. Aufgrund dieses Vorgehens weisen einige Freisetzungskategorien erheblich höhere Häufigkeiten aus, 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.

Für die einzelnen in der Studie betrachteten Ereignisabläufe wurden keine Wahrscheinlichkeitsverteilungen, sondern nur die Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten für eine Freisetzung ermittelt. Durch Multiplikation mit dem zugehörigen Erwartungswert der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses erhält man die Freisetzungshäufigkeiten für die einzelnen Ereignisabläufe. Diese Freisetzungshäufigkeiten sind in Tabelle F7, 8-6 für die Ereignisabläufe, die wesentlich zur Häufigkeit der Kategorie beitragen, zusammengestellt. Zur Bezeichnung der Ereignisabläufe werden die in den Ereignisablaufdiagrammen des Kapi-

	Freisetzungskategorien							
	1	2	3	4	5	6	7	8
Großes Leck in einer Haupt- kühlmittellei- tung A	AH- α $2 \cdot 10^{-9}$	AG- β_1 $1 \cdot 10^{-8}$	AF- β_2 $3 \cdot 10^{-10}$	AF- β_3 $4 \cdot 10^{-9}$	AF- η $1 \cdot 10^{-9}$	AH- δ $5 \cdot 10^{-8}$	A- β_1 $6 \cdot 10^{-8}$	A $3 \cdot 10^{-4}$
	AF- α $4 \cdot 10^{-9}$	AB- β_1 $1 \cdot 10^{-8}$	AE- β_2 $1 \cdot 10^{-9}$	AE- β_3 $7 \cdot 10^{-9}$	AE- η $6 \cdot 10^{-9}$	AF- δ $1 \cdot 10^{-7}$		
	AE- α $2 \cdot 10^{-9}$					AE- δ $4 \cdot 10^{-8}$		
	AD- α $5 \cdot 10^{-9}$					AD- δ $2 \cdot 10^{-7}$		
	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 ₁	S ₁ H- α $4 \cdot 10^{-9}$	S ₁ G- β_1 $4 \cdot 10^{-8}$	S ₁ F- β_2 $1 \cdot 10^{-9}$	S ₁ F- β_3 $8 \cdot 10^{-9}$	S ₁ F- η $3 \cdot 10^{-9}$	S ₁ H- δ $2 \cdot 10^{-7}$	S ₁ - β_1 $2 \cdot 10^{-7}$	S ₁ $8 \cdot 10^{-4}$
	S ₁ F- α $1 \cdot 10^{-8}$	S ₁ B- β_1 $2 \cdot 10^{-8}$	S ₁ E- β_2 $5 \cdot 10^{-10}$	S ₁ E- β_3 $4 \cdot 10^{-9}$	S ₁ E- η $2 \cdot 10^{-9}$	S ₁ F- δ $4 \cdot 10^{-7}$		
	S ₁ E- α $2 \cdot 10^{-9}$		S ₁ C- β_2 $3 \cdot 10^{-9}$	S ₁ C- β_3 $2 \cdot 10^{-8}$	S ₁ C- η $2 \cdot 10^{-8}$	S ₁ E- δ $8 \cdot 10^{-8}$		
	S ₁ D- α $4 \cdot 10^{-9}$		S ₁ CE- β_2 $3 \cdot 10^{-9}$	S ₁ CE- β_3 $1 \cdot 10^{-8}$	S ₁ CE- η $2 \cdot 10^{-8}$	S ₁ D- δ $2 \cdot 10^{-7}$		
	S ₁ C- α $2 \cdot 10^{-8}$					S ₁ C- δ $9 \cdot 10^{-7}$		
	S ₁ CE- α $2 \cdot 10^{-9}$					S ₁ CE- δ $8 \cdot 10^{-8}$		
	Summe S ₁	$5 \cdot 10^{-8}$	$6 \cdot 10^{-8}$	$8 \cdot 10^{-9}$	$5 \cdot 10^{-8}$	$4 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-7}$
Kleines Leck in einer Haupt- kühlmittellei- tung S ₂	S ₂ IF- α $4 \cdot 10^{-8}$	S ₂ IG- β_1 $1 \cdot 10^{-7}$	S ₂ IF- β_2 $1 \cdot 10^{-9}$	S ₂ IF- β_3 $1 \cdot 10^{-8}$	S ₂ IJ- η $5 \cdot 10^{-8}$	S ₂ IF- δ $1 \cdot 10^{-6}$		
	S ₂ IC- α $7 \cdot 10^{-8}$	S ₂ IB- β_1 $8 \cdot 10^{-8}$	S ₂ IE- β_2 $2 \cdot 10^{-9}$	S ₂ IE- β_3 $1 \cdot 10^{-8}$	S ₂ IJCE- η $3 \cdot 10^{-8}$	S ₂ IC- δ $3 \cdot 10^{-6}$		
	S ₂ IJ- α $1,4 \cdot 10^{-6}$	S ₂ IJG- β_1 $3 \cdot 10^{-8}$	S ₂ IC- β_2 $4 \cdot 10^{-9}$	S ₂ IC- β_3 $2 \cdot 10^{-8}$		S ₂ IJ- δ $5 \cdot 10^{-5}$		
			S ₂ ICE- β_2 $4 \cdot 10^{-9}$	S ₂ ICE- β_3 $2 \cdot 10^{-8}$				
			S ₂ IJ- β_2 $2 \cdot 10^{-8}$	S ₂ IJ- β_3 $1 \cdot 10^{-7}$				
			S ₂ IJF- β_2 $2 \cdot 10^{-9}$	S ₂ IJF- β_3 $1 \cdot 10^{-8}$				
			S ₂ IJCE- β_2 $4 \cdot 10^{-9}$	S ₂ IJCE- β_3 $1 \cdot 10^{-8}$				
	Summe S ₂	$1,5 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$5,5 \cdot 10^{-5}$	

Tab. F7, 8-6 (1):

Dominierende Ereignisabläufe in den einzelnen Freisetzungskategorien

	Freisetzungskategorien							
	1	2	3	4	5	6	7	8
Transienten T	$T_1IR-\alpha$ $1 \cdot 10^{-7}$	$T_1IR-\beta_1$ $7 \cdot 10^{-9}$	$T_1IR-\beta_2$ $1 \cdot 10^{-8}$	$T_1IJQ-\beta_3$ $3 \cdot 10^{-7}$	$T_1IJQ-\eta$ $6 \cdot 10^{-6}$	$T_1IR-\delta$ $4 \cdot 10^{-6}$		
	$T_1IJQ-\alpha$ $2 \cdot 10^{-7}$	$T_1IJQ-\beta_1$ $1 \cdot 10^{-8}$	$T_1IJQ-\beta_2$ $1 \cdot 10^{-7}$		$T_1IJMQ-\eta$ $4 \cdot 10^{-7}$	$T_1IJQ-\delta$ $1 \cdot 10^{-6}$		
	$T_2R-\alpha$ $2 \cdot 10^{-8}$					$T_2R-\delta$ $6 \cdot 10^{-7}$		
	$T_2IJQ-\alpha$ $5 \cdot 10^{-8}$					$T_2IJQ-\delta$ $2 \cdot 10^{-6}$		
	$TKL-\alpha$ $1 \cdot 10^{-8}$					$TKL-\delta$ $5 \cdot 10^{-7}$		
	$TKM-\alpha$ $2 \cdot 10^{-8}$					$TKM-\delta$ $7 \cdot 10^{-7}$		
	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_2	$T_1S_2^IIC-\alpha$ $2 \cdot 10^{-8}$	$T_1S_2^IG-\beta_1$ $1,5 \cdot 10^{-8}$	$T_1S_2^IC-\beta_2$ $1 \cdot 10^{-8}$	$T_1S_2^ICE-\beta_3$ $8 \cdot 10^{-8}$	$T_1S_2^ICE-\eta$ $1,5 \cdot 10^{-6}$	$T_1S_2^IC-\delta$ $4 \cdot 10^{-7}$		
	$T_1S_2^IICE-\alpha$ $7 \cdot 10^{-8}$	$T_1S_2^ICE-\beta_1$ $1 \cdot 10^{-9}$	$T_1S_2^ICE-\beta_2$ $1 \cdot 10^{-7}$	$T_1S_2^IJCE-\beta_3$ $1 \cdot 10^{-8}$	$T_1S_2^IJCE-\eta$ $4 \cdot 10^{-7}$	$T_1S_2^IICE-\delta$ $1 \cdot 10^{-6}$		
	$T_1S_2^IJ-\alpha$ $5 \cdot 10^{-9}$	$T_1S_2^IB-\beta_1$ $8 \cdot 10^{-9}$	$T_1S_2^IJCE-\beta_2$ $1 \cdot 10^{-8}$			$T_1S_2^IJ-\delta$ $2 \cdot 10^{-7}$		
	$T_1S_2^IJCE-\alpha$ $2 \cdot 10^{-8}$							
	$T_1S_2^{II}IC-\alpha$ $2 \cdot 10^{-9}$	$T_1S_2^{II}ICE-\beta_1$ $5 \cdot 10^{-10}$	$T_1S_2^{II}ICE-\beta_2$ $4 \cdot 10^{-8}$	$T_1S_2^{II}ICE-\beta_3$ $7 \cdot 10^{-8}$	$T_1S_2^{II}ICE-\eta$ $1,5 \cdot 10^{-6}$	$T_1S_2^{II}ICE-\delta$ $1 \cdot 10^{-7}$		
	$T_1S_2^{II}IC-\alpha$ $6 \cdot 10^{-8}$		$T_1S_2^{II}JCE-\beta_2$ $1 \cdot 10^{-8}$	$T_1S_2^{II}JCE-\beta_3$ $1 \cdot 10^{-8}$	$T_1S_2^{II}JCE-\eta$ $5 \cdot 10^{-7}$	$T_1S_2^{II}JCE-\delta$ $2 \cdot 10^{-8}$		
	$T_1S_2^{II}J-\alpha$ $2 \cdot 10^{-9}$							
	$T_1S_2^{II}JCE-\alpha$ $2 \cdot 10^{-8}$							
	Summe TS_2	$3 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$4 \cdot 10^{-6}$	$4 \cdot 10^{-6}$	

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

Abkürzungen:

- A Großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung
- B Meßwertfassung für die Notkühlvorbereitungssignale
- C Hochdruck-Einspeisungen
- D Druckspeicher-Einspeisungen
- E Niederdruck-Einspeisungen für Fluten
- F Niederdruck-Einspeisungen für Sumpf-Umwälzbetrieb
- G Sicherheitsbehälter-Integrität für die Notkühlung
- H Langzeit-Notnachkühlung
- I Hauptspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe
- J Notspeisewasserversorgung und Frischdampfabgabe
- K Reaktorschnellabschaltung
- L Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs
- M Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs
- Q Verzögerte Speisewasserversorgung und Frischdampfabgabe
- R Langzeit-Speisewasserversorgung und Frischdampfabgabe
- S₁ Mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung
- S₂ Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung
- T Summe aller zu erwartenden Transienten, die das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern

- TS₂ Kleines Leck am Druckhalter bei zu erwartenden Transienten
- T₁ Notstromfall
- T₁S₂ Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall, setzt sich aus den beiden Störfällen T₁S₂^I und T₁S₂^{II} zusammen
- T₂ Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung
- α Zerstörung des Sicherheitsbehälters als Folge einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter
- β₁ Große Leckage des Sicherheitsbehälters (kein Überdruckversagen)
- β₂ Mittlere Leckage des Sicherheitsbehälters (eventuell Überdruckversagen)
- β₃ Kleine Leckage des Sicherheitsbehälters (Überdruckversagen)
- δ Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters
- η Ausfall der Ringraumabsaugung oder der Störfallfilter

Tab. F7, 8-6 (2):

Dominierende Ereignisabläufe in den einzelnen Freisetzungskategorien

tels 5 eingeführten Abkürzungen verwendet. Zusammen mit den Abkürzungen für die Versagensarten des Sicherheitsbehälters sind sie nochmals in einer Legende zu der Tabelle erläutert.

Anzumerken ist noch, daß die ausgewiesenen Zwischensummen der Häufigkeiten im allgemeinen von der Summe der Häufigkeiten der aufgeführten Ereignisabläufe abweichen. Entsprechendes gilt 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 nur die wichtigsten Ereignisabläufe aufgeführt sind.

8.4 Vergleichende Bewertung für sonstige anlageninterne Störfälle und Einwirkungen von außen

In der Phase A der deutschen Risikostudie wurden bei der Berechnung der Häufigkeiten der einzelnen Freisetzungskategorien mögliche Beiträge aus "sonstigen anlageninternen Störfällen" und aus "Einwirkungen von außen" nicht berücksichtigt. Im folgenden soll, soweit dies möglich ist, kurz darauf eingegangen werden, welchen Einfluß diese auslösenden Ereignisse auf die Ergebnisse der Untersuchungen haben können.

