



---

Gesellschaft für  
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

---

Deutsche  
Risikostudie Kernkraftwerke  
Phase B

Eine  
zusammenfassende  
Darstellung



---

Gesellschaft für  
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

---

Deutsche  
Risikostudie Kernkraftwerke  
Phase B

Eine  
zusammenfassende  
Darstellung

## INHALT

	<u>Seite</u>
1. ZIELSETZUNG UND GEGENSTAND DER STUDIE	1
1.1 Einführung	2
1.2 Zielsetzung der Untersuchungen	3
1.3 Referenzanlage der Studie	6
1.4 Gliederung	7
2. GRUNDZÜGE DES SICHERHEITSKONZEPTS AM BEISPIEL DES DRUCKWASSERREAKTORS	9
2.1 Der Druckwasserreaktor	9
2.2 Sicherheitstechnische Grundanforderungen	10
2.3 Das Sicherheitskonzept	11
2.4 Sicherheitstechnische Einrichtungen des Druckwasserreaktors	13
3. GEGENSTAND UND METHODEN DER RISIKOANALYSE	15
3.1 Warum Risikoanalysen	15
3.2 Zu untersuchende Störfall- und Unfallabläufe	18
3.3 Schritte der Untersuchungen	20
3.4 Zuverlässigkeitsdaten	24
3.5 Unsicherheiten der Analyse	29

	<u>Seite</u>	
4.	ANLAGENINTERNE STÖRFÄLLE	33
4.1	Auslösende Ereignisse	33
4.2	Thermohydraulische Analysen, Wirksamkeitsbedingungen für die Sicherheitssysteme	37
4.3	Ergebnisse der Ereignisablaufanalysen	40
5.	BRAND, ÜBERFLUTUNG UND EINWIRKUNGEN VON AUSSEN	46
5.1	Anlageninterne Ereignisse	46
5.2	Einwirkungen von außen	48
6.	ANLAGENINTERNE NOTFALLMASSNAHMEN	50
6.1	Einführung	50
6.2	Untersuchte Maßnahmen	52
6.3	Wirksamkeit der untersuchten Maßnahmen	54
6.4	Bewertung der untersuchten Maßnahmen	57
7.	KERNSCHMELZUNFÄLLE	59
7.1	Betrachtete Unfallabläufe	59
7.2	Dampfexplosion	62
7.3	Versagen des Reaktordruckbehälters	64
7.4	Wasserstoffverbrennung	66
7.5	Schmelze-Beton-Wechselwirkung und Druckentlastung des Sicherheitsbehälters	69

	<u>Seite</u>
8. SPALTPRODUKTFREISETZUNG	71
8.1 Allgemeines	71
8.2 Freisetzungsrechnungen	73
9. ZUSAMMENFASSUNG	77
9.1 Diskussion der Ergebnisse	77
9.2 Begrenzungen der Studie	82
9.3 Schlußfolgerungen	83
SCHRIFTTUM	87
ANHANG	
A.1 Beteiligte Firmen und Institutionen	89
A.2 Vorträge und Veröffentlichungen	92
TABELLEN	99
ABBILDUNGEN	113

## 1. ZIELSETZUNG UND GEGENSTAND DER STUDIE

Die Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke befaßt sich mit Untersuchungen zu Störfällen in Kernkraftwerken und den mit ihnen verbundenen Risiken. Die Untersuchungen erfolgten im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie. Sie wurden in zwei Phasen (Phase A und Phase B) gegliedert. Ergebnisse zur Phase A wurden 1979 veröffentlicht /GRS 79/.

Dieser Bericht enthält eine Zusammenfassung der Untersuchungen zur Phase B. Nach einer Einführung in Grundlagen und Zielsetzung der Studie wird ein Überblick über die wichtigsten Ergebnisse gegeben. Die Untersuchungen und ihre Ergebnisse sind in einem ausführlichen technischen Bericht dargestellt /GRS 89/.

Die Arbeiten zur Risikostudie, Phase B, wurden 1981 begonnen. Der Bundesminister für Forschung und Technologie beauftragte eine Reihe von Institutionen nach Abschluß der Phase A, die Arbeiten zur Risikostudie in einer anschließenden Phase B weiterzuführen. Die hierzu durchgeführten Forschungsvorhaben dienten vor allem dazu, Einzelthemen von Risikountersuchungen zu vertiefen und neue Erkenntnisse der deutschen und internationalen Reaktorsicherheitsforschung für die Verwendung in Risikountersuchungen aufzuarbeiten. Die an diesen Forschungsvorhaben beteiligten Firmen und Institutionen sind im Anhang A.1 zusammengestellt.

Im Jahre 1985 beauftragte der Bundesminister für Forschung und Technologie die Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, unter Einbeziehung der Ergebnisse der Einzeluntersuchungen die Arbeiten zur Risikostudie, Phase B, fortzuführen und abzuschließen. Einzelne Teilaufgaben zu diesen Arbeiten wurden von einigen anderen Institutionen in Unterauftrag der GRS durchgeführt. Diese Institutionen sind ebenfalls im Anhang A.1 aufgeführt.

Während der Arbeiten zur Studie wurde mehrfach auf Fachtagungen und in Veröffentlichungen über den jeweiligen Stand der Untersuchungen und über vorliegende Zwischenergebnisse berichtet. Eine Liste dieser

Vorträge und Veröffentlichungen aus den letzten Jahren ist im Anhang A.2 enthalten.

## 1.1 Einführung

Bei Industrieanlagen haben Sicherheitsfragen eine zentrale Bedeutung. Komplexe technische Systeme arbeiten nur dann sicher, wenn gleichzeitig mit den Anforderungen an einen funktionsgerechten und zuverlässigen Betrieb auch Sicherheitsanforderungen erfüllt werden. Dies gilt in besonderem Maße für Kernkraftwerke und andere kerntechnische Anlagen.

Oberstes Ziel aller Sicherheitsüberlegungen ist es, den Einschluß der in einem Kernkraftwerk vorhandenen radioaktiven Stoffe sicherzustellen. Hierzu ist in der Kerntechnik ein umfassendes Sicherheitskonzept entwickelt worden. So werden, ausgehend von der Planung über den Bau bis hin zum Betrieb, umfangreiche Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke gestellt. Komponenten und Systeme werden mit hohen Sicherheitsreserven ausgelegt. Für ihre Fertigung, bei der Errichtung der Anlage und während des Anlagenbetriebs werden mehrfache und wiederkehrende Prüfungen zur Gewährleistung eines hohen Qualitätsstandards vorgesehen.

Zur Sicherheitsbeurteilung werden umfangreiche Störfalluntersuchungen durchgeführt, mit denen sicherheitstechnische Anforderungen im einzelnen bestimmt werden. Diese Untersuchungen orientieren sich an einer Reihe wichtiger, vorab festgelegter Störfälle, den sogenannten Auslegungsstörfällen. Sie dienen als Bemessungsgrundlage für die sicherheitstechnische Auslegung eines Kernkraftwerks.

In der Kerntechnik gab es schon frühzeitig auch Wahrscheinlichkeitsüberlegungen zur Sicherheitsbeurteilung. Ergänzend zur ingenieurtechnischen Beurteilung sollten probabilistische Methoden dazu verwendet werden, die Sicherheit einer Anlage mit Wahrscheinlichkeitszahlen genauer zu quantifizieren. So wurden bereits Ende der sechziger Jahre für wichtige Sicherheitseinrichtungen Zuverlässigkeitsanalysen vorgenommen. Es gab damals jedoch noch keine ausreichenden

Betriebserfahrungen, aus denen für die Analysen abgesicherte Daten zum Betriebs- und Ausfallverhalten von Bauteilen (Pumpen, Armaturen etc.) abgeleitet werden konnten. Inzwischen hat sich die Daten-situation erheblich verbessert. Ebenso sind auch die Methoden für Zuverlässigkeitsuntersuchungen weiterentwickelt worden. Zuverlässigkeitsanalysen sind heute ein wichtiger Bestandteil der technischen Sicherheitsbeurteilung. Die Ausweitung der Zuverlässigkeitsanalysen, vor allem ihre Anwendung zur vergleichenden Beurteilung verschiedener Störfallabläufe, führte schließlich in den siebziger Jahren zu umfassenden probabilistischen Analysen, den ersten Risikountersuchungen.

Mit der Risikostudie, Phase A, /GRS 79/, wurde erstmals für ein Kernkraftwerk in der Bundesrepublik Deutschland eine umfassende Risikoanalyse durchgeführt. Dabei wurden weitgehend die Grundannahmen und Methoden der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie WASH 1400, /WAS 75/, übernommen. In den weiterführenden Arbeiten zur Phase B sollten vor allem verbesserte Methoden und neue Ergebnisse der Sicherheitsforschung berücksichtigt werden.

## 1.2 Zielsetzung der Untersuchungen

Die ersten Risikountersuchungen hatten hauptsächlich das Ziel, das mit Unfällen in Kernkraftwerken verbundene Risiko abzuschätzen und, soweit möglich, dieses mit anderen zivilisatorischen und naturbedingten Risiken zu vergleichen. So befaßten sich die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie WASH 1400 und die deutsche Risikostudie, Phase A, eingehend damit, die mit Unfällen verbundenen Schadensfolgen außerhalb der Anlage, insbesondere das Ausmaß und die Häufigkeit gesundheitlicher Schäden für die Bevölkerung, zu ermitteln.