● Sonstige anlageninterne Störfälle

Störfälle, die das Brennelement-Lagerbecken betreffen, wurden in der Phase A nicht behandelt, sollen aber in Phase B der Studie genauer analysiert werden.

Eintrittshäufigkeiten für einen Brennelement-Handhabungsstörfall bzw. für den Absturz eines Brennelement-Transportbehälters außerhalb des Reaktorgebäudes wurden in der Phase A der Studie nicht ermittelt. Zu einer möglichen Freisetzung von Spaltprodukten läßt sich folgendes sagen:

Geht man davon aus, daß sich zum frühest möglichen Zeitpunkt, d.h. 3 Tage nach Abschaltung des Reaktors, ein Brennelement-Handhabungsstörfall ereignet, so zeigt der Vergleich der Tabelle F7, 6-9 mit den Freisetzungskategorien (Tabelle F7, 8-1) und der Tabelle F7, 6-5, daß beim Brennelement-Handhabungsstörfall etwa 10mal mehr Jod in den Sicherheitsbehälter freigesetzt werden kann, als bei Kategorie 8 aus der Anlage in die Umgebung gelangt. Wird nun berücksichtigt, daß die Handhabung von Brennelementen nur bei geschlossenem Sicherheitsbehälter zulässig ist und daß eine eventuelle Freisetzung damit gefiltert erfolgen würde, so liegt die Spaltproduktfreisetzung in die Umgebung bei einem Brennelement-Handhabungsstörfall erheblich unter der in Kategorie 8.

Die in Tabelle F7, 6-10 angegebene Spaltproduktfreisetzung für den Absturz eines Brennelement-Transportbehälters liegt um einen Faktor 10 und mehr unter den Werten der Freisetzungskategorie 7. Der Absturz eines Brennelement-Transportbehälters läßt sich somit bezüglich der Spaltproduktfreisetzung pessimistisch durch die Kategorie 7 abdecken. Hierbei ist allerdings noch nicht berücksichtigt, daß für die Berechnung der Spaltproduktfreisetzung beim Absturz eines Brennelement-Transportbehälters sehr ungünstige Annahmen verwendet wurden (Abschnitt 4.3 und 6.5). Dies führt im allgemeinen zu einer erheblichen Überschätzung der Spaltproduktfreisetzung.

Störfälle an sonstigen aktivitätsführenden Komponenten und Anlagenteilen wurden in der Phase A der Studie nicht betrachtet. Dies erscheint zulässig, weil das entsprechende Aktivitätsinventar vergleichsweise gering ist. Das maximale Aktivitätsinventar, das sich in den einzelnen Reaktorkomponenten und Anlagenteilen befinden kann, ist in Tabelle F7, 6-7 zusammengestellt. Geht man sehr pessimistisch davon aus, daß dieses Inventar vollständig in die Umgebung freigesetzt werden könnte, so würden sich Spaltproduktfreisetzungen ergeben, die zwischen den Werten der Freisetzungskategorien 7 und 8 liegen. Bei Berücksichtigung der tatsächlichen Verhältnisse, d.h. der möglichen Freisetzungsmechanismen, der Freisetzungsfaktoren und der vorhandenen Ablagerungs- und Rückhalteeffekte, würde man erheblich kleinere Spaltproduktfreisetzungen erhalten.

● Einwirkungen von außen

Zur Bewertung des Risikobeitrages einzelner Einwirkungen von außen reicht es nicht aus, die Kernschmelzhäufigkeiten zu vergleichen, sondern es müssen die Häufigkeiten für die Freisetzungskategorien betrachtet werden. Dabei kann man sich für die in Phase A durchgeführten Untersuchungen auf wenige Freisetzungskategorien beschränken. Zum Beispiel sind die Beiträge der Einwirkungen von außen zur Freisetzungskategorie 1 von untergeordneter Bedeutung, da die ermittelte Häufigkeit von Kernschmelzunfällen aufgrund anlageninterner Störfälle wesentlich größer ist als durch Einwirkungen von außen.

Hingegen ist wichtig, ob bei einem Kernschmelzunfall infolge Einwirkungen von außen die Dichtheit des Sicherheitsbehälters bis zum Überdruckversagen erhalten bleibt. In den Fällen, in denen eine unmittelbare Beschädigung des Sicherheitsbehälters vorliegt oder über Systemausfälle kein Gebäudeabschluß der Lüftungsleitungen des Sicherheitsbehälters erfolgt, werden die Kernschmelzunfälle der Freisetzungskategorie 2 zugeordnet. Diese Zuordnung findet auch dann statt, wenn der Durchmesser des Lecks im Sicherheitsbehälter größer als 300 mm ist.

Bleibt der Sicherheitsbehälter bis zum Überdruckversagen intakt, so werden Kernschmelzunfälle der Freisetzungskategorie 6 zugeordnet. Liegt ein Ausfall der Ringraumabsaugung oder der Störfallfilter vor (aufgrund von Schäden der Lüftungsanlagen für den Kontrollbereich oder bei Ausfall der Notstromversorgung), so erfolgt eine Zuordnung zur Freisetzungskategorie 5. Die Beiträge der Einwirkungen von außen zu diesen Freisetzungskategorien wurden abgeschätzt.

Beherrschte Kühlmittelverluststörfälle (Freisetzungskategorien 7 und 8) wurden im Zusammenhang mit Einwirkungen von außen nicht weiter verfolgt.

Die Ergebnisse für die Freisetzungskategorien 2, 5 und 6 aufgrund der Einwirkungen von außen "Flugzeugabsturz", "Explosionsdruckwelle" und "Turbinenzerknall" sind in der Tabelle F7,

Freisetzungskategorie	Einwirkungen von außen				Anlageninterne Störfälle				
	Flugzeugabsturz [a ⁻¹]	Explosionsdruckwelle [a ⁻¹]	Turbinenzerknall [a ⁻¹]	Summe Einwirkungen von außen [a ⁻¹]	Summe anlageninterne Störfälle ¹⁾ [a ⁻¹]	Kleines Leck [a ⁻¹]	Mittleres Leck [a ⁻¹]	Großes Leck [a ⁻¹]	Summe Transienten [a ⁻¹]
2	< 8 · 10 ⁻⁸	< 4 · 10 ⁻⁸	≪ 1 · 10 ⁻⁸	< 1 · 10 ⁻⁷	6 · 10 ⁻⁷	2 · 10 ⁻⁷	6 · 10 ⁻⁸	2 · 10 ⁻⁸	2 · 10 ⁻⁸
5	< 9 · 10 ⁻⁸	< 3 · 10 ⁻⁷	< 7 · 10 ⁻⁸	< 5 · 10 ⁻⁷	2 · 10 ⁻⁵	1 · 10 ⁻⁷	4 · 10 ⁻⁸	7 · 10 ⁻⁹	7 · 10 ⁻⁶
6	< 3 · 10 ⁻⁸	< 8 · 10 ⁻⁸	-	< 1 · 10 ⁻⁷	7 · 10 ⁻⁵	5,5 · 10 ⁻⁵	2 · 10 ⁻⁶	4 · 10 ⁻⁷	9 · 10 ⁻⁶

¹⁾ einschließlich 10 % Beiträge aus benachbarten Kategorien

Tab. F7, 8-7:

Vergleich der Häufigkeiten in einzelnen Freisetzungskategorien für Einwirkungen von außen und anlageninterne Störfälle

8-7 zusammengestellt. Für das Ereignis Erdbeben sind die Arbeiten noch nicht abgeschlossen.

In der Tabelle sind zum Vergleich auch die Beiträge anlageninterner Störfälle aufgeführt. Zu beachten ist, daß hier "obere Abschätzungen" mit "Erwartungswerten" verglichen werden. Ein solcher Vergleich läßt sich nicht vermeiden, da für Einwirkungen von außen (mangels Daten) keine Erwartungswerte ermittelt werden konnten. Um die Bedeutung dieser Ergebnisse zu veranschaulichen, sind in Tabelle F7, 8-7 zusätzlich die Ergebnisse für einzelne anlageninterne Störfälle angegeben. Vergleicht man die Einzelbeiträge der Einwirkungen von außen mit den Einzelbeiträgen der anlageninternen Störfälle, so sind die Ergebnisse teilweise von gleicher Größe. In der Summe jedoch liegen die Einwirkungen von außen beträchtlich unter dem entsprechenden Wert für den anlageninterner Störfälle.

9. SCHRIFTTUM

- /F7, 3-1/ Reactor Safety Study
An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial
Nuclear Power Plants
WASH-1400 (NUREG-75/014), October 1975
- /F7, 3-2/ Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke
Verabschiedet vom Länderausschuß für Atomkern-
energie am 12. Oktober 1977; Bekanntmachung vom
21. Oktober 1977 (Bundesanzeiger Nr. 206 vom
3.11.1977); Hrsg.: Der Bundesminister des Innern;
erhältlich über Gesellschaft für Reaktorsicher-
heit (GRS), Köln
- /F7, 3-3/ RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren
2. Ausgabe, 24. Januar 1979
Hrsg.: Reaktor-Sicherheitskommission (RSK),
Druck und Versand: GRS, Köln

10. STICHWORTVERZEICHNIS

- A**
- Abbrand 10, 91
 - Abfahren der Anlage A2-4, A2-6
 - Abgassystem 10, 94
 - Abklingzeit 10, 91, 97
 - Ablagerung 99, 121, 123, 136
 - Abscheidung 21, 100, siehe auch Ablagerung
 - Abschirmung, innere 18, 70, 71, 80, 85, 102, 123
 - Abschlammmentsalzung 10, 94
 - Abschlußrelais A1-8, A1-13
 - Absturz
 - Brennelement 41
 - Transportbehälter 41, 44, 97, 135
 - Flugzeug 8, 35, 42, 53, 55, 66, 137
 - geschmolzener Kern 18, 69, 71
 - Abwassersammelbehälter 10, 94
 - Abwassersystem 10
 - Aerosole 99, 102
 - Aktivierungswege 20
 - Aktivität 11, 95, siehe auch Kerninventar, Spaltproduktinventar
 - Aktivitätsanteil 102
 - Aktivitätsfahne 127
 - Aktivitätsfreisetzung siehe Freisetzung
 - Alkalimetalle 95
 - Anforderungen
 - Komponenten 16
 - Systeme 16
 - Anlagenunterschiede 9
 - Anlagenverhalten 9, 27
 - Anschlußleitung 36, 64, 129
 - Ansprechwert der ND-Einspeisesignale 109
 - ANS-Standard 28, 71, A2-7
 - Armaturenkammer 57
 - ATWS-Störfälle 38, 40, 52, 62, 117, 129, A1-17, A2-8
 - Ausfälle siehe Komponentenfunktion, Systemfunktion
 - "Common mode"-Ausfälle 15, 22, 111, A1-4, A1-13, A1-21
 - unabhängige 15, 22, A1-3
 - Ausfalleffektanalyse A1-11
 - Ausfallkombinationen 14, 22, A2-4
 - Ausfallrate 23, 29, 32, A1-3, A1-14
 - Ausfallverhalten 15, 23, A1-4
 - Ausfallwahrscheinlichkeit 23, 29, 32, 55, A1-3, A1-14
 - Ausfallzeitpunkt 13, A1-14
 - Ausgleichsleitung 35
 - Auslegung 7, 27, 28, A1-18
 - Auslegungsbedingungen 117
 - Auslegungsbelastung 56
 - Auslegungsdruck, Sicherheitsbehälter 79
 - Auslegungsleckage, Sicherheitsbehälter 85, 123
 - Auslegungsstörfälle 27
 - Auslösende Ereignisse siehe Ereignisse
 - Ausströmpphase 80
 - Ausströmrates 21, 78
 - Ausströmung, kritische 86
- B**
- Barriere siehe Spaltproduktbarriere
 - Basisdaten 15
 - "Common mode"-Ausfälle A1-14
 - Instandhaltung A1-20
 - Komponenten A1-5
 - menschliche Fehlhandlungen A1-19
 - Bauwerksversagen 55
 - Beckenkühlung 41
 - Belastung, mechanische 28
 - Betonabschirmung siehe Abschirmung, innere
 - Betonfundament 78, 95
- Betriebserfahrung** 15, 22, 30, 115, A1-3, A1-11, A1-13
- Betriebshandbuch** A1-17
- Betriebsmannschaft** A1-15
- Betriebsperiode** 91
- Betriebssysteme** 1, 5, 11, 21, 37, 44, 67, 103
- Betriebszeit** 39, A1-15
- Biologischer Schild** 70
- Blitzschlag** 42, 53
- BMI-Sicherheitskriterien** 27
- Bodenbeschleunigung** 43
- Borsäurebehälter** 10, 94
- Brand** 41, 58
- Brennelement** 10, 41, 91, 136
 - Abtransport 91
 - Handhabungsstörfall 41, 44, 97, 135
 - Lagerbecken 10, 41, 91, 99, 135
 - Transportbehälter 11, 42
 - Absturz 41, 44, 97, 99, 135
 - Dichtheit 42
 - Wechsell 23, 41
 - Wechselsmaschine 41
- Brennstäbe** 7, 11, 67, 97, 123
- Brennstabhüllrohre** 9
 - Integrität 42, 97
- Brom** 99
- Bruch** 35, 39, A1-5, siehe auch Leck, Rohrleitung
- Bruchquerschnitt** 36, 69, A2-3
- C**
- "Causal failures" A1-11
 - "Common cause failures" A1-11
 - "Common mode"-Ausfälle (CMA) siehe Ausfälle
 - "Common mode"-Ereignisse A1-4, A1-13
 - "Common mode"-Ursache A1-15
 - "Containment event tree" (= Ereignisablaufdiagramm) 85
- D**
- Dampfabgabe A1-16
 - Dampfentnahme 37, 40
 - Dampfzerzeuger 35, 55, 115, A2-5
 - Dampfplosion 18, 24, 69, 75, 77, 82, 87, 95, 105, 120, 126, 128, 134
 - Deckelschrauben 111
 - Druckausgleich 102
 - Druckbehälter 36, 69, siehe auch Reaktordruckbehälter
 - Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs 48, 62, 111, 130, 134, A2-7
 - Druckhalter 35, A2-6
 - Druckhalterregelung A1-17
 - Druckhalterventil siehe Ventil
 - Druckhalter-Wasserstand 111
 - Druckhaltesystem 35
 - Druckspeicher-Einspeisung 45, 68, 105, 134, A1-16, A2-5
 - Druckwelle siehe Explosionsdruckwelle
 - Durchschmelzen
 - Fundament 70, 111
 - innere Abschirmung des biologischen Schildes 70, 80
 - Reaktordruckbehälter 70, 80
- E**
- ECF-Faktor 28
 - Edelgase 21, 95, 99, 102
 - Edelmetalle 95