Die Arbeiten zur deutschen Risikostudie, Phase A, zeigten aber auch den großen Nutzen von Risikountersuchungen bei der technischen Sicherheitsbeurteilung. Die Ergebnisse der anlagentechnischen Untersuchungen führten zu einer Reihe von systemtechnischen Verbesserungen, mit denen das Unfallrisiko deutlich vermindert werden konnte. Ähnliche Erfahrun-



gen wurden ebenfalls in neueren, vor allem in den USA durchgeführten, Risikountersuchungen gemacht, siehe z.B. /NUR 87/.

Die praktischen Erfahrungen mit den anlagentechnischen Analysen und die verbesserte Absicherung ihrer Ergebnisse aus vorhandenen Betriebs-erfahrungen haben dazu beigetragen, daß Risikountersuchungen heute ein leistungsfähiges Instrument zur technischen Sicherheitsbeurteilung sind. Risikoanalysen und ihre Ergebnisse werden hauptsächlich dazu herangezogen, die sicherheitstechnische Auslegung einer Anlage zu überprüfen und damit insgesamt das Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke weiterzuentwickeln.

In den Arbeiten zur Phase B wurden umfangreiche Untersuchungen zum Störfallverhalten vorgenommen. Dabei wurden Störfälle in ihrem zeitlichen Verlauf, die mit ihnen verbundenen Belastungen und das Eingreifen der zur Störfallbeherrschung vorgesehenen Sicherheitssysteme eingehend analysiert.

In diesen Untersuchungen ist die Bedeutung von anlageninternen Notfallmaßnahmen (Accident-Management-Maßnahmen) erkannt worden. So zeigen die Analysen, daß Kernkraftwerke in vielen Fällen auch dann noch über Sicherheitsreserven verfügen, wenn Sicherheitssysteme nicht wie vorgesehen eingreifen und sicherheitstechnische Auslegungsgrenzen überschritten werden. Diese Sicherheitsreserven können für anlageninterne Notfallmaßnahmen genutzt werden, mit denen das Risiko aus Unfällen weiter vermindert werden kann. Das Ziel dieser Maßnahmen besteht darin, einen Störfall auch unter erschwerten Bedingungen noch zu beherrschen oder, wenn dies nicht gelingt, wenigstens die Schadensfolgen aus einem nicht beherrschten Störfall wirksam zu begrenzen. Die hierzu in der Studie durchgeführten Untersuchungen zeigen, daß jenseits der sicherheitstechnischen Auslegungsgrenzen mit anlageninternen Notfallmaßnahmen eine zusätzliche Sicherheitsebene geschaffen werden kann.

Risikoanalysen sind geeignet, anlageninterne Notfallmaßnahmen zu identifizieren und aufzuzeigen, wieweit mit ihnen das Risiko aus Unfällen vermindert werden kann. Untersuchungen zu anlageninternen

Notfallmaßnahmen bilden daher einen Schwerpunkt in den Arbeiten zur Phase B der Studie.

Des Weiteren befassen sich Risikoanalysen mit Unfällen und möglichen Schadensfolgen, die bei Unfällen auftreten können.

Dabei zeigt sich jedoch, daß die Beurteilung der bei Unfällen auftretenden Belastungen und der mit ihnen verbundenen Auswirkungen mit großen Unsicherheiten verbunden ist. Dies gilt vor allem für extreme Unfallsituationen, die zwar äußerst unwahrscheinlich sind, die aber mit einer hohen Freisetzung radioaktiver Stoffe nach außen in die Umgebung einer Anlage verbunden sein können.

Extreme Unfallsituationen sind denkbar, wenn unterstellt wird, daß die in einem Kernkraftwerk vorhandenen sicherheitstechnischen Einrichtungen weitgehend versagen und die im Reaktor eingeschlossenen radioaktiven Stoffe in erheblichem Umfang freigesetzt werden. Unabhängig von den vorhandenen sicherheitstechnischen Einrichtungen ergeben sich zu diesen extremen Unfällen sehr hohe Aktivitätsfreisetzungen. Unfallfolgen außerhalb der Anlage, die mit derart hohen Aktivitätsfreisetzungen verbunden sind, wurden bereits in Phase A der Studie abgeschätzt. In Phase B der Studie wurden keine erneuten Berechnungen zu Unfallfolgen außerhalb der Anlage vorgenommen.

Anwendungen und Zielsetzungen der Untersuchungen zur Phase B der Risikostudie lassen sich in folgenden Punkten zusammenfassen:

- die vergleichende Beurteilung verschiedener Störfall- und Unfallabläufe,
- die Identifizierung von Schwachstellen und sicherheitstechnischen Verbesserungen,
- die Ermittlung von Sicherheitsreserven zu Störfall- und Unfallabläufen, die Auslegungsgrenzen überschreiten,

und im Zusammenhang damit

- die Beurteilung anlageninterner Notfallmaßnahmen.

Insgesamt haben sich damit die Schwerpunkte und Zielsetzungen zur Phase B der Studie auf die anlagentechnischen Untersuchungen verlagert. Die Risikoanalyse wird dabei im engeren Sinn als eine probabilistische Sicherheitsanalyse verstanden, in der Auswertungen von Betriebserfahrungen, Ergebnisse von Störfall- und Unfallanalysen sowie Erkenntnisse der Sicherheitsforschung für eine geschlossene sicherheitstechnische Beurteilung zusammengefaßt werden. Die Aufgabe einer Risikoanalyse besteht dann darin, mit ihren Ergebnissen und den daraus gewonnenen Einsichten die Sicherheitsbeurteilung zu vertiefen und das Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke weiterzuentwickeln.

### 1.3 Referenzanlage der Studie

Für eine Risikountersuchung sind technische Unterlagen erforderlich, die Aufbau, Funktion und Betriebsweise einer Anlage, ihrer Betriebssysteme und sicherheitstechnischen Einrichtungen beschreiben. Vor allem für die systemtechnischen Analysen werden detaillierte Unterlagen benötigt, z.B. Detailinformationen über Erfassung von Meßgrößen, Auslösung von Schutzaktionen oder Ansteuerung sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten und Systeme. Die Analysen zeigen, daß Einzelergebnisse der Untersuchungen oft von auslegungstechnischen Details abhängen. Für eine Risikoanalyse ist es daher erforderlich, eine technische Referenz oder Referenzanlage auszuwählen, die den Untersuchungen zugrunde gelegt wird.

Referenzanlage für die Untersuchungen ist in Phase B, wie bereits für die Phase A, das Kernkraftwerk Biblis B. Die Anlage besitzt einen typischen Druckwasserreaktor deutscher Bauart (Hersteller Kraftwerk Union AG) mit einer thermischen Leistung von 3 750 MW. Betreiber der Anlage ist die Rheinisch-Westfälisches Elektrizitätswerk AG (RWE). Die Anlage wurde 1976 in Betrieb genommen.

Folgende Gründe sprachen dafür, auch in Phase B an der bisherigen Referenzanlage Biblis B festzuhalten:

- Die weiterführenden Arbeiten können unmittelbar auf bereits vorhandenen technischen Unterlagen und den Ergebnissen zur Phase A aufbauen.

- In verschiedenen Punkten entspricht Biblis B zwar nicht dem Auslegungsstand neuerer Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor (z.B. Konvoi-Anlagen), doch ist das sicherheitstechnische Grundkonzept der neueren Anlagen bereits weitgehend realisiert. So sind z.B. die Schutz- und Sicherheitssysteme strangweise getrennt aufgebaut.
- Von den Kernkraftwerken mit langjährigen Betriebserfahrungen ist Biblis B am ehesten repräsentativ für die neueren Druckwasserreaktoren.
- Für die Anlagen Biblis A und B wurden praktisch seit ihrer Inbetriebnahme Auswertungen von Betriebserfahrungen vorgenommen.

Bereits in den Untersuchungen zur Phase A wurden systemtechnische Änderungen vorgeschlagen, mit denen einzelne Schwachstellen in der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlage beseitigt wurden. So ergab sich in Phase A ein hoher Risikobeitrag durch menschliches Fehlverhalten bei der Beherrschung eines Kühlmittelverluststörfalls über ein kleines Leck. Die Maßnahmen zur Beherrschung dieses Störfalls wurden weitgehend automatisiert.

Ebenso wurden in Phase B mit Zwischenergebnissen zu den anlagentechnischen Analysen systemtechnische Verbesserungen vorgeschlagen. So kann z.B. mit Änderungsmaßnahmen die Häufigkeit für einen nicht beherrschten Kühlmittelverluststörfall über ein Dampferzeuger-Heizrohrleck erheblich reduziert werden. In der Studie sind alle Änderungsmaßnahmen berücksichtigt, die in der Anlage bereits durchgeführt worden sind oder vom Betreiber geplant und in nächster Zeit vorgenommen werden. Geplante Änderungen, für die bewertungsfähige Unterlagen des Betreibers vorlagen, wurden unter dem Vorbehalt entsprechender Realisierung bewertet.

#### 1.4 Gliederung

Die Kapitel 1 bis 3 behandeln allgemeine Voraussetzungen, Gegenstand und Methoden einer Risikoanalyse.

Nach Kapitel 1 werden in Kapitel 2 die Grundzüge des für Kernkraftwerke entwickelten Sicherheitskonzepts am Beispiel des Druckwasserreaktors beschrieben.