Eigenbedarfsversorgung 38, 57, 63, 111
Eingriff, menschlicher, siehe Handmaßnahme
Einsatzzeit Al-3
Einspeiseleitung Al-16
Eintrittshäufigkeit 7, 39, 121, A2-6
- auslösende Ereignisse 5, 12, 16, 22, 24, 32, 38, 132
- Einwirkungen von außen 43, 53, 61
Einwirkungen von außen 1, 11, 22, 30, 34, 42, 53, 65, 103, 135, 137, A2-3
Energiefreisetzung 1, 70, 122, 127
Erdalkalimetalle 95
Erdbeben 42, 53, 139
Erdbebeneinwirkungen 53, 62
Ereignisablauf 1, 4, 8, 12, 17, 21, 34, 44, 68, 74, 83, 89, 103, 105, 121, 133
Ereignisablaufanalyse 3, 12, 44, 53, 85, 103
Ereignisablaufdiagramm 1, 12, 44, 85
Ereignisse siehe auch Häufigkeit
- auslösende 1, 2, 6, 9, 21, 29, 34, 44, 45, 105, 129
- hypothetische 7
- seltene 39
- zu erwartende 39
Ersatzkomponenten 22
Erwartungswert 16, 25, 29, 30, 38, 44, 63, 65, 128, 131
Explosionsdruckwelle 35, 43, 53, 56, 66, 137
Explosionsgrenze 77
Expositionsablauf 4

F

Fallhöhe 42
Fehlerbaum 15, 22, 25, 31, 129, Al-12, Al-16
Fehlerbaumanalyse 14, 55, 128, Al-12
Fehlerfortpflanzung 31
Fehlverhalten, menschliches 15, 23, Al-4, Al-15, Al-19
- Basisdaten Al-19
- Wahrscheinlichkeit Al-18
Feuersturm 58
Filter 10, 41, 94, 102
Filterfaktoren 102
Flugzeugabsturz siehe Absturz
Folgeausfälle 15, 22, 37, 55, 69, 89, 104, 105, Al-11
- Wahrscheinlichkeit Al-15
Folgeereignisse 43, 60
Folgeschäden siehe Folgeausfälle
Freisetzung 1, 4, 6, 8, 10, 19, 20, 24, 25, 34, 41, 67, 74, 78, 88, 95, 99, 103, 105, 122, 124, 135, A2-3
- Ausmaß 1, 120, 124
- bodennahe 85, 88
- Dauer 122, 124
- Höhe 1, 122, 126
- Wasserstoff 19, 76
- Zeitpunkt 96, 122, 124
Freisetzungsfaktoren 136
Freisetzungshäufigkeit 1, 5, 12, 14, 24, 29, 31, 122, 128, 131, 137
Freisetzungskategorien 1, 8, 119
Freisetzungsmechanismus 136
Freisetzungsphase 20, 95
Freisetzungsrate 20
Freisetzungsverhalten 95, 100
Freisetzungswahrscheinlichkeit 25, 32, 132
Freisetzungswerte 96
Frischdampfabgabe 47, 109, 134, A2-4
Frischdampfkreislauf 38
Frischdampfleitung 39, 57
Frischdampf-Schnellschlußschieber 39
Frischdampf-Umleiteinrichtung 38, 63, 111, 129, A2-4
Frühaustritte Al-3

Funktionsausfall 14, 25, 56, Al-4, Al-11
Funktionselement 15, 22, Al-3, Al-14
Funktionsprüfungen 16, 23, Al-14, Al-20

G

Gap release 95, 97
Gebäudeabschluß 26, 111, 137
Gebäudefundament 70, siehe auch Durchschmelzen
Gebüdesprühsystem 100
Gebüdesumpf 70, 105
Gefährdungspotential 4
Gefahrmeldung Al-17
Gegenmaßnahmen 12
Genehmigungsverfahren 9, 13, 16, 27, 67, 102, Al-15, A2-3
Generator 35
Gesamtaktivität 10
Gitterplatte 69

H

Halbwertszeit 20, 91, 92
Halogene 95, 99, 100
Handmaßnahmen 105, Al-4, Al-15, Al-18
- geplante Al-17
- ungeplante 26, Al-17
Hardware Al-4, Al-14, siehe auch Komponenten
Harzabfallbehälter 10, 94
Harzfänger 10, 94
Häufigkeit 1, 5, 12, 31, 38, 45, 64
- Aktivitätsfreisetzungen siehe Freisetzungen
- auslösende Ereignisse 5, 12, 15, 22, 38, 43, 61
- Ereignisabläufe 21, 60, 105, 135
- Freisetzungen 12, 14, 24, 29, 31, 122, 128
- Freisetzungskategorien 1, 119, 132, 134, 137
- Frischdampf-Leitungsbruch 39
- Funktionsanforderungen 23
- Kernschmelzen 7, 21, 28, 31, 56, 58, 62, 119, 128, 137
- zu erwartende 1, 5, 23, 29, 32, 44, 62, 131
Häufigkeitsverteilung 30, 35, 52, 65, 131
Häufigkeitswerte 22, 62
Hauptkühlmittel 34, 36
Hauptkühlmittelleitung 35, siehe auch Leck
Hauptspesewasserversorgung 38, 40, 47, 62, 109, 115, 129, A2-5, A2-7
Hauptwärmesenke 38, 40, 59, 63, 111
Hilfsanlagengebäude 10, 91
Hilfssystem Al-12
Hochdruck-Einspeisung 46, 68, 107, 134, A2-5
Höchstabbrand 91
Hochwasser 42, 53
Hubhöhe 42
Hüllrohr 97, 117
Hüllrohrmaterial 69, 76
Hüllrohrversagen 11, 95, 109, 123

I

Inspektion 23, Al-15, Al-20
Instandhaltung 23, Al-13, Al-15, Al-20
Instandsetzung 23, Al-15, Al-20
Ionenaustauscher 10, 41, 94

J

Jod 136
- elementar 99, 102

- organisch 99, 102

Jodkonzentration 100
Jodverbindungen, organische 21

K

Kern siehe auch Reaktorkern, 9, 20, 34,
41, 44, 77, 88, 91, 95

- Abschmelzen 69, 72
- Absturz 69
- Aufheizen 69

Kernentladung 91
Kerninventar 10, 20, 91, 95, 101, 122, 124
Kernkühlung 17, 28, 68, 69
Kernoberkante 111
Kernregion 91
Kernschmelzabläufe 3, 14, 16, 28, 67, 75,
104, 119
Kernschmelzen 3, 6, 11, 25, 32, 44, 67,
71, 83, 89, 105, 120, 129
Kernschmelzfall 1
68, 72, 76, 78, 80, 89, 104, 124
Kernschmelzfall 2
68, 73, 76, 78, 89, 104, 124
Kernschmelzhäufigkeit 7, 21, 28, 31, 56,
58, 62, 128, 137
Kernschmelzunfälle 1, 12, 16, 22, 29, 37,
65, 67, 119
Kernschmelzuntersuchungen 7, 19, 67, 105,
107
Kernschmelzwahrscheinlichkeit 25, 63
Kernüberhitzung 11, 28, 34, A2-6
Komponenten 10, 15, 35, 43, 55, 58, 61,
91, 94, 136, Al-5, Al-13- Ausfälle 15, 23, 29, 32, 54, Al-5,
Al-12
- Basisdaten Al-1, Al-5
- Auslegung 9, 16, 27

Komponentenfunktion 14, Al-3
Kontrolle Al-19
Konzentratbehälter 10, 94
Korrosionsprodukte 94
Kraftwerkswarte Al-15
Kristallgitter des Brennstoffs 9
Kühlmitteldruck 39, 111
Kühlmitteldruckregelung 40, 117
Kühlmittelspeicher 10, 94
Kühlmittelumwälzung 39
Kühlmittelverluststörfall 11, 17, 34, 35,
37, 53, 54, 68, 75, 97, 130, A2-3- beherrschter 74, 78, 85, 87, 100, 120,
123, 127, 128, 137

L

Lagerbecken siehe Brennelement-Lagerbecken
Langzeit-Nachwärmeabfuhr 54
Langzeit-Notnachkühlung 45, 105, 134,
Al-13, A2-5
Langzeit-Speisewasserversorgung 48, 111,
134
Lastannahme 43
Lebensdauer Al-3
Leck 35, 75, 81, 128, Al-16, A2-3- großes 138, Al-16
- Hauptkühlmittelleitung 17, 28, 38,
45, 63, 68, 78, 97, 100, 105, 123,
130, 133, Al-19, A2-3
- Sicherheitsbehälter 85, 89, 121, 125
- mittleres 138, Al-16
- Hauptkühlmittelleitung 38, 46, 63,
97, 107, 123, 130, 133, A2-3
- Sicherheitsbehälter 86, 89, 121
- kleines 138, Al-16
- Druckhalter 38, 40, 44, 49, 50, 62,
111, 113, 129, Al-17
- Hauptkühlmittelleitung 38, 46, 47,
63, 109, 130, 133, A2-3
- Sicherheitsbehälter 89, 121, 123

- sehr kleines A2-3

Leckage des Sicherheitsbehälters 1, 19,
24, 74, 81, 85, 105, 120, 123, 126,
128, 134- große 24, 75, 85, 87, 120, 128, 134
- mittlere 24, 75, 85, 87, 120, 128, 134
- kleine 24, 75, 87, 120, 128, 134

Leckgröße 22, 35, 69, 75, 77, 85, 107,
123, 137, A2-3
Lecklage 22, 105, A2-3
Leckrate 83, 86, 123
Leistungsabfuhr 37, 40
Leistungsbetrieb 39, 58, A2-3, A2-6
Leistungserzeugung 37, 39
Lüftungsanlagen für den Kontrollbereich 137
Lüftungsleitungen des Sicherheitsbehälters
137

M

Massenfreisetzung 70
Masseströme 19, 71
Median 30, 38, 63, 70, 128, 131, Al-5,
Al-14, Al-16, Al-19
"Meltdown release" 95
Meßumformer 109
Meßwert erfassung 26, 45, 105, 134, Al-6,
Al-13
Metalloxide 95
Mindestanforderungen an die Systemfunktio-
nen 13, 17, 27, 33, 55, 113, A2-1- Kühlmittelverluststörfälle 28, A2-3
- Transienten A2-6

Modalwert 31, 33
Modelle 8, 17, 21, 69, 88, 95, Al-13- mathematische 2
- physikalisch-mathematische 13, 26
- probabilistisch-mathematische 29, 32
- theoretische 16, 22, 30