Kapitel 3 befaßt sich mit dem Gegenstand und den Methoden der Risikoanalyse. Hierzu werden die zu untersuchenden Störfall- und Unfallabläufe geschildert und die Schritte der Untersuchungen erläutert. Des weiteren werden verschiedene Arten von Zuverlässigkeitsdaten und Aspekte zur Behandlung von Unsicherheiten besprochen.

Die Kapitel 4 bis 8 enthalten die Ergebnisse der durchgeführten Untersuchungen. Zur besseren Übersicht werden dabei die Ergebnisse nicht im einzelnen entsprechend den in Kapitel 3 erläuterten Schritten der Untersuchungen abgehandelt, sondern nach Themenbereichen zusammengefaßt diskutiert.

Kapitel 4 befaßt sich mit den Analysen zu anlageninternen Störfällen, den Ereignisablaufanalysen zu Kühlmittelverluststörfällen und Transienten, ohne Berücksichtigung von anlageninternen Notfallmaßnahmen. Die Ergebnisse der Ereignisablaufanalysen werden in Abschnitt 4.3 diskutiert und mit Ergebnissen aus Phase A verglichen.

Kapitel 5 enthält die Ergebnisse der Untersuchungen zu übergreifenden Einwirkungen. Diskutiert werden Einwirkungen aus Brand, Überflutung, Erdbeben und Flugzeugabsturz.

Kapitel 6 behandelt die in der Studie durchgeführten Untersuchungen zu anlageninternen Notfallmaßnahmen. Ausführlich untersucht worden sind Maßnahmen, mit denen bei angenommenem Versagen von Sicherheitssystemen mit einer Druckentlastung des Reaktorsystems die Kühlung des Reaktorkerns wiederhergestellt werden kann, bevor es zum Kernschmelzen kommt.

Kapitel 7 gibt einen Überblick über die Untersuchungen zu Kernschmelzunfällen. Es werden verschiedene Phänomene und Belastungen diskutiert, die bei einem Kernschmelzunfall möglich sind und auf den Sicherheitsbehälter einwirken können.

Kapitel 8 befaßt sich mit der Freisetzung radioaktiver Stoffe, die mit einem Kernschmelzunfall verbunden sein kann. Für verschiedene Unfallabläufe werden die Ergebnisse von Freisetzungsrechnungen diskutiert und mit Ergebnissen aus Phase A der Studie verglichen.

In Kapitel 9 werden die Ergebnisse aus Phase B der Studie zusammenfassend diskutiert und bewertet.

## 2. GRUNDZÜGE DES SICHERHEITSKONZEPTS AM BEISPIEL DES DRUCKWASSERREAKTORS

### 2.1 Der Druckwasserreaktor

Bild 2-1 veranschaulicht den grundsätzlichen Aufbau und die Funktion eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor.

Die im Reaktorkern (1) durch Kernspaltung erzeugte Wärme wird durch den in sich geschlossenen Reaktorkühlkreislauf (Primärkreislauf oder druckführende Umschließung des Reaktorkühlmittels) über den Dampferzeuger (2) an den Speisewasser-Dampfkreislauf (Sekundärkreislauf) übertragen. Ein ausreichend hoher Druck des Kühlwassers verhindert eine Dampfbildung im Reaktorkühlkreislauf, daher die Bezeichnung "Druckwasserreaktor". Das sekundärseitig in die Dampferzeuger eingespeiste Wasser wird durch Aufnahme der Wärme aus dem Reaktorkühlkreislauf verdampft. Der Dampf treibt die Turbine (5) und diese den Generator (6) an. Der aus der Turbine abströmende Dampf, der nicht mehr zur Erzeugung elektrischer Energie genutzt werden kann, wird im Kondensator (7) niedergeschlagen. Das kondensierte Wasser wird zu den Dampferzeugern zurückgepumpt. Die Wärmeabfuhr aus dem Kondensator erfolgt über das Hauptkühlwassersystem (9). Diese Wärme wird je nach Umgebungsbedingungen entweder unmittelbar an einen Fluß oder über Kühltürme an die Umgebung abgegeben. Die Umwandlung von Wärme in elektrische Energie erfolgt bei Kernkraftwerken in gleicher Weise wie bei anderen thermischen Kraftwerken.

## 2.2 Sicherheitstechnische Grundanforderungen

An Kernkraftwerke werden besondere Sicherheitsanforderungen gestellt, da während des Reaktorbetriebs durch Kernspaltung erhebliche Mengen an radioaktiven Stoffen gebildet werden. So beträgt das Aktivitätsinventar eines großen Leistungsreaktors der 1 300-MW-Klasse (elektrische Leistung) nach längerer Betriebszeit etwa  $10^{20}$  Bq<sup>1</sup>). Selbst wenn nur ein geringer Teil dieses Aktivitätsinventars aus der Anlage nach außen entweichen würde, ergäben sich gesundheits- und lebensbedrohende Gefahren. Der sichere Einschluß des Aktivitätsinventars ist daher zentrale Aufgabe der Reaktorsicherheit.

Der Reaktor erzeugt auch nach seiner Abschaltung noch Wärme, die Nachzerfallswärme. Sie entsteht beim radioaktiven Zerfall der während des Reaktorbetriebs gebildeten Spaltprodukte. Die Nachzerfallswärme beträgt unmittelbar nach Abschaltung des Reaktors etwa 6 %, nach ca. 6 Stunden etwa 1 % und nach einem Tag ca. 0,7 % der Reaktornennleistung. Ohne Kühlung des Reaktorkerns würde die Nachzerfallswärme ausreichen, den Reaktorkern so weit aufzuheizen, daß der Brennstoff schmilzt und radioaktive Spaltprodukte freigesetzt werden. Der Reaktorkern muß daher auch nach der Abschaltung des Reaktors gekühlt werden.

Für den Reaktorbetrieb ergeben sich folgende sicherheitstechnische Grundanforderungen:

- Einschluß der radioaktiven Stoffe: Radioaktive Stoffe müssen im Reaktorkern zurückgehalten werden.
- Kontrolle der Reaktivität: Der Reaktor muß jederzeit sicher abgeschaltet und im abgeschalteten Zustand gehalten werden können.
- Kernkühlung: Auch nach Abschaltung des Reaktors muß die Kühlung des Reaktorkerns und eine Abfuhr der Nachzerfallswärme langfristig sichergestellt werden.

---

<sup>1</sup>) Die Einheit der Aktivität ist das Becquerel (Bq). 1 Bq entspricht einem radioaktiven Zerfall pro Sekunde. Die alte Einheit 1 Curie (Ci) entspricht 37 Milliarden Zerfällen pro Sekunde.

### 2.3 Das Sicherheitskonzept

Im folgenden werden am Beispiel des Druckwasserreaktors die Grundzüge des Sicherheitskonzepts beschrieben.

Das Sicherheitskonzept besteht zum einen aus dem mehrfachen Einschluß der in einem Reaktor enthaltenen radioaktiven Stoffe und zum anderen aus sicherheitstechnischen Einrichtungen und Maßnahmen, die den Einschluß der radioaktiven Stoffe gewährleisten.

- **Aktivitätsbarrieren**

Der größte Teil der radioaktiven Stoffe (ca. 95 %) entsteht während des Reaktorbetriebs aus dem nuklearen Brennstoff durch Kernspaltung. Diese Spaltprodukte werden durch mehrere hintereinander liegende Strukturen, die Aktivitätsbarrieren, eingeschlossen. Im einzelnen sind dies (siehe Bild 2-2):

- Das Kristallgitter des Brennstoffs selbst,
- die Brennstabhüllrohre, die gasdicht verschweißt sind,
- der Reaktordruckbehälter zusammen mit dem geschlossenen Reaktor-kühlkreislauf,
- der gasdichte und druckfeste Sicherheitsbehälter, der den Reaktor-kühlkreislauf umschließt, und
- die äußere Stahlbetonhülle. Sie hat nur eine begrenzte Dichtfunktion. Sie ermöglicht eine Absaugung von Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter und schützt die Anlage gegen Einwirkungen von außen.

- **Sicherheitstechnische Auslegung**

Um den Einfluß von Störungen oder die Folgen von Störfällen zu begrenzen und den Einschluß der radioaktiven Stoffe zu gewährleisten, gibt es im Kernkraftwerk mehrstufige Sicherheitsmaßnahmen, die verschiedenen Sicherheitsebenen zugeordnet werden.



### Erste Sicherheitsebene: Maßnahmen der Qualitätsgewährleistung

Diese Sicherheitsebene umfaßt Anforderungen an den Auslegungsstandard und die Qualität vor allem der nuklearen Anlagenteile. Komponenten und Systeme werden mit hohen Sicherheitsreserven ausgelegt. Des Weiteren umfaßt diese Ebene Maßnahmen zur Qualitätssicherung bei der Fertigung von Komponenten und der Errichtung der Anlage. Der hohe Qualitätsstandard wird durch Sorgfalt in der Betriebsführung und deren Dokumentation sowie durch wiederkehrende Prüfungen während der gesamten Betriebszeit der Anlage gewährleistet.

### Zweite Sicherheitsebene: Maßnahmen zur Verhinderung von Störfällen

Zur Verhinderung von Störfällen, die sich aus Störungen entwickeln können, sind in einem Kernkraftwerk Regel- und Schutzeinrichtungen vorhanden. Diese Systeme haben die Aufgabe, Störungen rechtzeitig zu erkennen und Aktionen auszulösen, um aufgetretene Störungen unmittelbar zu begrenzen.