Monte-Carlo-Simulation 65, 131

N

Nachkühlkette 55
Nachkühlpumpen 105, Al-13
Nachkühlung 57
Nachwärme 69
Nachwärmeabfuhr 105, A2-4
Nachwärmeabfuhrsystem 58
Nachwärmeleistung 72
Nachzerfallsleistung A2-7
Nachzerfallswärme 11, 18, 28, 34, 71, 76
Nebenkühlwasserpumpenkammer 57
Nichtverfügbarkeit 23, 33, 40, 59, Al-14,
Al-20
Niederdruck-Einspeisesignale 109
Niederdruck-Einspeisesysteme 71
Niederdruck-Einspeisung 45, 68, 80, 105,
134, A2-5
Niedrigwasser 43, 53
Notkühlung 17, 19, 26, 28, 36, 45, 68, 71,
80, 83, 105, 134, A2-4
Notkühlvorbereitungssignale 26, 45, 105, 134
Notkühlwasser 105
Notspisewassersystem A2-5, A2-8
Notspisewasserversorgung 47, 59, 109,
134, A2-7, A2-8
Notspiseseuschaltsignal 115
Notstandseinspeisung 57
Notstandssystem 59, Al-20, A2-6
Notstromdiesel 55, 111, Al-5, Al-13, Al-21
Notstromfall 38, 40, 44, 48, 49, 50, 54,
60, 111, 113, 130, 134, A2-8
Notstromsystem 40
Notstromversorgung 57, 137
Not- und Nachkühlssystem 71, 105, 123
Nuklid 20, 91, 92, 100
Nuklidgruppe 95
Nuklidinventar 91

- O
Oxidation 76
- P
Plenum 69, 105
- Q
Qualitätssicherungsmaßnahmen 36
- R
Radiolyse 69
Reaktivitätsstörfälle 39
Reaktorabschaltung 98
Reaktordruckbehälter 17, 24, 35, 55, 68, 77, 80, 87, 105, 120, 126, 128, 134
- Ausdampfphase 80
- Bersten 36, 38, 64, 129
- Durchschmelzen 18, 69, 83
- Versagen 18
Reaktordruckbehälterdeckel 39, 111
Reaktorgebäude 8, 21, 41, 57, 61, 97, 126, 135
Reaktorgrube 71
Reaktorhilfsanlagengebäude 57
Reaktorkern 2, 9, 20, 34, 41, 44, 77, 88, 91, 95
- Abschmelzen 69, 80, 121
- Aufheizen 28, 69
- Schmelzen 11, 28
- Überhitzung 11, 28, 111
Reaktorcomponenten 94
Reaktorkühlkreislauf 7, 9, 13, 20, 28, 34, 48, 57, 62, 67, 80, 97, 111, 134, A2-6
Reaktorschnellabschaltung 40, 45, 105, 134, A1-14, A2-4, A2-7
Rechenprogramme
- BETZ 18
- BOTL 18
- CONDRU 19, 75
- CORRAL BWR 21
- CORRAL PWR 21
- CORRAL II 21, 100
- ORIGEN 20, 91, 102
- RALLY 14
Referenzanlage 2, 13, 18, 27, 42, 77, 99, A2-6
Reinigungsrate 10
Relais A1-13
Restwasser 69, 71, 80, 83, 105
Ringraum 36, 85, 88, 123
Ringraumabsaugung 24, 85, 89, 102, 105, 120, 123, 126, 128, 134, 137
Risikoanalyse siehe Risikountersuchung
Risikobeitrag 2, 11, 36, 39, 42, 43, 137
Risikooermittlung siehe Risikountersuchung
Risikountersuchung 1, 2, 4, 9, 11, 37, 41, 61, 132
Rohrleitung, Bruch 12, 35, A1-16
- Anschlußleitung des Reaktorkühlkreislaufs 35, 38, 64, 129
- Ausgleichsleitung 35
- Frischdampfleitung 39
- Hauptkühlmittelleitung siehe Leck
- Speisewasserleitung 39
RSK-Leitlinien 27
Rückhaltewirkung 85, 97, 102, 126
- S
Sabotage 43
Schadensermittlung 4
Schaltanlagengebäude 56, 61
Schätzunsicherheit 31, 53, A1-3
Schätzwerte 31, 33, A1-3, A1-20
Schmelzfront 70
Schmelzsee 70
Schmelztemperatur 18
Schweißnähte, Versagen 25, A1-5
Sekundärabschirmung 126
Sekundärausfälle A1-11
Sekundärkreiscomponenten, Versagen 43
Sicherheitsbehälter 6, 10, 36, 57, 65, 67, 72, 74, 104, 121, 136
- Abschlusorgane 25
- Belastung 74
- Dichtheit 8, 74, 86, 87, 123, 137, siehe auch Leckage des Sicherheitsbehälters
- Druckaufbau 8, 18, 70, 75, 78, 89, 104, 123
- Integrität 8, 45, 105, 134
- Leckage 1, 24, 126, siehe auch Leckage des Sicherheitsbehälters
- Überdruckversagen 18, 24, 70, 75, 87, 105, 120, 134, 137
- Versagensarten 6, 14, 20, 24, 29, 31, 67, 74, 87, 103, 105, 119,
 - Wahrscheinlichkeit 24, 25, 128
- Versagensdruck 70, 76, 89
- Versagensmöglichkeiten 75, 85
Sicherheitsbehälterabschluß 14, 26, 74, 88
Sicherheitsbehälteratmosphäre 21, 71, 83, 100, 121
Sicherheitsbehälter-Durchführungen 26, 74
Sicherheitsbeurteilung 27
Sicherheitserdbeben 55
Sicherheitsreserven 27
Sicherheitssysteme 1, 5, 11, 13, 17, 21, 24, 36, 40, 44, 67, 71, 75, 85, 97, 103, 134, A2-6
Spaltgassammelraum 9, 42, 95, 123
Spaltproduktablagern 6, 20, 88, 99, 100
Spaltproduktbarriere 4, 7, 9, 34, 67, 74
Spaltprodukte 4, 7, 42, 67, 72, 87, 91, 97, 99, 123
- Verweildauer 21, 121
Spaltproduktfreisetzung siehe Freisetzung
Spaltproduktinventar 9, 20, 42, 88, 91, 96, 99, 101, 122, 124, 136
Spaltprodukttransport 6, 88, 99
Speisewasserbehälter 59
Speisewasser-Dampf-Kreislauf 13, 36, 43
Speisewasserleitungsbruch 39
Speisewasserversorgung 48, 59, 111, 134, A2-4
Speisewasserzufuhr 37, 40
Sprühsystem 96, 102
Standortbedingungen 2, 9, 22, 43
"Steam explosion release" 95
Steuerstab A2-4
Störfallbedingungen 16, A1-15
Störfallbeherrschung 1, 5, 14, 28, A2-4, A2-6
Störfälle 2, 7, 10, 16, 21, 34, 42, 55, 65, 74, 91, 97, 120, 134, 136, A1-15, A1-17
- anlagenexterne 11, 34, siehe auch Einwirkungen von außen
- anlageninterne 1, 2, 11, 34, 41, 44, 53, 55, 59, 62, 103, 135, A2-3
- beherrschte 24, 85, 132, A1-12
- nicht beherrschte siehe Kernschmelzunfälle
Störfalleintritt 68, 75, 77, 92, 98, 117, 124, A1-15, A2-8
Störfallfilter 86, 102, 120, 123, 126, 128, 134, 137
Störfallkombination 96
Störfallsimulationen 5, 13, 26
Störfallverlauf 127
Störmaßnahmen Dritter 43
Strahlenbelastung 20
Strahlenexposition 20, 91
Stränge 13, 67, A1-4, A1-14

Streufaktor 30, 38, 63, 64, 70, 128, Al-3,
Al-14, Al-18
Strom-Spannungs-Wandler Al-6
Stromversorgung Al-10
Strukturen 4, 55
Sturm 42
Sumpf 89, 104
Sumpfkontakt 18, 70, 76, 83
Sumpf-Umwälzbetrieb 68, 71, 80
Sumpfwasser 18, 70, 76
Sumpfwasserverdampfung 18, 69, 72, 80
Systeme 9, 43, 56, Al-4, Al-13, Al-16
- Ausfall siehe Systemfunktion, Ausfall
- Auslegung 9, 16, 27
Systemfunktionen 12, 33, 40, 44, 103, 128,
Al-12, A2-4
- Anforderungen 22, 27, A2-3
- Ausfall 13, 22, 24, 26, 68, 105

T

Teilsystem Al-4, A2-5, A2-8
Tellur-Gruppe 95
Thermodynamische Größen 7, 19, 67, 74, 78,
83
Thermohydraulische Untersuchungen 13, 19,
27
TN-10-Trockenbehälter 97
Transformator Al-5
Transienten 35, 37, 43, 51, 53, 63, 115,
129, 130, 134, 138, Al-17, A2-3, A2-8
- seltene 39
- zu erwartende 38, 39, A2-7
Transientenstörfälle 11, 17, 29, 34, 37,
69
Transportbehälter siehe Brennelement
Turbine 35
Turbinenrotor 61
Turbinenschnellabschaltung 38, 40, 63, 129
Turbinenzernall 35, 42, 53, 61, 66, 137

U

Überdruckversagen 19, 57, 77, 105, 126,
Al-17, A2-7
Überhitzung siehe Kernüberhitzung
Überströmrate 21
Unfallablauf 4, 8, 26, siehe auch Kern-
schmelzablauf
Unfallfolgenmodell 102
Unfallfolgenrechnung 1, 3, 8, 119, 127,
132
Unsicherheiten, statistische 29
Unsicherheitsfaktor siehe Streufaktor
Unterkritikalität A2-4
Unwetter 42
Uran 91
U-Rohrbündel 36

V

"Vaporization release" 95
Ventil
- Abblaseregeln A2-4, A2-6
- Abblase-Steuer- 117
- Druckhalter- 40, 113, A2-6
- Druckhalter-Abblase- 36, 111
- Entlastungs- Al-5
- Magnet- Al-5
- pneumatisches Al-5
- Prüf- Al-19
- Rückschlag- Al-5
- Schwachlast-Regel- 117
- Sicherheits- Al-5, Al-20
- Steuer- Al-5
- Umschalt- Al-5
- Vorsteuer- Al-5
Ventilquerschnitt 111, A2-6, A2-8

Verdampfer
- Abwasser 10, 94
- Kühlmittel 10, 94
Verdampfung von Restwasser 69
Verfahrensvorschriften 15
Verhalten, anlagendynamisches 13
Versagen siehe Ausfall
Versagensart 1, 6, 19, 82
Versagenshäufigkeit
- Bauwerke 55
- Bersten des Reaktordruckbehälters 36,
38
- Turbinenrotor 61
Versagenswahrscheinlichkeit 5, 14, 22,
siehe auch Ausfallwahrscheinlichkeit
- Bauwerke 59
- Systemfunktionen 12
Verschleißausfälle Al-3
Verteilung 33, 52, 63, 127
- Exponential- Al-3, Al-18
- Normalverteilung 31
- logarithmische 30, 35, 52, 62, 129,
Al-6, Al-18, Al-20
Verteilungsfunktion 131, Al-3
Vertrauensbereiche 33
Vertrauensintervalle 30, 132, Al-4
Vollastbetrieb A2-3, A2-6
Volumenausgleichsbehälter 10, 94
Volumenregelung 57

W

Wahrscheinlichkeit 23, 61
- bedingte 25, 32, 44, 128, 130
- Ereignisabläufe 44, 60, 62
- Folgeausfälle 23, Al-16
- Freisetzungskategorien 130
- subjektive 30
- Versagensarten des Sicherheitsbehäl-
ters 24, 25, 128
- zu erwartende 44, 53, 70, 132
Wahrscheinlichkeitsabschätzungen 15
Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion 31
Wahrscheinlichkeitsdichteverteilung 30
Wahrscheinlichkeitsverteilung 33, 52, 63,
65, 129, 131
- bedingte 62
- subjektive 31
Wahrscheinlichkeitswerte 61, 62
Wärmeabfuhr 11, 34, 37, 68, 88
Wärmeerzeugung 37
Wartung 23, Al-15, Al-20
WASH-1400 5, 8, Al-13
Wasserfilm 100
Wasserinventar im Sumpf 89, 104
Wasserstandsmessung 117
Wasserstoffbildung 19, 69, 72, 76, 80
Wasserstoffexplosion 75, 77
Wasserstoffverbrennung 72, 76, 80
Wirbelsturm 42
Wrackteile bei Flugzeugabsturz 56

Z

Zerfall, radioaktiver 100
Zerfallswege 20
Zirkon/Wasser-Reaktion 69, 80
Zufallsausfälle Al-3
Zulaufhöhe der Nachkühlpumpen 105
Zuverlässigkeitsanalyse 14, 22, 25, 29,
62, 75, Al-18, Al-20
Zuverlässigkeitsbewertung 16
Zuverlässigkeitskenngrößen 15, 23, 29,
Al-1
Zwischenkühlkreislauf Al-16

Zuverlässigkeitskenngrößen und Basisdaten zur Beschreibung
von Komponentenausfällen

Inhalt:

A1-1	Unabhängige Ausfälle	A1-3
A1-2	"Common mode"-Ausfälle	A1-4
A1-3	Menschliches Fehlverhalten	A1-15
A1-4	Instandhaltung	A1-20
	Schrifttum	A1-22

Bilder

F7, A1-1: Arten von Ausfällen mehrerer Komponenten . . . A1-12

Tabellen

F7, A1-1: Basisdaten für unabhängige Ausfälle verfahrens- und elektrotechnischer Komponenten . . . A1-5

F7, A1-2: Basisdaten für unabhängige Ausfälle leittechnischer Komponenten A1-6

F7, A1-3: Basisdaten für "common mode"-Ausfälle . . . A1-14

F7, A1-4: Folgeausfälle bei einem Leck in einer kalten Hauptkühlmittleitung A1-16

F7, A1-5: Folgeausfälle bei Transienten und beim "kleinen Leck am Druckhalter" als Folge von Transienten A1-17

F7, A1-6: Medianwerte der Wahrscheinlichkeiten für menschliche Fehlhandlungen nach WASH-1400 . . . A1-19

F7, A1-7: Mittlere Nichtverfügbarkeit verfahrenstechnischer Komponenten aufgrund von Instandhaltung A1-20

A1-1 Unabhängige Ausfälle

Der Ausfall einer Komponentenfunktion, d.h. eines Funktionselementes, wird auf eine der beiden folgenden Arten beschrieben:

- durch eine Ausfallrate λ ,
- durch eine Ausfallwahrscheinlichkeit pro Anforderung p .

Beide Größen werden durch die statistische Auswertung von Beobachtungen geschätzt, die beim betrieblichen Einsatz entsprechender Einrichtungen (oder in geringerem Umfang in Laborversuchen) gemacht werden. Für die überwiegende Anzahl der Funktionselemente liegen Schätzwerte aus den unterschiedlichsten Beobachtungen vor. In diesen Fällen kann davon ausgegangen werden, daß die aus den Beobachtungen ermittelten Streufaktoren auch die Variationen zwischen verschiedenen Kernkraftwerken mit abdecken. Dies trifft nur in den wenigen Fällen nicht zu (z.B. bei Sicherheitsventilen), in denen nur ein aus Beobachtungen abgeleiteter Schätzwert vorliegt. Hier wurde die Schätzunsicherheit nach einer Methode quantifiziert, die ihrem Effekt nach der Anwendung des Satzes von Bayes entspricht (Fachband 2, Abschnitt 3.2.6).

Während des wesentlichen Teiles der Einsatzzeit brauchen Früh- ausfälle und Verschleißausfälle nicht berücksichtigt werden. Wenn mit einer konstanten Ausfallrate gerechnet werden kann, spricht man von Zufallsausfällen. Es liegt dann eine Exponentialverteilung der Lebensdauer vor, d.h., die Verteilungsfunktion der Lebensdauer bzw. die Ausfallwahrscheinlichkeit einer Komponentenfunktion in Abhängigkeit von der Einsatzzeit t ist durch $1 - \exp(-\lambda t)$ gegeben.

Obwohl bei Kernkraftwerken dem Auftreten von Früh- und Verschleißausfällen durch Verwendung betriebsbewährter Komponenten, durch Qualitätskontrollen und Wiederholungsprüfungen entgegengewirkt wird, ist eine gewisse Zeitabhängigkeit über die gesamte Einsatzzeit nicht auszuschließen. Die aus den Betriebserfahrungen berechneten konstanten Ausfallraten bzw. konstanten Ausfallwahrscheinlichkeiten pro Anforderung sind dann Mittelwerte, gemittelt über die in den Betriebserfahrungen vertretenen Einsatzzeiten.

Die Darstellung des Ausfallverhaltens erfolgt in der Regel durch eine Ausfallrate, manchmal wird statt dessen die Beschreibung durch eine Ausfallwahrscheinlichkeit pro Anforderung verwendet. Wird eine Komponentenfunktion regelmäßig im Zeitabstand T überprüft, so ist die Ausfallwahrscheinlichkeit p pro Anforderung zum Zeitpunkt T durch

$$p = 1 - \exp(-\lambda T)$$

$$p \cong \lambda T \quad (\text{für } \lambda T \ll 1)$$

gegeben. Diese Wahrscheinlichkeit p kann auch für die Zeiten $t < T$ als pessimistische Abschätzung verwendet werden. Die Beschreibung durch eine konstante Ausfallwahrscheinlichkeit pro Anforderung ist auch dann zu wählen, wenn das Versagen erst als Folge der Anforderung hervorgerufen wird, wie z.B. bei menschlichen Eingriffen.

In den Tabellen F7, A1-1 und -2 werden die in der Risikostudie verwendeten Ausfallraten bzw. -wahrscheinlichkeiten für die Funktionen von Bauteilen (der Hardware), zusammen mit den Streufaktoren für 90%ige Vertrauensintervalle angegeben. Da das menschliche Fehlverhalten eine besondere Stellung einnimmt, wird es im Abschnitt A1-3 getrennt behandelt.

A1-2 "Common mode"-Ausfälle

Außer mit den im Abschnitt A1-1 besprochenen unabhängigen Funktionsausfällen von Komponenten ist mit dem Auftreten voneinander abhängiger Funktionsausfälle zu rechnen. Dabei wird zwischen "common mode"-Ereignissen und "common mode"-Ausfällen unterschieden. Unter "common mode"-Ereignissen werden voneinander abhängige Funktionsausfälle von mehreren Komponenten, Teilsystemen oder Systemen verstanden, die auf eine einzelne Ursache zurückzuführen sind. Besonders unangenehm können diese "common mode"-Ereignisse sein, wenn sie redundante Komponenten, Teilsysteme (Stränge) oder Systeme betreffen und gleichzeitig oder in einem eng begrenzten Zeitintervall auftreten, so daß die ausgefallenen Zustände gleichzeitig vorliegen. In diesem

A1-5

Komponente	Funktionselement-Ausfall	Median		Streufaktor K_{95}
		Ausfallrate 1/h	Ausfallwahrscheinlichkeit 1/Anforderung	
Pumpe	Startversagen Betriebsversagen	$8 \cdot 10^{-6}$		7
		$2,5 \cdot 10^{-5}$		15
Motorarmatur	öffnet nicht oder schließt nicht	$7 \cdot 10^{-6}$		5
Magnetventil	öffnet nicht oder schließt nicht	$7 \cdot 10^{-6}$		20
Pneumatisches Ventil	öffnet nicht oder schließt nicht	$7 \cdot 10^{-6}$		23
Rückschlagarmatur	öffnet nicht schließt nicht innere Leckage	$8 \cdot 10^{-7}$		10
		$2,5 \cdot 10^{-6}$		3
		$1,5 \cdot 10^{-5}$		10
Rückschlagventil	öffnet nicht	$5 \cdot 10^{-7}$		4
Rückschlagventil mit Motorantrieb (ohne Motor)	öffnet nicht schließt nicht innere Leckage	$1,5 \cdot 10^{-6}$		10
		$1 \cdot 10^{-6}$		3
		$1 \cdot 10^{-5}$		10
Handarmatur	öffnet nicht oder schließt nicht	$1,5 \cdot 10^{-6}$		12
Regelarmatur	fährt nicht auf fährt nicht zu	$5 \cdot 10^{-6}$		7
		$5 \cdot 10^{-6}$		7
Umschaltventil	schaltet nicht um		$4 \cdot 10^{-2}$	10
FD-Schnellschlußschieber	öffnet nicht oder schließt nicht		$6 \cdot 10^{-3}$	4
Entlastungsventil	öffnet nicht oder schließt nicht		$4 \cdot 10^{-3}$	6
Steuerventil	öffnet nicht oder schließt nicht		$4 \cdot 10^{-3}$	6
Sicherheitsventil mit einem Vorsteuerventil	öffnet nicht oder schließt nicht		$7 \cdot 10^{-3}$	4
Sicherheitsventil mit zwei Vorsteuerventilen	öffnet nicht schließt nicht		$4 \cdot 10^{-3}$	6
			$7 \cdot 10^{-3}$	4
Sicherheitsventil mit drei Vorsteuerventilen	öffnet nicht schließt nicht		$4 \cdot 10^{-3}$	6
			$7 \cdot 10^{-3}$	4
Sicherheitsventil oder Entlastungsventil	öffnet frühzeitig	$2 \cdot 10^{-6}$		7
Notstromdiesel	Startversagen Betriebsversagen		$2,5 \cdot 10^{-2}$	3
		$5 \cdot 10^{-3}$		2
Dichtung	Leckage	$4 \cdot 10^{-7}$		8
Schweißnaht	Bruch		$1 \cdot 10^{-7}$	10
Steuerstab	fällt nicht ein	$1,4 \cdot 10^{-7}$		4
Elektromotor	Startversagen Betriebsversagen	$1 \cdot 10^{-6}$		8
		$2 \cdot 10^{-6}$		8
Leistungsschalter ohne Abzweig	schließt nicht öffnet nicht	$3 \cdot 10^{-7}$		6
		$2 \cdot 10^{-7}$		11
Abzweig	öffnet nicht oder schließt nicht	$1 \cdot 10^{-6}$		10
Generatorschalter	öffnet nicht	$6 \cdot 10^{-7}$		5
Schütz	Verlust der Hauptfunktion 40-60 A 300-460 A	$9 \cdot 10^{-7}$		10
		$1 \cdot 10^{-6}$		15
Sicherung	vorzeitige Unterbrechung	$1 \cdot 10^{-6}$		10
Transformator		$1,5 \cdot 10^{-6}$		5

Tab. F7, A1-1:

Basisdaten für unabhängige Ausfälle verfahrens- und elektrotechnischer Komponenten

Funktionselement-Ausfall	A u s f a l l r a t e		Anmer- kungen
	Medianwert [10 ⁻⁶ /h]	Streufaktor der logarithmischen Normalverteilung	
● Meßwerterfassung			
Differenzdruckmeßumformer mit Bartonzelle			LIT
- Ausgabe eines unveränderli- chen Wertes (mechanisches oder elektrisches Versagen)	0,3	3	
- mißt zu hohen Druck	1,0	3	
Druckmeßumformer mit Rohrfeder- meßwerk			LIT
- mißt zu hohen oder zu nied- rigen Druck	3,5	3	
Druckschalter			LW
- schließt ohne Anregung	2,5	10	
- spricht nicht an	1,0	10	
Thermoelement und Umformer			AFEA
- mißt zu niedrige Temperatur	5,0	10	
- Meßbereich nach oben einge- engt	0,02	10	
Drehzahlfühler und Umformer			AFEA
- mißt zu hohe Drehzahl	2,2	3	
Niveauschalter			LW
- spricht nicht an	7,0	10	
Strom-Spannungs-Wandler M 4335-A 1			AFEA
- Ausgangsspannung zu groß	0,6	3	
- Ausgangsspannung zu klein	2,0	3	
- untere Meßbereichsgrenze angehoben	0,01	3	
- obere Meßbereichsgrenze abge- senkt	0,01	10	

Tab. F7, A1-2 (1):

Basisdaten für unabhängige Ausfälle leittechnischer Komponenten

A1-7

Funktionselement-Ausfall	A u s f a l l r a t e		Bemer- kungen
	Medianwert [10^{-6} /h]	Streu- faktor der logarithmischen Normalverteilung	
Spannungs-Spannungs-Wandler M 4335-A 1			AFEA
- Ausgangsspannung zu groß	0,5	3	
- Ausgangsspannung zu klein	2,0	3	
- untere Meßbereichsgrenze angehoben	0,01	3	
- obere Meßbereichsgrenze abgesenkt	0,01	10	
Trennverstärker TTK			AFEA
- Ausgangsstrom zu groß	0,4	3	
- Ausgangsstrom zu klein	3,3	3	
- untere Meßbereichsgrenze angehoben	0,02	10	
- obere Meßbereichsgrenze abgesenkt	0,02	10	
Summierverstärker M 4010-E 1			AFEA
- Ausgangsspannung zu groß	1,0	3	
- Ausgangsspannung zu klein	1,0	3	
- untere Meßbereichsgrenze angehoben	0,02	10	
- obere Meßbereichsgrenze abgesenkt	0,02	10	
Grenzwertsignalgeber RG 11 (dynamisch arbeitend)			AFEA
- Maximalgrenzwert selbstmeldend höher	0,6	3	
- Maximalgrenzwert selbstmeldend tiefer	0,6	3	
- Maximalgrenzwert unentdeckt höher	0,02	3	
- Minimalgrenzwert unentdeckt tiefer	0,02	3	
Druckmeßgerät (analoges Anzeigergerät)			LW
- ausgefallen	10,0	3	

Tab. F7, A1-2 (2):