Wichtigste Schutzeinrichtung ist das Reaktorschutzsystem. Es überwacht fortlaufend alle wichtigen Meßwerte in der Anlage, wie Reaktorleistung, Druck im Reaktorkühlkreislauf, Drehzahl der Hauptkühlmittelpumpen u.a.

Die ersten beiden Sicherheitsebenen dienen dazu, Störungen soweit wie möglich zu vermeiden bzw. die Ausweitung einer Störung zu einem Störfall zu verhindern.

### Dritte Sicherheitsebene: Maßnahmen zur Begrenzung von Störfällen

Trotz aller Vorkehrungen zur Gewährleistung eines sicheren Betriebs kann das Eintreten eines Störfalles nicht ausgeschlossen werden. Als dritte Stufe der Sicherheitsmaßnahmen werden Kernkraftwerke deshalb mit umfangreichen technischen Sicherheitseinrichtungen, den Sicherheitssystemen, ausgerüstet. Ausgelöst durch das Reaktorschutzsystem greifen die Sicherheitssysteme bei Störfällen weitgehend automatisch

ein, um den Einschluß der Spaltprodukte aufrechtzuerhalten und die mit einem Störfall verbundenen Schadensfolgen zu begrenzen. Die Sicherheitssysteme sind darauf ausgelegt, ein breites Spektrum von Störfällen zu beherrschen.

- Auslegungsüberschreitende Abläufe

Auch wenn bei einem Störfall ein Versagen von Sicherheitssystemen unterstellt wird, besteht in vielen Fällen noch die Möglichkeit, den Störfall zu beherrschen und die Anlage in einen sicheren Zustand zu überführen. Kernkraftwerke besitzen auch dann noch Sicherheitsreserven, wenn Auslegungsgrenzen überschritten werden.

In Phase B der Risikostudie wurden Störfallanalysen durchgeführt, mit denen Möglichkeiten anlageninterner Notfallmaßnahmen untersucht worden sind. Mit diesen Analysen sind Planungsgrundlagen für anlageninterne Notfallmaßnahmen erarbeitet worden. Die Untersuchungen zeigen, daß zu auslegungsüberschreitenden Störfallabläufen mit anlageninternen Notfallmaßnahmen eine weitere Sicherheitsebene geschaffen werden kann.

## 2.4 Sicherheitstechnische Einrichtungen des Druckwasserreaktors

Die Bilder 2-3 und 2-4 geben einen Überblick über wichtige Systeme und Sicherheitseinrichtungen in einem Druckwasserreaktor. Sie werden im folgenden kurz beschrieben:

- Im Reaktorkern wird die bei der nuklearen Kettenreaktion freigesetzte Energie in thermische Energie umgewandelt. Er enthält den wesentlichen Teil der in der Anlage vorhandenen radioaktiven Stoffe.
- Das Reaktorschnellabschaltsystem dient zur raschen Unterbrechung der Kettenreaktion. Damit wird die Energiefreisetzung im Reaktorkern auf die Energiefreisetzung durch den Nachzerfall der Spaltprodukte (Nachzerfallswärme) reduziert.

- Der Reaktorkühlkreislauf besteht aus dem Reaktordruckbehälter, den Hauptkühlmittelleitungen, der Primärseite der Dampferzeuger mit den Dampferzeuger-Heizrohren und der Ein- und Austrittskammer, den Hauptkühlmittelpumpen und dem Druckhalter. Die im Reaktorkern an das Kühlmittel abgegebene Wärme wird im Reaktorkühlkreislauf zu den Dampferzeugern transportiert.
- Der Speisewasser-Dampf-Kreislauf besteht aus der Sekundärseite der Dampferzeuger, den Frischdampfleitungen mit der Frischdampfumleiteinrichtung, der Turbine mit dem Turbinenkondensator und den Hauptkondensatpumpen, dem Speisewasserbehälter und dem Hauptspeisewassersystem mit den Hauptspeisewasserpumpen. Bei Leistungsbetrieb wird im Speisewasser-Dampf-Kreislauf die Wärme von den Dampferzeugern zur Turbine transportiert.
- Das Volumenregelsystem gleicht Volumenschwankungen des Kühlmittels während des Reaktorbetriebs aus.
- Die Regeleinrichtungen haben die Aufgabe, die wesentlichen Prozeßgrößen bei unterschiedlichen Leistungsanforderungen und Störungen innerhalb vorgegebener Betriebsbereiche zu halten.
- Das Reaktorschutzsystem erfaßt alle sicherheitsrelevanten Meßgrößen und löst bei Erreichen von Grenzwerten Reaktorschutzsignale aus, die automatisch Schutzaktionen einleiten.
- Die elektrische Energieversorgung besteht aus der Eigenbedarfsanlage und dem Notstromsystem. Die Eigenbedarfsanlage versorgt betriebliche und sicherheitstechnisch notwendige Komponenten und Systeme mit elektrischer Energie. Bei Ausfall dieser Stromversorgung (Notstromfall) versorgt das Notstromsystem die sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten.
- Das Notspeisewassersystem versorgt die Dampferzeuger immer dann, wenn das Hauptspeisewassersystem nicht zur Verfügung steht. Das Notspeisewassersystem kann zur Abfuhr der Nachzerfallwärme und zum Abfahren der Anlage (d.h. zum Absenken der Kühlmitteltemperatur) eingesetzt werden.

- Das Not- und Nachkühlsystem umfaßt die folgenden Systemfunktionen: Hochdruckeinspeisungen, Druckspeichereinspeisungen, Niederdruckeinspeisungen. Es hat die Aufgabe, nach Abschaltung und Abkühlung des Reaktors langfristig die Nachzerfallswärme über den nuklearen Zwischenkühlkreis und das nukleare Nebenkühlwassersystem abzuführen. Bei einem Kühlmittelverlust muß es außerdem Wasser in den Reaktorkühlkreislauf nachspeisen.
- Das Notstandssystem hat bei Einwirkungen von außen die Aufgabe, die Anlage in einen sicheren Zustand zu überführen. Hierzu werden im Kernkraftwerk Biblis B sicherheitstechnisch wichtige Verbraucher vom gesicherten Bereich des benachbarten Blocks A versorgt. So können z.B. durch Freischalten entsprechender Leitungen von Block A aus zwei der vier Dampferzeuger in Block B mit Notspeisewasser versorgt werden.
- Der Sicherheitsbehälter schließt mit dem Gebäudeabschlußsystem (Absperrarmaturen) die wichtigsten aktivitätsführenden Anlagenteile ein. Die umgebende Stahlbetonhülle schützt den Sicherheitsbehälter gegen Einwirkungen von außen. Der Raum zwischen der äußeren Stahlbetonhülle und dem Sicherheitsbehälter wird als Ringraum bezeichnet.

### 3. GEGENSTAND UND METHODEN DER RISIKOANALYSE

#### 3.1 Warum Risikoanalysen

Mit dem für Kernkraftwerke entwickelten Sicherheitskonzept ist eine weitreichende und umfassende Vorsorge gegen Unfälle und eine damit verbundene Freisetzung radioaktiver Stoffe getroffen worden. Die Betriebserfahrungen in der Bundesrepublik Deutschland haben gezeigt, daß aufgetretene Störungen und Störfälle durch die vorhandenen Sicherheitseinrichtungen beherrscht wurden. Weltweit liegen derzeit über einen Zeitraum von etwa 30 Jahren Betriebserfahrungen aus insgesamt mehr als 2 500 Reaktorbetriebsjahren vor. In dieser Zeit sind in Kernkraftwerken westlicher Bauart keine Unfälle aufgetreten, die

zu einer größeren Freisetzung radioaktiver Stoffe nach außen geführt haben.

Im März 1979 ereignete sich im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island (TMI) ein Kernschmelzunfall. Bei diesem Unfall wurde der Reaktorkern so weit aufgeheizt, daß Brennstabhüllen geborsten und größere Teile des Kerns geschmolzen sind. Die aus dem Brennstoff freigesetzten radioaktiven Stoffe konnten jedoch - bis auf eine geringe Aktivitätsabgabe über die Gebäudeentwässerung - vollständig in der Anlage zurückgehalten werden.

Der Reaktorunfall von Tschernobyl im April 1986 ist der bisher schwerste in einem Kernkraftwerk aufgetretene Unfall. Bei diesem Unfall führte eine nukleare Leistungsexkursion im Reaktor innerhalb weniger Sekunden zu einer Zerstörung des Reaktorkerns. Ein solcher Reaktivitätsunfall kann in Leichtwasserreaktoren westlicher Bauart aufgrund physikalischer Eigenschaften und zusätzlicher Sicherheitsvorkehrungen nicht eintreten.

In einer Risikoanalyse für ein Kernkraftwerk ist zu untersuchen, unter welchen Umständen radioaktive Stoffe, die in der Anlage eingeschlossen sind, nach außen freigesetzt werden und zu Schäden außerhalb der Anlage führen können. Bei Störfällen, die durch die Sicherheitssysteme auslegungsgemäß beherrscht werden, treten keine Schäden außerhalb der Anlage auf, da der Einschluß der radioaktiven Stoffe jederzeit aufrechterhalten wird. Beiträge zum Risiko sind daher grundsätzlich nur aus Ereignisabläufen zu erwarten, zu denen angenommen wird, daß Sicherheitssysteme weitgehend versagen und auch anlageninterne Notfallmaßnahmen nicht erfolgreich bzw. wirksam sind. Nur in diesen Fällen ist eine gefährliche Freisetzung von radioaktiven Stoffen nach außen in die Umgebung der Anlage möglich.