Basisdaten für unabhängige Ausfälle leittechnischer Komponenten

Funktionselement-Ausfall	Ausfallrate		Anmerkungen
	Medianwert [10^{-6} /h]	Streufaktor der logarithmischen Normalverteilung	
Vergleicher und Meldeeinrichtungen			LW
- Meldung ausgefallen	5,0	10	
● Logische Verknüpfung			
2v3-Auswahleinheit			AFEA
- spricht fälschlich an	0,9	3	
- Kurzschluß Eingang-Ausgang	0,0003	10	
Impulsumformer für Taktgeber			AFEA
- ausgefallen	2,0	10	
NOR-Gatter im Taktgeber			AFEA
- ausgefallen	0,4	3	
Abschlußglied			AFEA
- spricht fälschlich an	2,6	3	
Binärsignaleingabe			AFEA
- gibt fälschlich Impulse aus			
• nur Eingang E beschaltet	1,2	3	
• Eingänge E und \bar{E} beschaltet	0,3	3	
Taktgeber			AFEA
- spricht fälschlich an	3,9	3	
Abschlußrelais			LIT
- schließt nicht	0,1	3	
- öffnet nicht	0,1	3	
● Steuerung			
Leistungsanschluß/Lötstelle			BE
- Unterbrechung	0,001	10	
- Masseschluß	0,001	10	
Kabel			LW
- Unterbrechung	0,3/km	3	

Tab. F7, A1-2 (3):

Basisdaten für unabhängige Ausfälle leittechnischer Komponenten

A1-9

Funktionselement-Ausfall	Ausfallrate		Anmerkungen
	Medianwert [10 ⁻⁶ /h]	Streufaktor der logarithmischen Normalverteilung	
Endschalter			LW
- spricht nicht an	1,0	3	
UND-Gatter			AFEA
- gibt kein Signal aus	$0,4+x_1 \cdot 0,02$	3	
- gibt fälschlich Signal aus			
• wenn kein Eingang P führt	0,02	3	
• wenn nur ein Eingang O führt	0,1	3	
ODER-Gatter			AFEA
- gibt kein Signal aus			
• wenn mehrere Eingänge P führen	$0,2+x_1 \cdot 0,02$	3	
• wenn nur ein Eingang P führt	$0,3+x_1 \cdot 0,02$	3	
- gibt fälschlich Signal aus	0,01	3	
Betätigungsbaustein B22			AFEA
- AUF-Befehl wird nicht ausgegeben	0,6	3	
- ZU-Befehl wird nicht ausgegeben	0,6	3	
- verursacht Kurzschluß (AUF- oder ZU-Befehl)	0,06	3	
Betätigungsbausteine B21 und B23			AFEA
- EIN-Befehl wird nicht ausgegeben	0,4	3	
- AUS-Befehl wird nicht ausgegeben	0,3	3	
- Schalterfallmeldung wird fälschlich ausgegeben	0,2	3	
- verursacht Kurzschluß bei EIN-Befehl	0,07	3	
- verursacht Kurzschluß bei AUS-Befehl	0,05	3	

x_1 = Anzahl der Gatter derselben Karte, die gleichzeitig mit dem betrachteten Gatter angesteuert werden

Tab. F7, A1-2 (4):

Basisdaten für unabhängige Ausfälle leittechnischer Komponenten

Funktionselement-Ausfall	Ausfallrate		Anmerkungen
	Medianwert [10 ⁻⁶ /h]	Streufaktor der logarithmischen Normalverteilung	
Verzögerungsstufe (analog arbeitend)			AFEA
- gibt kein Signal aus	1,0	3	
- gibt fälschlich Signal aus	0,35	3	
Verzögerungsstufe (digital arbeitend)			AFEA
- spricht nicht an	0,5	3	
- verursacht Kurzschluß	0,3	3	
- Signal bleibt stehen	0,2	3	
- gibt fälschlich Signal aus	0,09	3	
- zählt dual	0,04	3	
- Veränderung des Zeitbereichs	0,014	3	
- Veränderung der Zeitvorwahl	0,1	3	
Stromversorgung im Betätigungsschrank			AFEA
- ganzer Schrank ausgefallen	0,1	3	
- eine Schrankhälfte ausgefallen	+0,1	3	
Speicherbaustein (Flip-Flop)			LW
- unterdrückt P	0,25	3	
Steuerkette für Motorarmaturen			AFEA
- öffnet nicht bei nicht verschalteter "Sperre ZU"	$1,9+x_2 \cdot 0,16$	3	
- schließt nicht	$1,8+x_3 \cdot 0,13$	3	
- öffnet bei ZU-Befehl	0,004	3	
Steuerkette für Leistungsschalter und Schütze			AEEA
- schaltet nicht ein bei nicht verschalteter "Sperre AUS"	$0,7+x_4 \cdot 0,16$	3	
- schaltet nicht aus	$0,6+x_5 \cdot 0,13$	3	

x_2 = Anzahl der an den AUF-Befehl angeschlossenen Bausteine
 x_3 = Anzahl der an den ZU-Befehl angeschlossenen Bausteine
 x_4 = Anzahl der an den EIN-Befehl angeschlossenen Bausteine
 x_5 = Anzahl der an den AUS-Befehl angeschlossenen Bausteine

Tab. F7, A1-2 (5):

Basisdaten für unabhängige Ausfälle leittechnischer Komponenten

Funktionselement-Ausfall	A u s f a l l r a t e		Anmer- kungen
	Medianwert [10 ⁻⁶ /h]	Streu- faktor der logarithmischen Normalverteilung	
NOR-Gatter mit Leistungs- verstärker (Simatic N) - ausgefallen	0,6	3	LW
2v3-Schaltung (Simatic N) - ausgefallen	0,1	3	LW
Speicherbaustein (Simatic N) - ausgefallen	0,4	3	LW
ODER-Baustein (Simatic N) - ausgefallen	0,1	3	LW

Anmerkungen:

AFEA = Ausfallraten wurden mittels einer Ausfalleffektanalyse ermittelt.

LIT = Ausfallraten wurden mittels einer Literaturrecherche ermittelt.

BE = Ausfallraten wurden durch Auswerten von Betriebserfahrung ermittelt.

LW = Hier lag nur eine Literaturstelle vor. Diese Werte wurden aber nach-
träglich durch Auswerten zusätzlicher Betriebserfahrung abgesichert.

Tab. F7, A1-2 (6):

Basisdaten für unabhängige Ausfälle leittechnischer Komponenten

speziellen Fall wird von "common mode"-Ausfällen (CMA) oder "gemeinsam verursachten Ausfällen" gesprochen. Folgende Arten von CMA können unterschieden werden (Bild F7, A1-1):

- Funktionsausfälle von zwei oder mehr ähnlichen oder baugleichen redundanten Komponenten, Teilsystemen oder Systemen aufgrund einer gemeinsamen Ursache. Sie werden als "CMA im engeren Sinn" oder "common cause failures" bezeichnet.
- Funktionsausfälle von zwei oder mehr redundanten Komponenten, Teilsystemen oder Systemen, die als Folge eines einzigen Funktionsausfalls auftreten, aber nicht auf funktionelle Abhängigkeiten zurückzuführen sind. Sie werden als "Folgeausfälle" oder "Sekundärausfälle" oder "causal failures" bezeichnet.

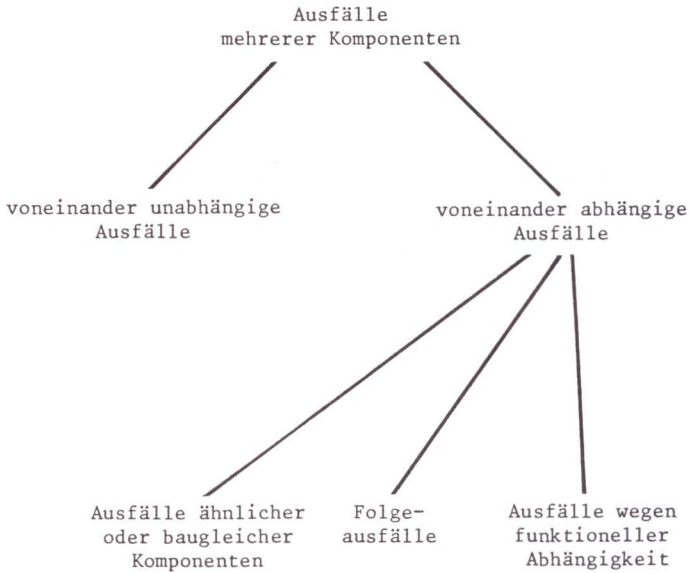


Bild F7, A1-1:

Arten von Ausfällen mehrerer Komponenten

- Funktionsausfälle von zwei oder mehr redundanten Komponenten, Teilsystemen oder Systemen, die sich aufgrund von funktionellen Abhängigkeiten, d.h. unmittelbar aus dem Systemaufbau ergeben. So können beispielsweise funktionelle Abhängigkeiten von einem gemeinsamen Hilfssystem, von einer gemeinsamen Ansteuerung oder von einer menschlichen Handlung bestehen.

In der vorliegenden Studie wird für alle zur Beherrschung eines Störfalls erforderlichen Systemfunktionen ein einziger Gesamtfehlerbaum erstellt. Damit ist sichergestellt, daß die Abhängigkeiten zwischen mehreren Systemfunktionen immer richtig berücksichtigt sind. Das heißt, CMA aufgrund funktioneller Abhängigkeiten werden mit den Fehlerbaumanalysen automatisch richtig erfaßt und daher nicht gesondert ausgewiesen.

Falls CMA ähnlicher, vor allem aber baugleicher Komponenten oder Teilsysteme auftreten, werden sie im allgemeinen während des bestimmungsgemäßen Betriebes entdeckt. Solche CMA von Komponenten werden im Rahmen der vorliegenden Studie nur dann durch eine CMA-Rate λ_{CMA} oder eine CMA-Wahrscheinlichkeit p_{CMA} pro Anforderung quantifiziert, wenn zu diesen Ausfällen Hinweise aus der Betriebserfahrung vorliegen. Voraussetzung für eine zahlenmäßige Bewertung ist, daß entsprechende CMA oder zumindest ähnliche "common mode"-Ereignisse aufgetreten sind. Bewertet wird dabei im allgemeinen nur die in der Bundesrepublik Deutschland gewonnene Betriebserfahrung, da nur über diese ausreichend detaillierte Informationen vorhanden sind. Aus dieser Betriebserfahrung sind "common mode"-Ereignisse für die Meßwerterfassung und für Abschlußrelais, für Notstromdiesel und für Pumpen im Langzeitbetrieb bekannt. Die verwendeten Basisdaten für CMA sind in der Tabelle F7, A1-3 zusammengestellt. Beim aufgeführten Betriebsversagen der Nachkühlpumpen wird davon ausgegangen, daß eine LANGZEIT-NOTNACHKÜHLUNG für 6 Monate erfolgen muß. Die Wahrscheinlichkeiten von CMA mehrerer oder höher redundanter Komponentengruppen wurden aufgrund der in Tabelle F7, A1-3 aufgeführten Daten mit Hilfe von Modellen abgeschätzt.

Seit Jahren wird in den USA und auch international /F7, A1-1/ eine systematische Erfassung und Dokumentation der aufgetretenen CMA angestrebt, um alle Erfahrungen aus der Kernkraftwerkstechnik zu nutzen. Allerdings werden in den verschiedenen Ländern teilweise sehr unterschiedlich aufgebaute Komponenten und Systeme eingesetzt, über die meist nur unzureichende Informationen öffentlich zugänglich sind. Außerdem unterscheiden sich in den verschiedenen Ländern die Instandhaltungsmaßnahmen. Diese haben einen erheblichen Einfluß auf die frühzeitige Entdeckung und Beseitigung von "common mode"-Ursachen, können aber andererseits auch selbst zu CMA führen. Die Gewinnung und Verwendung quantitativer Daten von international aufgetretenen CMA erscheint daher nur in Ausnahmefällen möglich (etwa bei Relais).