Risikoanalysen befassen sich daher mit Ereignisabläufen, bei denen Sicherheitssysteme versagen und Auslegungsgrenzen überschritten werden. Ausgehend vom Stand der sicherheitstechnischen Auslegung werden dabei Störfall- und Unfallabläufe sowohl hinsichtlich ihrer Eintrittshäufigkeiten als auch möglicher Schadensfolgen untersucht.

Damit gehen Risikountersuchungen erheblich über die Aufgabenstellung der "klassischen" Sicherheitsanalyse hinaus, wie sie für den Sicherheitsnachweis im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren gefordert wird. Die Sicherheitsanalyse befaßt sich nicht mit Abläufen, für die ein Versagen von Sicherheitssystemen unterstellt wird und Auslegungsgrenzen der Anlage überschritten werden. Des weiteren macht sie keine Aussagen zur Eintrittshäufigkeit von Störfällen und zur Versagenswahrscheinlichkeit von Sicherheitseinrichtungen. Sie enthält somit auch keine Angaben zur Häufigkeit von Unfällen, die zu einer gefährlichen Aktivitätsfreisetzung nach außen führen können.

Es ist jedoch nicht möglich, die "klassische" Sicherheitsanalyse einfach durch eine Risikoanalyse zu ersetzen. Die Sicherheitsanalyse hat vor allem die Aufgabe, die sicherheitstechnische Auslegung einer Anlage zu bemessen und festzulegen. Hierzu werden bestimmte, vorab festgelegte Störfälle in ihren möglichen Abläufen und Auswirkungen detailliert untersucht. Diese Auslegungsstörfälle werden so gewählt, daß mit den für sie erforderlichen Störfallanalysen auch andere Störfälle in ihren Abläufen und Auswirkungen erfaßt werden. Aufgrund der so für die Störfalluntersuchungen festgelegten (determinierten) Randbedingungen wird die "klassische" Sicherheitsanalyse im Gegensatz zur probabilistischen Risikoanalyse auch als deterministische Sicherheitsanalyse bezeichnet.

Mit der Festlegung der sicherheitstechnischen Auslegung liefert die deterministische Analyse eine notwendige Voraussetzung für Risikountersuchungen. Risikoanalysen sind als Ergänzung zur deterministischen Sicherheitsbeurteilung zu sehen. Mit ihren probabilistischen Methoden können sie dazu verwendet werden, die sicherheitstechnische Auslegung einer Anlage zu überprüfen und das bestehende Sicherheitskonzept weiterzuentwickeln. Dabei hat die probabilistische Analyse im Vergleich zur deterministischen Beurteilung den Vorzug, daß die Bedeutung von Störfällen und Unfällen quantitativ anhand von zu erwartenden Häufigkeiten bewertet werden kann. So können Schwachstellen in der sicherheitstechnischen Auslegung im Vergleich zu anderen Beiträgen aus Störfallabläufen an relativ hohen Häufigkeiten einzelner nicht beherrschter Störfallabläufe identifiziert werden. Werden solche Schwachstellen eli-

miniert, wird eine ausgewogene sicherheitstechnische Auslegung erreicht.

### 3.2 Zu untersuchende Störfall- und Unfallabläufe

Etwa 95 % des gesamten in einem Kernkraftwerk vorhandenen Aktivitätsinventars befindet sich im Reaktorkern. Die Studie befaßt sich daher hauptsächlich mit Störfällen, die den Reaktorkern betreffen. Etwa 98 % des Aktivitätsinventars des Reaktorkerns sind im Kristallgitter des Brennstoffs gebunden. Größere Mengen an radioaktiven Stoffen können daher nur dann freigesetzt werden, wenn der Brennstoff stark aufgeheizt wird und schmilzt.

Ein Schmelzen des Kerns ist nur möglich, wenn der Reaktorkern über längere Zeit nicht gekühlt wird und die Wärme aus dem Reaktor nicht abgeführt werden kann. In Risikoanalysen ist daher zu untersuchen, mit welcher Wahrscheinlichkeit und unter welchen Umständen Störfälle trotz der bestehenden Sicherheitsmaßnahmen zum Kernschmelzen führen können.

Störfalluntersuchungen zeigen jedoch, daß Störfallabläufe, bei denen ein Versagen von Sicherheitssystemen unterstellt wird, nicht sofort zum Kernschmelzen führen. In vielen Fällen sind solche Abläufe zunächst nur mit langsamen Zustandsänderungen im Reaktorkühlkreis verbunden. Im allgemeinen vergeht eine längere Zeit, bevor ein Anlagenzustand erreicht wird, bei dem Schäden am Reaktorkern eintreten könnten. Diese Zeitspanne beträgt in den meisten Fällen wenigstens eine Stunde. Sie kann genutzt werden, um mit anlageninternen Notfallmaßnahmen einen Störfall noch zu beherrschen bzw. die Kühlung des Reaktorkerns wiederherzustellen, bevor ein Schmelzen des Brennstoffs einsetzen kann.

Ein Beispiel soll dies kurz veranschaulichen. Bei einem Notstromfall werden die Hauptspeisewasserpumpen im Speisewasser-Dampf-Kreislauf automatisch abgeschaltet. Wird zusätzlich auch ein Totalausfall der Notspeisewasserversorgung unterstellt (Ausfall des Notspeisewassersystems und des Notstandsystems), ist die sekundärsei-

tige Bespeisung der Dampferzeuger vollständig ausgefallen. In diesem Fall kann die im Reaktor erzeugte Wärme nicht mehr über die Dampferzeuger abgeführt werden. Der Reaktorkühlkreis heizt sich dann auf. Dabei kommt es zum Ansprechen der Entlastungsventile am Druckhalter. Eine gefährliche Aufheizung der Brennstäbe setzt jedoch erst ein, wenn der Reaktorkühlkreis über die Entlastungsventile so weit ausdampft, daß der Wasserspiegel im Reaktordruckbehälter unter die Oberkante des Kerns absinkt und die Brennstäbe im oberen Kernbereich freigelegt werden. Im hier geschilderten Fall, dem vollständigen Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung bei einem Notstromfall, stehen etwa zwei Stunden zur Verfügung, um mit flexiblen Notfallmaßnahmen die Kühlung des Reaktorkerns wiederherzustellen, bevor der Wasserspiegel im Reaktordruckbehälter unter die Oberkante des Kerns absinken kann.

Die Vorgänge beim Kernschmelzen selbst und die dabei auftretenden Phänomene sind komplex. Sie werden im folgenden kurz beschrieben.

Wird der Reaktorkern nicht gekühlt, so heizt die im Brennstoff erzeugte Nachzerfallswärme den Reaktorkern auf und bringt das Wasser im Reaktordruckbehälter zum Verdampfen. Die freigelegten Brennstäbe werden dabei soweit erhitzt, daß der Brennstoff schmilzt.

Beim Schmelzen des Brennstoffs versagen auch die Kerntragestrukturen. Geschmolzene Kern- und Strukturmaterialien stürzen in die Bodenklotte des Reaktordruckbehälters. Dort noch vorhandenes Wasser verdampft. Schließlich wird der Reaktordruckbehälter im unteren Bodenbereich durchgeschmolzen. Aufgeschmolzene Kern- und Strukturmaterialien fallen in die Reaktorgrube und dringen in den Beton des Gebäudefundaments ein.

Bleibt die Integrität des Sicherheitsbehälters über längere Zeit erhalten, so werden die aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte weitgehend an inneren Einbauten und Wänden des Sicherheitsbehälters abgelagert oder im Wasser des Gebäudesumpfes zurückgehalten. Unfallabläufe, bei denen der Sicherheitsbehälter über längere Zeit, z.B. über mehrere Tage, dicht bleibt, sind daher nur mit einer sehr begrenzten Aktivitätsfreisetzung verbunden.



Andererseits sind aber auch Unfallabläufe möglich, die zu einer frühzeitigen und dann im allgemeinen erheblichen Aktivitätsfreisetzung führen können. Das sind Unfallabläufe, bei denen

- der Sicherheitsbehälter von Anfang an undicht ist oder
- die Rückhaltefunktion des Sicherheitsbehälters umgangen wird oder
- Belastungen auftreten, die zu einem frühen Versagen des Sicherheitsbehälters führen.

In der Studie wurden verschiedene Phänomene und Vorgänge, die im Verlauf eines Kernschmelzens eintreten können, näher untersucht.

### 3.3 Schritte der Untersuchungen

Bild 3-1 gibt einen Überblick über die Schritte der Untersuchungen.

- Erfassung der auslösenden Ereignisse

Störungen und Schäden an Komponenten und Anlagenteilen, die Anforderungen von Sicherheitssystemen auslösen, werden als "auslösende Ereignisse" bezeichnet. Solche auslösenden Ereignisse können z.B. ein Leck in einer Kühlmittelleitung des Reaktorkühlkreislaufs oder im Speisewasser-Dampf-Kreislauf der Ausfall der betrieblichen Speisewasserversorgung für die Dampferzeuger sein.

Als erstes sind alle wichtigen auslösenden Ereignisse, die unter Umständen zu einer Beschädigung des Reaktorkerns führen können, zu erfassen und ihre Häufigkeiten zu bestimmen.

Es ist weder möglich noch notwendig, alle nur denkbaren auslösenden Ereignisse im einzelnen aufzuführen und zu analysieren. Wichtig ist es vielmehr, eine begrenzte Anzahl von auslösenden Ereignissen auszuwählen, die jeweils für eine Gruppe ähnlicher Einzelereignisse repräsentativ sind und zu gleichartigen Störfallabläufen führen.