Denkbare CMA bei Anforderung oder kurzzeitigem Betrieb baugleicher Komponenten, die während des bestimmungsgemäßen Betriebes auftreten können und dann entdeckt werden, zu denen bisher aber

Komponenten	Funktionselement-Ausfall	M e d i a n		Streu- faktor K_{95}
		Ausfallrate 1/h	Ausfallwahrschein- lichkeit/Anforderung bzw. mittlere Nichtverfügbarkeit	
Meßkanalgruppe zur Druck- bzw. Differenzdruck- messung	Hardware-Ausfall (Ausgabe von un- veränderlichen Werten)		$3,1 \cdot 10^{-4}$	4
	Ausfall aufgrund menschlichen Fehlverhaltens		$8 \cdot 10^{-4}$	3
Relaisteil zur Reaktorschnell- abschaltung (1 Relaistyp)	Kontakte der Aus- löserelais oder Abschalterschütze öffnen nicht		$1,1 \cdot 10^{-3}$	3
Relaisteil von Reaktorschutz- signalen (1 Relaistyp)	Kontakte der Ab- schlußrelais öffnen oder schließen nicht		$1,1 \cdot 10^{-4}$	3
Notstrom- diesel	Startversagen		$2 \cdot 10^{-4}$	10
	Betriebsversagen	$1,5 \cdot 10^{-4}$		10
Nachkühl- pumpen	Betriebsversagen bei der Langzeit- Notnachkühlung		$7 \cdot 10^{-5}$	13

Tab. F7, A1-3:

Basisdaten für "common mode"-Ausfälle

keine Hinweise aus der Betriebserfahrung vorliegen, wurden nur qualitativ behandelt. Solche CMA sind jedoch für die meisten Komponenten aus folgenden Gründen sehr unwahrscheinlich:

- Auch bei einer gemeinsamen Ausfallursache streuen die Ausfallzeitpunkte meist erheblich.
- Funktionsprüfungen erfolgen meist in kurzen Abständen (vierwöchentlich), und zwar zeitlich versetzt für die einzelnen redundanten Teilsysteme (Stränge) und durch unterschiedliche Schichten des Betriebspersonals. Vorliegende Ausfälle werden damit kurzfristig entdeckt.

- Zumindest bei den baugleichen Pumpen liegen meist erhebliche Unterschiede in den Betriebszeiten vor, so daß auch dadurch deutliche Streuungen der Ausfallzeitpunkte zu erwarten sind.

Darüber hinaus werden bei schwerwiegenden Schäden an einer Komponente, die auf das Vorliegen einer "common mode"-Ursache hindeuten, auch die redundanten Komponenten untersucht.

Bei CMA, die nur bei einem Störfall auftreten oder entdeckt werden, ist zwischen Folgeausfällen und CMA baugleicher (oder ähnlicher) Komponenten oder Teilsysteme zu differenzieren. Denkbare Folgeausfälle wurden in ihrer Wahrscheinlichkeit abgeschätzt (Tabellen F7, A1-4 und -5). Gemeinsame Ausfälle baugleicher Komponenten, die nur bei einem Störfall auftreten oder entdeckt werden, sind dann möglich, wenn die Anforderungen sowohl beim Betrieb als auch bei Funktionsprüfungen nicht repräsentativ für die Anforderungen an die Komponenten oder Systeme unter Störfallbedingungen sind. In diesem Zusammenhang sei darauf verwiesen, daß die Studie davon ausgeht, daß diese Frage im Rahmen des Genehmigungsverfahrens berücksichtigt wird und somit derartige CMA keine dominante Rolle spielen.

A1-3 Menschliches Fehlverhalten

Menschliche Eingriffe sind während des bestimmungsgemäßen Betriebes eines Kernkraftwerkes bei betrieblichen Schalthandlungen (Normalbetrieb), zur Eingrenzung kleiner Störungen (anomaler Betrieb) sowie bei Instandhaltung (Wartung, Instandsetzung, Inspektion) durchzuführen. Weiterhin sind menschliche Handlungen auch bei Störfällen notwendig. Es ist jedoch ein Auslegungsprinzip in deutschen Kernkraftwerken, daß Schutzaktionen im allgemeinen automatisch, d.h. ohne Eingriff der Betriebsmannschaft durchgeführt werden. In Ausnahmefällen sind Handeingriffe nötig, für die jedoch eine Zeit von mindestens 30 Minuten ab Störfalleintritt zur Verfügung stehen muß. In die Kraftwerkswarte werden bei einem Störfall Informationen über den Zustand der Anlage und die Folge der ablaufenden Schutzmaßnahmen

Art des Folgeausfalls	Bezeichnung der Wahrscheinlichkeit in den Fehlerbäumen	Wahrscheinlichkeit (Median/Streufaktor) bei einem		
		großen Leck	mittleren Leck	kleinen Leck
Bruch der heißen Einspeisleitung zum gebrochenen Hauptkühlkreislauf	W_1	0,01 K_{95}	0,01 K_{95}	0
Folgeausfall der heißen Druckspeicher-Einspeisung zum gebrochenen Hauptkühlkreislauf ¹⁾	W_2	0	1	-
Bruch von Rohrleitungen des nuklearen Zwischenkühlkreises innerhalb der Stahlhülle	W_3	1	1	1
Bruch der Nachkühlsaugleitung zum gebrochenen Hauptkühlkreislauf	W_5	0	0	0
Folgeausfall der Motorarmaturen zur Rückschaltung auf Flutbetrieb	W_6	1	1	1
Folgeausfall der betrieblichen Notspeisewasser-Regelung durch Dampfabgabe in den Sicherheitsbehälter	W_8	-	-	1
Folgeausfall der Hauptspeisewasser-Regelung durch Dampfabgabe in den Sicherheitsbehälter	W_{13}	-	-	1

¹⁾ Bei einem Leck in einer heißen Hauptkühlmittelleitung handelt es sich statt dessen um den Folgeausfall der kalten Druckspeicher-Einspeisung.

Tab. F7, A1-4:

Folgeausfälle bei einem Leck in einer kalten Hauptkühlmittelleitung

übermittelt, die es dem Wartpersonal ermöglichen, den Zustand der Anlage und den Ereignisablauf zu überwachen, ohne selbst handeln zu müssen.

Menschliche Eingriffe wären unmittelbar nach Störfalleintritt nur erforderlich, falls automatisch gesteuerte Systeme nicht in gewünschter Weise arbeiten würden. Wie bereits vorher erwähnt,

Art des Folgeausfalls	Bezeichnung der Wahrscheinlichkeit in den Fehlerbäumen	Wahrscheinlichkeit
Ausfall der Kühlung der Notspeisewasserpumpe durch den Strang 3 des nuklearen Zwischenkühlkreislaufes bei offenem BE-Beckenkühler	W_7	0 bzw. 1 ¹⁾
Folgeausfall der Notspeisewasser-Regelung bei Dampfabgabe in den Sicherheitsbehälter	W_8	0 bzw. 1 ¹⁾
Überdruckversagen des Frischdampfsystems bei bestimmten Ausfallkombinationen	W_9	0
Folgeausfall einer Frischdampfleitung bei Überdruckversagen im benachbarten Strang	W_{10}	0
Folgeausfall der Druckhalterregelung bei Dampfabgabe in den Sicherheitsbehälter	W_{12}	1 ²⁾

1) Der erste angegebene Wert bezieht sich auf Transienten, der zweite Wert auf das "kleine Leck am Druckhalter".

2) Für ATWS-Störfälle wurde wegen der geringeren Dampfabgabe in den Sicherheitsbehälter $W_{12} = 0$ angesetzt.

Tab. F7, A1-5:

Folgeausfälle bei Transienten und beim "kleinen Leck am Druckhalter" als Folge von Transienten

müssen, je nach Störfall, erste Schalthandlungen 30 Minuten nach Störfalleintritt erfolgt sein. Für viele Handeingriffe steht jedoch erheblich mehr Zeit zur Verfügung.

In den Analysen der vorliegenden Studie wurden, in Übereinstimmung mit WASH-1400, nur geplante Handeingriffe berücksichtigt. Darunter werden Handlungen verstanden, die entweder gemäß schriftlicher Anweisungen (Betriebshandbuch) durchgeführt oder während des bestimmungsgemäßen Betriebes geübt werden, sowie Handlungen, auf die eine eindeutige Gefahrmeldung hinweist. Als ungeplant werden Handlungen angesehen, wenn die Notwendigkeit der Durchführung auch bei Vorhandensein solcher Meldungen nur durch Überlegung erkannt werden kann.

In den Zuverlässigkeitsanalysen sind die berücksichtigten menschlichen Eingriffe zu bewerten. Da menschliche Handlungen kaum in ein starres Schema gepreßt werden können, muß man sich hier mit Abschätzungen behelfen. Eine solche pauschale Bewertung reicht jedoch in vielen Fällen aus, da man sich durch Auslegung und Betriebsweise bemüht, den Einfluß menschlichen Fehlverhaltens gering zu halten. Soweit möglich, wird bei der Ermittlung der Wahrscheinlichkeiten für menschliche Fehlhandlungen wie in WASH-1400 vorgegangen, unter Verwendung der im zugehörigen Appendix III zusammengestellten Datenbasis. Diese ist in Tabelle F7, A1-6 wiedergegeben.

In WASH-1400 sind die für menschliche Fehlhandlungen zugrunde gelegten Streufaktoren nicht dokumentiert. In der vorliegenden Studie wird für die Basisdaten zu menschlichen Fehlhandlungen ein Streufaktor 3 angesetzt, wie dies in WASH-1400 generell für sonstige Basisdaten der Fall ist. Für zusammengesetzte Fehlerwahrscheinlichkeiten werden die resultierenden Unsicherheitsfaktoren entsprechend den Rechengesetzen für logarithmisch normalverteilte Zufallsgrößen ermittelt.

Bei der Ermittlung der Wahrscheinlichkeiten für menschliches Fehlverhalten wurde in WASH-1400 die zur Verfügung stehende Zeit und die für den Eingriff erforderliche Zeit nicht bewertet. Die Berücksichtigung dieser Einflußgrößen ist aber bei der Bewertung von Handmaßnahmen, für die erhebliche Zeit durch das Personal benötigt wird, wichtig. In der vorliegenden Studie wurde deshalb auf eine Methode zurückgegriffen, die in der HTGR AIPA-Studie /F7, A1-2/ beschrieben ist. Dabei wird zur Berechnung der Wahrscheinlichkeit p , mit der innerhalb der zur Verfügung stehenden Zeit t die erforderliche Handlung nicht erfolgt, eine Exponentialverteilung zugrunde gelegt. Ist MTOR die Zeit, die im Mittel zur Durchführung der Handlung gebraucht wird (Mean Time of Operator Response), so gilt

$$p(t) = \exp(-t/\text{MTOR})$$

Zur Berücksichtigung der Streuung der Wahrscheinlichkeit p wird für die Zeit MTOR eine logarithmische Normalverteilung verwen-

Operator-Handlung	Wahrscheinlichkeit
Fehlhandlung innerhalb der ersten 60 Sekunden nach dem Beginn einer extremen Streßsituation, z.B. bei einem großen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	1
Fehlhandlung 5 Minuten nach Eintritt einer extremen Streßsituation	0,9
Fehlhandlung 30 Minuten nach Eintritt einer extremen Streßsituation	10^{-1}
Fehlhandlung mehrere Stunden nach Eintritt einer extremen Streßsituation	10^{-2}
Fehlhandlung allgemein (z.B. falsche Ablesung einer Anzeige und deshalb Betätigung eines falschen Schalters)	$3 \cdot 10^{-3}$
Unterlassungsfehler allgemein, wobei in der Warte keine Anzeige über den Zustand der nichtbetätigten Komponente vorhanden ist (z.B. Fehler, ein von Hand zu betätigendes Prüfventil nach Abschluß von Wartungsarbeiten wieder in die für den Betrieb richtige Stellung zu bringen)	10^{-2}
Unterlassungsfehler derart, daß während eines Arbeitsablaufs eine Handlung trotz schriftlicher Anweisungen vergessen wird; dies gilt nicht, wenn es am Ende des Arbeitsablaufs geschieht, wie im vorigen Fall	$3 \cdot 10^{-3}$
Nichtentdeckung eines vorausgehenden Fehlers bei einer Kontrolle oder bei einem Kontrollrundgang Anmerkung: Bei ständiger Meldung des Fehlers auf einer Meldeeinrichtung trifft diese hohe Fehlerwahrscheinlichkeit nicht zu.	10^{-1}
Nichtentdeckung einer falschen Armaturenstellung u.ä. bei einem Kontrollrundgang in der Anlage, falls für die Kontrolle keine Checkliste verwendet wird	0,5
Fehlhandlung allgemein bei sehr hoher Streßbelastung, wenn schnell gefährliche Handlungen durchzuführen sind	0,2...0,3
Wiederholte Fehlhandlung unter extrem hohem Zeitdruck; bei jedem der n Versuche, die ursprüngliche Fehlhandlungen zu korrigieren, verdoppelt sich die vorhergehende Fehlerwahrscheinlichkeit Anmerkung: Die Fehlhandlungswahrscheinlichkeit verdoppelt sich so lange, bis die Fehlerwahrscheinlichkeit p=1 erreicht oder die verfügbare Zeit abgelaufen ist.	$p=2^{(n-1)} p_0$

Tab. F7, A1-6:

Medianwerte der Wahrscheinlichkeiten für menschliche Fehlhandlungen nach WASH-1400

det. Die Wahrscheinlichkeit p wird wieder durch eine logarithmische Normalverteilung approximiert.

In der vorliegenden Studie waren z.B. die zur Inbetriebnahme des Notstandssystems benötigten Zeiten zu bewerten. Für MTOR wurde aus der Betriebserfahrung ein Mittelwert von 16 Minuten bestimmt (Medianwert 16 Minuten, Streufaktor 1,3).

A1-4 Instandhaltung

Außer den Ausfällen von Komponentenfunktionen, die in den Abschnitten A1-1 bis A1-3 erläutert wurden, ist in der Zuverlässigkeitsanalyse auch zu berücksichtigen, daß Komponentenfunktionen als Folge von Instandhaltung (Instandsetzung, Wartung, Inspektion) nicht verfügbar sein können. Die Nichtverfügbarkeit aufgrund von Inspektionen, insbesondere Funktionsprüfungen, spielt gegenüber der Nichtverfügbarkeit aufgrund von Instandsetzung und vor allem von Wartung keine Rolle. Für die wichtigsten verfahrenstechnischen Komponenten, einschließlich deren Ansteuerung und Abzweig zur elektrischen Energieversorgung, wurden Schätzwerte dieser Nichtverfügbarkeit aus der nuklearen Betriebserfahrung gewonnen (Tabelle F7, A1-7).

Komponente	Median	Streufaktor
Pumpe	$1 \cdot 10^{-3}$	2
Motorarmatur	$2 \cdot 10^{-4}$	2
Sicherheitsventil	$4 \cdot 10^{-4}$	2

Tab. F7, A1-7:

Mittlere Nichtverfügbarkeit verfahrenstechnischer Komponenten aufgrund von Instandhaltung

Für die meisten anderen elektrotechnischen und leitetechnischen Komponenten sind keine Wartungsarbeiten erforderlich und In-

standsetzungen werden kurzfristig durchgeführt. Die zugehörige mittlere Nichtverfügbarkeit ist daher vernachlässigbar gering. Eine Ausnahme bilden die Notstromdiesel, für diese sind jedoch die unabhängigen Ausfälle einschließlich Instandhaltung gegenüber den bewerteten CMA ohne Bedeutung.

Schrifttum

- /F7, A1-1/ Edwards, G.T., and I.A. Watson:
A Study of Common Mode Failures
SRD R 146, July 1979
- /F7, A1-2/ HTGR Accident Initiation and Progress Analysis
Status Report
GA-A 13617, October 1975

Mindestanforderungen an die Systemfunktionen

Inhalt:

A2-1	Allgemeines	A2-3
A2-2	Mindestanforderungen bei Kühlmittelverluststör- fällen	A2-3
A2-3	Mindestanforderungen bei Transienten	A2-6

Tabellen

F7, A2-1:	Mindestanforderungen an die Systemfunktionen zur Nachwärmeabfuhr bei Lecks in einer kalten Hauptkühlmitteleitung	A2-5
F7, A2-2:	Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bei Transienten, die das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern	A2-7
F7, A2-3:	Verfügbare Zeitspannen zur Herstellung einer Speisewasserversorgung für Transienten, die das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern	A2-8
F7, A2-4:	Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bei ATWS-Störfällen	A2-8

A2-1 Allgemeines

Im folgenden werden nur anlageninterne Störfälle mit Auswirkungen auf den Kern behandelt. Dabei wird zwischen Kühlmittelverluststörfällen und Transienten unterschieden.

Bei sonstigen anlageninternen Störfällen sind die freigesetzten Aktivitäten vergleichsweise gering, so daß keine Ereignisablaufanalysen durchgeführt wurden. Daher wurden auch keine Mindestanforderungen an Systemfunktionen festgelegt.

Einwirkungen von außen haben in der Anlage Transienten und unter Umständen Kühlmittelverluststörfälle zur Folge. Die entsprechenden Mindestanforderungen können im allgemeinen übernommen werden.

A2-2 Mindestanforderungen bei Kühlmittelverluststörfällen

Die im folgenden aufgeführten Mindestanforderungen sind größtenteils dem Genehmigungsverfahren entnommen. Dort wurde davon ausgegangen, daß sich die Anlage bei Eintritt des Störfalles im Vollastbetrieb befindet, da dies die höchsten Anforderungen an die Systemfunktionen stellt. Die Lage und die Größe des Lecks haben entscheidenden Einfluß auf die Anforderungen an die Systemfunktionen. Im Genehmigungsverfahren erfolgten daher entsprechend differenzierte Untersuchungen.

Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung sind getrennt nach mehreren Bereichen von Bruchquerschnitten zu betrachten. Die ungefähren Grenzen der Bruchbereiche sind:

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

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

- teilweise unterschiedliche Systemfunktionen erforderlich sind bzw.
- unterschiedliche Mindestanforderungen an die gleichen Systemfunktionen gestellt werden.

Bei den Systemfunktionen ist zwischen der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG und den Systemfunktionen zur Nachwärmeabfuhr zu unterscheiden.

Während für Lecks über 1000 cm² eine REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG nicht erfolgen muß, um die Unterkritikalität der Anlage herzustellen, wird bei allen Lecks < 1000 cm² pessimistisch angenommen, daß diese Systemfunktion zur Störfallbeherrschung erforderlich ist. Von einem Ausfall der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG wird ausgegangen, wenn eine beliebige Kombination von mindestens 8 Stabausfällen vorliegt. Außerdem wird diese Systemfunktion als ausgefallen betrachtet, wenn eine von 16 bestimmten Ausfallkombinationen von 7 Steuerstäben vorliegt. Diese Mindestanforderungen sind sehr pessimistisch.

Die Mindestanforderungen an die Systemfunktionen zur Nachwärmeabfuhr (einschließlich der dazu erforderlichen "Notkühlung") sind für Lecks in einer Hauptkühlmittleitung in Tabelle F7, A2-1 zusammengestellt. Die Tabelle gilt für Lecks in einer kalten Hauptkühlmittleitung; bei einem Leck in einer heißen Hauptkühlmittleitung sind die Angaben für "heiß" und "kalt" zu vertauschen. Für kleine und sehr kleine Lecks ist zur Nachwärmeabfuhr eine Speisewasserversorgung und Frischdampfabgabe erforderlich. Die Mindestanforderungen an die Speisewasserversorgung sind ebenfalls in der Tabelle aufgeführt. Über die Frischdampfabgabe muß ein Abfahren der Anlage erfolgen, bei kleinen Lecks entsprechend einem Gradienten von 100 °C/h. Die Frischdampfabgabe geschieht dabei normalerweise über die Frischdampf-Umleiteinrichtung. Steht diese nicht zur Verfügung, so werden 2 von 2 Abblaseregelventilen benötigt.

Kühlmittel- verlust- störfall	Bruchquer- schnitt (cm ²)	Systemfunktionen					
		Hochdruck- Einspei- sungen	Druckspeicher- Einspeisungen	Niederdruck- Einspeisungen für Fluten	Niederdruck- Einspeisungen für Sumpf- Umwälzbetrieb	Speisewasser- versorgung (a) Hauptspei- sewasser (b) Notspeise- 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 ¹⁾ oder (b) 2v4 ²⁾	-
sehr kleines Leck	< 2	-	-	-	-	(a) 1v4 ¹⁾ oder (b) 1v4 ²⁾	-

¹⁾ Einspeisungen über die Hauptspeisewasserleitungen in die Dampferzeuger

²⁾ Einspeisungen über das Notspeisewassersystem in die Dampferzeuger

1v4, 2v4, 3v4 $\hat{=}$ von 4 vorhandenen redundanten Teilsystemen sind 1, 2 bzw. 3 erforderlich

Tab. F7, A2-1:

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

Lecks am Druckhalter aufgrund fehlerhaft offener Druckhalterventile wurden in der Studie detailliert untersucht. Entsprechend den Ventilquerschnitten handelt es sich dabei um kleine Lecks. Für diese wird in der vorliegenden Studie grundsätzlich von den gleichen Mindestanforderungen an die Systemfunktionen ausgegangen, wie für kleine Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung. Dadurch wird die Anzahl der für die einzelnen Systemfunktionen erforderlichen Teilsysteme möglicherweise überschätzt, weil die Nachwärmeabfuhr hier durch günstigere thermodynamische Verhältnisse erleichtert wird. Berücksichtigt wird jedoch, daß die Nachwärmeabfuhr für 2 bis 3 Stunden durch das Ausdampfen der Dampferzeuger und des Reaktorkühlkreislaufes aufrechterhalten werden kann, so daß eine verzögerte Inbetriebnahme der Speisewasserversorgung ausreicht, um eine Kernüberhitzung zu verhindern. Spätestens nach dieser Zeitspanne ist dann ein Abfahren der Anlage mit 100 °C/h erforderlich.

Da in dieser Zeitspanne ein Abfahren des Blocks A des Kernkraftwerks möglich ist, darf danach auch das Notstandssystem zum Abfahren der Referenzanlage (Block B) eingesetzt werden. Mit dem Notstandssystem können zwei zusätzliche Einspeisungen in die Dampferzeuger zur Störfallbeherrschung herangezogen werden. Es sind dann 6 Einspeisungen in die Dampferzeuger vorhanden, von denen 2 erforderlich sind. Aufgrund der bis zum Abfahren zur Verfügung stehenden Zeitspanne reicht bei Ausfall der Frischdampf-Umleiteinrichtung 1 von 2 Abblaseregelventilen aus.

A2-3 Mindestanforderungen bei Transienten

Wie in WASH-1400 wurden nur zu erwartende Transienten untersucht, die das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern. Seltene Transienten, die eine Eintrittshäufigkeit unter $10^{-2}/a$ haben, sollen in der Phase B der Studie behandelt werden.

Für die Mindestanforderungen wird davon ausgegangen, daß sich die Anlage bei Eintritt der Transiente im Vollastbetrieb befindet, da sich bei den untersuchten Transienten dann die größten Anforderungen an die Systemfunktionen ergeben. Außerdem ist von entscheidender Bedeutung, ob bei Anforderung eine

REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG erfolgt oder versagt. Ein Versagen der REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG wird pessimistisch dann angenommen, wenn die in Abschnitt A2-2 aufgeführten Mindestanforderungen nicht erfüllt sind.

Die Mindestanforderungen an die anderen Systemfunktionen sind für zu erwartende Transienten mit Reaktorschnellabschaltung in Tabelle F7, A2-2 zusammengestellt. Dabei wird davon ausgegangen, daß die Anlage zunächst nicht abgefahren wird. Die zur Herstellung einer Speisewasserversorgung verfügbaren Zeitspannen hängen von der Transiente ab. In der vorliegenden Studie wurden die in Tabelle F7, A2-3 zusammengestellten pessimistischen Abschätzungen verwendet. Zur Ermittlung dieser Werte wurde die dem ANS-Standard (1973) entsprechende Nachzerfallsleistung mit einem Zuschlag von 20 % versehen.

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	- ¹⁾	eventuell 1v4 bzw. 2v4 ²⁾	a) 1v4 ³⁾ oder b) 1v4 ⁴⁾ oder c) 1v4 ⁴⁾

- ¹⁾ Bei einer Anzahl von Transienten öffnen zwar Druckhalterventile; dieses Öffnen ist jedoch nicht erforderlich, um ein Überdruckversagen des Reaktorkühlkreislaufs zu verhindern. Ein Öffnen von 1v4 Druckhalterventilen ist nur bei Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung und Notspeisewasserversorgung notwendig.
- ²⁾ Die 1v4 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.
- ³⁾ Einspeisungen über die Hauptspeisewasserleitungen in die Dampferzeuger.
- ⁴⁾ Einspeisungen über das Notspeisewassersystem in die Dampferzeuger. Zusätzlich sind 2 Einspeisungen über das Notstandssystem vorhanden. Insgesamt sind also 1v6 Einspeisungen erforderlich.

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

Tab. F7, A2-2:

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

Transiente	Notspeisewasserversorgung	Verzögerte Speisewasserversorgung
Notstromfall mit Reaktorschnellabschaltung	30 min	75 min
Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung mit Reaktorschnellabschaltung	15 min	45 min

Angegeben sind die Zeitspannen ab Störfalleintritt.

Tab. F7, A2-3:

Verfügbare Zeitspannen zur Herstellung einer Speisewasserversorgung für Transienten, die das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern

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

¹⁾ Hier interessieren nur die 3 Druckhalterventile mit den größeren Ventilquerschnitten.

²⁾ Einspeisungen über die Hauptspeisewasserleitungen in die Dampferzeuger

³⁾ Einspeisungen über das Notspeisewassersystem in die Dampferzeuger

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

Tab. F7, A2-4:

Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bei ATWS-Störfällen

HAU

A2-9

Versagt die REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG im Anforderungsfall, so liegt ein ATWS-Störfall (Anticipated Transient Without Scram), d.h. eine zu erwartende Transiente ohne Reaktorschnellabschaltung, vor. Die zugrunde gelegten Mindestanforderungen an die Systemfunktionen sind der Tabelle F7, A2-4 zu entnehmen.