- Ereignisablauf- und Systemanalysen

Zu den ausgewählten auslösenden Ereignissen werden detaillierte Untersuchungen vorgenommen. Sie bestehen aus zwei Teilen, der Ereignisablaufanalyse und der systemtechnischen Zuverlässigkeitsanalyse.

In der Ereignisablaufanalyse werden, ausgehend von einem auslösenden Ereignis (z.B. dem Bruch einer Rohrleitung) über den Erfolg oder das Versagen dann notwendiger sicherheitstechnischer Gegenmaßnahmen (Systemfunktionen), die verschiedenen möglichen Auswirkungen dieses Ereignisses erfaßt. Je nach Umfang der erforderlichen Gegenmaßnahmen ergibt sich dabei eine unterschiedliche Zahl verschiedener Ereignisabläufe, die in einem Ereignisablaufdiagramm dargestellt werden.

Bild 3-2 zeigt als Beispiel ein einfaches Ereignisablaufdiagramm für das auslösende Ereignis "Großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung". Das auslösende Ereignis führt zu einer Reaktorschnellabschaltung, die automatisch vom Reaktorschutzsystem ausgelöst wird. Abhängig von deren Erfolg oder Versagen ergeben sich zwei verschiedene Ereignisabläufe. Im weiteren Verlauf greifen je nachdem, ob die Ansteuerung der Notkühlsysteme erfolgt oder nicht (Meßwerterfassung für die Notkühlvorbereitungssignale vorhanden oder nicht), die verschiedenen Systeme zur Notkühlung und Nachwärmeabfuhr automatisch ein. Bei einem Ausfall der Ansteuerung (Ausfall der Meßwerterfassung) kommt es bei abfallendem Druck im Reaktorkühlkreislauf lediglich zur selbsttätigen Einspeisung des Notkühlwassers aus den Druckspeichern.

Je nach Erfolg oder Versagen der angeforderten Sicherheitssysteme führen die einzelnen Ereignisabläufe zu unterschiedlichen Anlagenzuständen. So entspricht in Bild 3-2 der Ereignisablauf A, bei dem alle angeforderten Sicherheitssysteme wie vorgesehen funktionieren, einem Anlagenzustand, in dem der Störfall vollständig beherrscht worden ist. Der Ereignisablauf AH hingegen, in dem die Langzeit-Notnachkühlung (H) ausgefallen ist, entspricht einem von den Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisablauf. Ereignisabläufe, die von den Sicherheitssystemen nicht beherrscht werden, führen zu Schadenszuständen der Anlage. Dabei werden in der Studie Ereignisabläufe, die zu

gleichen oder ähnlichen Schadensauswirkungen führen, in einem Schadenszustand zusammengefaßt.

Um die Häufigkeiten der einzelnen Ereignisabläufe bestimmen zu können, werden neben der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses auch die Versagenswahrscheinlichkeiten der angeforderten Sicherheitssysteme benötigt. Diese Versagenswahrscheinlichkeiten lassen sich jedoch erst berechnen, wenn die Wirksamkeitsbedingungen bekannt sind, die von den Sicherheitssystemen mindestens erfüllt werden müssen, damit ein Störfall beherrscht wird. Um z.B. die Versagenswahrscheinlichkeit für die Langzeit-Notnachkühlung (H) angeben zu können, ist zunächst zu bestimmen, ob zur langfristigen Notnachkühlung von den vier insgesamt vorhandenen Teilsystemen (Systemsträngen) des Not- und Nachkühlsystems bereits eines ausreicht oder ob zur Notnachkühlung zwei Teilsysteme benötigt werden. Zur Ermittlung dieser Mindestanforderungen zur Wirksamkeit der Sicherheitssysteme sind anlagendynamische Rechnungen erforderlich, mit denen Störfallabläufe und die mit ihnen verbundenen Belastungen genauer analysiert werden.

Sind die Mindestanforderungen bekannt, können die Versagenswahrscheinlichkeiten der angeforderten Sicherheitssysteme berechnet werden. Die hierzu erforderlichen Zuverlässigkeitsanalysen für die Sicherheitssysteme werden weitgehend mit Hilfe der Fehlerbaummethode durchgeführt.

In einer Fehlerbaumanalyse wird zu einem sogenannten "Unerwünschten Ereignis", dem Ausfall eines Systems (z.B. Ausfall des Not- und Notkühlsystems), nach allen Ursachen gesucht, die zu diesem Ereignis führen können. Das Verfahren arbeitet deduktiv. Ausgehend von dem angenommenen Versagen des betrachteten Systems werden in logischen Verknüpfungen (UND, ODER, NICHT) alle möglichen Versagenskombinationen von Teilsystemen bis auf die Ebene elementarer Versagensereignisse, die Ebene von Komponentenausfällen (Ausfälle von Pumpen, Ventilen, Schaltern u.a.), entwickelt und erfaßt. Ist die Fehlerbaumanalyse erstellt, wird in der anschließenden Zuverlässigkeitsberechnung mit Zuverlässigkeitsdaten für das Ausfallverhalten der Komponenten auf die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall des untersuchten Systems hochgerechnet. Hierzu ist im allgemeinen für komplexe Systeme

me, die zu großen Fehlerbäumen führen, der Einsatz von Zuverlässigkeits-Rechenprogrammen erforderlich.

Sind die Versagenswahrscheinlichkeiten der Sicherheitssysteme berechnet, können die Verzweigungen im Ereignisablaufdiagramm (Bild 3-2) wahrscheinlichkeitmäßig bewertet werden. Die Häufigkeit<sup>1)</sup> der von den Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe (Schadenszustände) ergibt sich, indem die Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse mit den jeweiligen Versagenswahrscheinlichkeiten der Sicherheitssysteme multipliziert und dann alle Häufigkeitsbeiträge nicht beherrschter Ereignisabläufe summiert werden.

- Untersuchungen zu anlageninternen Notfallmaßnahmen

In Phase B der Studie wird untersucht, wie weit nach einem Versagen von Sicherheitssystemen noch Maßnahmen möglich sind, um ein Kernschmelzen zu verhindern oder in seinen Auswirkungen zu begrenzen.

Von besonderer Bedeutung sind Notfallmaßnahmen, mit denen ein Kernschmelzen noch verhindert werden kann. Hierzu bestehen verschiedene Möglichkeiten. Ausführlich untersucht wurden in der Studie Maßnahmen, mit denen nach einer Druckentlastung des Reaktorkühlkreises die Kühlung des Kerns und die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor wiederhergestellt werden, bevor ein Schmelzen des Brennstoffs einsetzen kann. Diese Maßnahmen können sowohl sekundärseitig im Speisewasser-Dampf-Kreislauf als auch primärseitig im Reaktorkühlkreis eingeleitet werden.

---

<sup>1)</sup> Genauer handelt es sich hier um eine "erwartete" Häufigkeit, einen berechneten nicht ganzzahligen Häufigkeitswert. Der Einfachheit halber wird hier und im weiteren stets nur von Häufigkeit gesprochen.

- Untersuchungen zu Kernschmelzunfällen

Zum Kernschmelzunfall werden drei Themenbereiche behandelt:

- Die Vorgänge beim Schmelzen selbst, das Verhalten des geschmolzenen Kerns und dabei auftretende Belastungen von Komponenten des Reaktorkühlkreises,
- die Belastungen für den Sicherheitsbehälter und seine möglichen Versagensarten,
- das Verhalten der beim Kernschmelzen freigesetzten radioaktiven Stoffe und, bei Versagen des Sicherheitsbehälters, ihre Freisetzung nach außen.

Ergebnis dieser Untersuchungen sind Freisetzungsterme für verschiedene Unfallabläufe.

### 3.4 Zuverlässigkeitsdaten

- Art der Daten

Für Risikoanalysen werden Daten verschiedener Art benötigt. Neben den technischen Auslegungsdaten, die die Anlage beschreiben, handelt es sich dabei im wesentlichen um zwei Gruppen von Daten:

- Daten für die Simulation von Störfall- und Unfallabläufen,
- Zuverlässigkeitsdaten für die Erstellung von Ereignisablauf- und Zuverlässigkeitsanalysen.

Technische Auslegungsdaten und Daten für die Simulation von Störfall- und Unfallabläufen können zu einem großen Teil aus bereits vorliegenden Untersuchungen übernommen werden.

Zuverlässigkeitsdaten sind Daten zum Betriebs- und Ausfallverhalten einer Anlage, ihrer einzelnen Bauteile und Komponenten. Sie stehen im allgemeinen nicht aus anderen Untersuchungen zur Verfügung. Folgende Daten werden benötigt:

- die Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse,

- Zuverlässigkeitskenndaten für Komponenten, also Ausfallraten bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten, mit Angaben zu Inspektion, Wartung und Reparatur,
- Zuverlässigkeitsdaten für Handlungen des Betriebspersonals.

- Datenquellen

Zuverlässigkeitsdaten werden, soweit möglich, aus Betriebserfahrungen abgeleitet. Dabei sind drei Datenquellen zu unterscheiden:

- die zu untersuchende Anlage,
- andere Kernkraftwerke,
- andere Kraftwerke und Industrieanlagen (z.B. Kohlekraftwerke oder Chemieanlagen).

Daten aus der zu untersuchenden Anlage werden als anlagenspezifische, Daten aus anderen Anlagen als generische Daten bezeichnet.

In der Studie werden soweit wie möglich anlagenspezifische Daten verwendet. Mit anlagenspezifischen Daten können Details zu den Betriebs- und Einsatzbedingungen, wie Informationen zu Betriebszeiten von Komponenten, zum Austausch von Bauteilen und zu ausgeführten technischen Verbesserungsmaßnahmen, berücksichtigt werden. Generische Daten werden nur dann verwendet, wenn die anlagenspezifische Betriebserfahrung nicht ausreicht.

Anlagenspezifische Daten werden für auslösende Ereignisse, die häufiger während der Betriebszeit der Anlage aufgetreten sind, sowie für das Ausfallverhalten der meisten Komponenten verwendet. Diese Daten wurden in der untersuchten Anlage über einen mehrjährigen Beobachtungszeitraum ermittelt. In Fällen, in denen die anlagenspezifische Betriebserfahrung nicht ausreicht, wird auf die deutsche und weltweite Betriebserfahrung in Kernkraftwerken zurückgegriffen.

Ist in der Betriebserfahrung ein auslösendes Ereignis als Schadensereignis noch nie beobachtet worden, so wird der Schätzwert für die Häufigkeit dieses Ereignisses ausschließlich vom Beobachtungszeit-

raum bestimmt. Dies kann unter Umständen bei vergleichsweise kurzen Beobachtungszeiten zu einer erheblichen Überschätzung für die Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses führen. Um in solchen Fällen zu realistischeren Abschätzungen zu kommen, müssen theoretische Überlegungen mit herangezogen werden. So lassen sich z.B. die Eintrittshäufigkeiten für mittlere und große Lecks in Rohrleitungen nur theoretisch aus probabilistischen, bruchmechanischen Analysen ableiten.

- Common-Cause-Ausfälle

Redundante Systeme besitzen sehr hohe Zuverlässigkeiten, da jeweils der Ausfall mehrerer Redundanzen erforderlich ist, um das System funktionsunfähig zu machen. Für hochredundante Systeme ist es daher wenig wahrscheinlich, daß ein Systemausfall durch zufälliges Zusammentreffen mehrerer unabhängiger Fehler in verschiedenen Redundanzen verursacht wird.

Das gilt z.B. für ein viersträngig aufgebautes System, in dem bereits eines der vier vorhandenen Teilsysteme ausreicht, um die Systemfunktion zu erfüllen. Ein Ausfall des Systems liegt nur dann vor, wenn alle vier Teilsysteme gleichzeitig ausfallen bzw. ausgefallen sind.

Mit zunehmender Redundanz gewinnen aber Fehler an Bedeutung, die gleichzeitig zu einem Ausfall mehrerer Redundanzen bzw. Teilsysteme führen können. Solche Fehler können Folgeausfälle (z.B. Schäden an Komponenten bei Bruch einer Rohrleitung) oder auch Funktionsausfälle aus einer gemeinsamen Ursache sein. Ausfälle aus gemeinsamer Ursache, die mehrere Komponenten oder Systeme zugleich betreffen, werden Common-Cause-Ausfälle genannt.

Common-Cause-Ausfälle können auf verschiedene Ursachen zurückgeführt werden. Sie können aus Planungs- und Fertigungsfehlern herühren oder auch aus ungünstigen Umgebungs- und Betriebsbedingungen (Feuchte, unzulässige Belastungen u.a.) verursacht werden. Ein Common-Cause-Ausfall wäre z.B. der Ausfall einer für mehrere redun-

dante Pumpen gemeinsamen Ölversorgung oder der Ausfall von Batterien aufgrund von Alterung oder unzureichender Wartung.

Gegen Common-Cause-Ausfälle werden in Kernkraftwerken umfangreiche Maßnahmen getroffen. So werden die einzelnen Stränge der Sicherheitssysteme soweit wie möglich getrennt aufgebaut und Verknüpfungen zwischen den redundanten Teilsystemen (Strängen) weitgehend vermieden. Durch diese Entmaschung wird erreicht, daß sich Ausfälle einzelner Komponenten nicht gleichzeitig auf mehrere Stränge auswirken können. Eine weitere Maßnahme gegen Common-Cause-Ausfälle ist das Diversitätsprinzip, d.h. es werden unterschiedliche Funktions- oder Konstruktionsprinzipien für redundante sicherheitstechnische Einrichtungen verwendet.

Zu Common-Cause-Ausfällen gibt es nur wenige Beobachtungen. Sie stammen überwiegend aus nationaler und internationaler Betriebserfahrung in anderen Kernkraftwerken und nur in einigen wenigen Fällen aus der Anlage Biblis B. Vorkommnisse, die in Anlagen auftreten und als Common-Cause-Ausfälle erkannt werden, werden im allgemeinen mit Änderungsmaßnahmen behoben, so daß Wiederholungen praktisch nicht auftreten können. Dabei liefern die Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken in erster Linie Daten für Ausfälle, die während des Betriebs aufgetreten oder bei Funktionsprüfungen entdeckt worden sind. Diese Daten können nicht immer auf Anforderungen unter Störfallbedingungen übertragen werden. Deswegen können Common-Cause-Ausfälle, die nur bei einem Störfall auftreten oder entdeckt werden können, weitgehend nur analytisch beurteilt werden.

Zur Beurteilung von Common-Cause-Ausfällen wurden in der Studie Auswertungen nationaler und internationaler Betriebserfahrungen über mehr als 1 000 Betriebsjahre von Kernkraftwerken herangezogen. Dabei war in jedem Fall zu prüfen, wieweit in anderen Kernkraftwerken aufgetretene Vorkommnisse auf die Anlage Biblis B übertragen werden können.

Auf Basis der ausgewerteten Betriebserfahrungen wurden in der Studie Wahrscheinlichkeiten für Common-Cause-Ausfälle von wichtigen Komponenten (Notstromdiesel, Pumpen, Steuereinrichtungen u.a.) er-



mittelt. Hierzu wurden verschiedene mathematische Modelle verwendet, mit denen auch Kopplungen zwischen redundanten Komponenten bzw. Teilsystemen wahrscheinlichkeitsmäßig beschrieben werden können.

- Menschliche Handlungen

Betriebserfahrungen und Ergebnisse von Risikountersuchungen zeigen, daß menschliche Handlungen, z.B. Eingriffe des Betriebspersonals, die Sicherheit einer Anlage erheblich beeinflussen können. Sie können sowohl einen positiven als auch einen negativen Einfluß haben.

Geplante Eingriffe des Betriebspersonals werden in den Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen berücksichtigt. Zu nicht geplanten Eingriffen lassen sich die Analysen daraufhin überprüfen, ob mit diesen Eingriffen Ereignisabläufe möglich sind, die bisher in den Analysen nicht erfaßt worden sind.

Zur qualitativen und quantitativen Bewertung menschlicher Handlungen sind in den letzten Jahren vor allem in den USA verbesserte Methoden entwickelt und Datendokumentationen erstellt worden, siehe z.B. /SWA 83/. Sie wurden, soweit möglich, für die Arbeiten zur Studie herangezogen. Dennoch bleibt die Bewertung der menschlichen Zuverlässigkeit schwierig. Nach wie vor sind hierzu in vielen Fällen nur einfache Abschätzungen möglich.

Andererseits sind Anteile aus menschlichem Fehlverhalten bereits weitgehend in den komponenten- und systembezogenen Zuverlässigkeitsdaten enthalten. So sind Fehlhandlungen während des Betriebs, Eingriffe, die zu Störungen führen können, in den aus Betriebserfahrungen ermittelten Eintrittshäufigkeiten für auslösende Ereignisse miterfaßt. Ebenso sind in den Ausfallraten für Komponenten Anteile aus fehlerhafter Wartung und Instandhaltung enthalten.

### 3.5 Unsicherheiten der Analyse

In Risikoanalysen werden Informationen und Kenntnisse aus verschiedenen Fachgebieten und Einzeluntersuchungen für eine Gesamtbeurteilung herangezogen. Hierzu gehören u.a.

- Informationen aus Betriebserfahrungen, z.B. Angaben zu Ausfällen von Komponenten und zu aufgetretenen Störungen,
- Ergebnisse von Störfallanalysen und
- Untersuchungsergebnisse aus Forschungsvorhaben, z.B. zur Beurteilung von Kernschmelzabläufen, dabei auftretenden Phänomenen und Belastungen.

Alle diese Informationen, die für Risikountersuchungen verwendet werden, sind mit Unsicherheiten behaftet. Diese Unsicherheiten ergeben sich einmal aus vereinfachten Beschreibungen komplexer Zusammenhänge, z.B. in der Beschreibung einzelner Phänomene, zum anderen aber auch aus Begrenzungen grundsätzlicher Art. Im wesentlichen lassen sich dabei drei verschiedene Arten von Unsicherheiten unterscheiden:

- Unsicherheiten von Datenangaben (z.B. von Zuverlässigkeitsdaten) und Kenngrößen (z.B. von Parameterwerten in Störfallanalysen), die sich aus unvollständigen Datenquellen bzw. unzureichenden Informationen ergeben,
- Unsicherheiten in der Modellierung, die sich aus vereinfachenden Annahmen ergeben, mit denen die wirklichen Verhältnisse nur näherungsweise beschrieben werden, und
- Unsicherheiten bezüglich der Vollständigkeit der Analysen, die deshalb bestehen, weil der strenge Nachweis einer vollständigen Erfassung aller wichtigen Ereignisse und Abläufe nicht erbracht werden kann.

Die Untersuchungen zur Phase B zeigen, daß in der Behandlung verschiedener Teilaufgaben noch große Unsicherheiten bestehen. Dies trifft z.B. für die Beurteilung äußerst unwahrscheinlicher und extremer Unfallsituationen zu, für die die Unsicherheiten in der Beschreibung von Phänomenen und zur Eintrittshäufigkeit der jeweiligen Unfallab-

läufe derzeit nicht ausreichend genau und belastbar quantifiziert werden können.

In Phase B wurden die Unsicherheiten in den anlagendynamischen Analysen zur Störfallsimulation nicht systematisch untersucht. Ebenso wurden auch zur Modellierung von Unfallabläufen keine Unsicherheiten quantifiziert. Um hier bestehende Kenntnislücken und Unsicherheiten zu erfassen, werden in vielen Fällen Annahmen und Beurteilungen verwendet, die ungünstiger sind als tatsächlich zutreffend. Die hier bestehenden Schwierigkeiten werden jedoch teilweise dadurch vereinfacht, daß für Risikountersuchungen in vielen Fällen eine detaillierte und wirklichkeitsnahe Beschreibung von Störfall- bzw. Unfallabläufen nicht notwendig ist. Wichtiger ist die Bestimmung von Zeitpunkten, zu denen bestimmte Effekte, z.B. der Beginn des Kernschmelzens oder die Bildung von Wasserstoff, eintreten können. Ebenso können auch verschiedene Phänomene und Prozesse, die das Verhalten der aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte beeinflussen, oft in einfachen Modellen behandelt werden.

Für eine systematische Behandlung und Quantifizierung der mit einer Risikoanalyse verbundenen Unsicherheiten sind weitere, zum Teil aufwendige Untersuchungen erforderlich. Entsprechende Arbeiten wurden begonnen; so befassen sich derzeitige Untersuchungen mit den Aussagesicherheiten der zur Störfallsimulation eingesetzten Rechenprogramme.

Unsicherheiten in den systemtechnischen Untersuchungen, den Zuverlässigkeits- und Ereignisablaufanalysen sind in Phase B behandelt worden. Hier sind die Methoden zur Quantifizierung von Unsicherheiten am weitesten entwickelt. Sie erlauben es, Unsicherheiten in den Eingangsdaten der Fehlerbaum- und Ereignisablaufanalysen, statistische Unsicherheiten in den Zuverlässigkeitsdaten für Komponenten-Ausfälle und für die Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse abzuschätzen und diese Unsicherheiten in den Rechnungen zu verfolgen. Diese Unsicherheiten werden im folgenden kurz erläutert.

In den Betriebserfahrungen werden auslösende Ereignisse und Ausfälle von Komponenten betrachtet. Die aus diesen Beobachtungen ermit-

telten Zuverlässigkeitsdaten sind aus folgenden Gründen mit Unsicherheiten behaftet:

- Zu Ausfällen von Komponenten und zu Störungen wird stets nur eine begrenzte Anzahl von Beobachtungen gemacht. Die Auswertung einer begrenzten Anzahl von Beobachtungen, z.B. zu Ausfällen von Pumpen, liefert einen Schätzwert, z.B. für die Ausfallrate von Pumpen, der mit Unsicherheiten verbunden ist.
- Die Beobachtungen betreffen im allgemeinen nicht den Ausfall baugleicher Komponenten unter vergleichbaren Einsatz- und Betriebsbedingungen. So werden z.B. Ausfälle nicht baugleicher Pumpen registriert. Damit ergeben sich zusätzliche Unsicherheiten aus Konstruktion, Einsatz- und Betriebsbedingungen von Komponenten.
- Liegen nur sehr wenige oder keine Beobachtungen über den Eintritt eines auslösenden Ereignisses oder den Ausfall einer Komponente vor, müssen ingenieurtechnische Einschätzungen oder Ergebnisse theoretischer Analysen herangezogen werden. Diese Beurteilungen sind ebenfalls mit Unsicherheiten behaftet.

Die Unsicherheiten der Zuverlässigkeitsdaten werden mit Wahrscheinlichkeitsverteilungen beschrieben. Für diese Wahrscheinlichkeitsverteilungen können grundsätzlich verschiedene Arten von Verteilungsfunktionen verwendet werden. Zur Beschreibung der Wahrscheinlichkeitsverteilungen für Zuverlässigkeitsdaten wird im allgemeinen die logarithmische Normalverteilung verwendet. Bild 3-3 zeigt die Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion für die logarithmische Normalverteilung.

Die logarithmische Normalverteilung wird durch zwei Parameter festgelegt. Sie läßt sich im allgemeinen recht gut an empirische Verteilungen zu vorliegenden Schätzwerten anpassen.

Zu einer Verteilung werden im allgemeinen angegeben

- ihr Medianwert, die 50-%-Fraktile der Verteilung<sup>1)</sup>,
- die 5-%- und 95-%-Fraktile als Maß für die Breite der Verteilung, und zusätzlich
- ihr Erwartungswert.

Unter dem Erwartungswert wird der im Mittel über viele Beobachtungen zu erwartende Wert der in der Verteilung beschriebenen Zufallsgröße verstanden. In einer logarithmischen Normalverteilung ist der Erwartungswert stets größer als ihr Medianwert. Darin kommt zum Ausdruck, daß in einer logarithmischen Normalverteilung Bereiche hoher Werte stärker berücksichtigt werden als z.B. in einer einfachen Normalverteilung.

Quantifizierte Schätzunsicherheiten in Ausfallraten, Wahrscheinlichkeiten und zu erwartenden Häufigkeiten für auslösende Ereignisse werden nach den Regeln der Wahrscheinlichkeitsrechnung in den systemtechnischen Zuverlässigkeitsanalysen und Ereignisablaufanalysen weiterverfolgt und in ihren Ergebnissen berücksichtigt. Dabei ergeben sich für die Ergebnisse dieser Analysen wiederum entsprechende Wahrscheinlichkeitsverteilungen.

Die Fortpflanzung der Unsicherheiten in den weiteren Untersuchungen zu anlageninternen Notfallmaßnahmen und den Analysen zu Kernschmelzunfällen wurde nicht verfolgt, da in diesen Teilen der Untersuchungen der Einfluß und die Unsicherheiten wichtiger Parameter zur Zeit nicht ausreichend genau quantifiziert werden können.

In den nachfolgenden Kapiteln zu den Ergebnissen der Studie werden zu den Häufigkeiten nicht beherrschter Ereignisabläufe (Häufigkeiten der Schadenszustände) lediglich Punktwerte angegeben. Sie sind unter Verwendung der Erwartungswerte für die Häufigkeiten der aus-

---

<sup>1)</sup> Die p-%-Fraktile einer Verteilung bezeichnet den Wert, unterhalb dessen der zutreffende Wert der mit der Verteilung beschriebenen Größe mit p-prozentiger Wahrscheinlichkeit liegt (subjektivistische Interpretation).

lösenden Ereignisse und der Erwartungswerte der Zuverlässigkeitsdaten für Komponenten ermittelt worden. Für alle durchgeführten Analysen liegen diese Punktwerte zwischen den Medianwerten und den Erwartungswerten der zugehörigen Wahrscheinlichkeitsverteilungen.

#### 4. ANLAGENINTERNE STÖRFÄLLE

##### 4.1 Auslösende Ereignisse

Anlageninterne Störfälle, die zu Schäden am Reaktorkern führen können, lassen sich in zwei Gruppen einteilen

- Kühlmittelverluststörfälle: Störfälle, die über ein Leck im Reaktorkühlkreislauf oder in einer Anschlußleitung zu einem Verlust von Kühlmittel führen, und
- Transientenstörfälle: Störfälle, bei denen die Wärmeerzeugung im Reaktorkern erhöht oder die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern beeinträchtigt wird.

Zu den auslösenden Ereignissen für einen Kühlmittelverlust sind in der Studie Störfallabläufe aus

- Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung,
- Lecks am Druckhalter,
- Lecks in einer Anschlußleitung des Reaktorkühlkreislaufs außerhalb des Sicherheitsbehälters und
- Lecks an Dampferzeuger-Heizrohren

untersucht worden.

Zu Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung zählen alle Lecks in der Hauptkühlmittelleitung selbst, in Anschlußleitungen vor den Absperrarmaturen und Leckagen an den Hauptkühlmittelpumpen.

Ein Leck am Druckhalter liegt vor, wenn ein Entlastungsventil am Druckhalter (Abblase- oder Sicherheitsventil) öffnet und fehlerhaft offen bleibt. Ein Leck in der Ausgleichsleitung, die den Druckhal-

ter mit einer Hauptkühlmittelleitung verbindet, wird wie ein Leck in einer Hauptkühlmittelleitung behandelt.

Bei einem Leck in einer Hauptkühlmittelleitung oder am Druckhalter sammelt sich das aus dem Leck ausströmende Kühlmittel im Gebäudesumpf innerhalb des Sicherheitsbehälters.

Bei Leckagen an Dampferzeuger-Heizrohren gelangt Kühlmittel aus dem Reaktorkühlkreislauf in den Speisewasser-Dampf-Kreislauf. Dabei kann auch Kühlmittel in die Umgebung freigesetzt werden.

Auch bei einem nicht absperrbaren Leck in einer Anschlußleitung des Reaktorkühlkreislaufs, das außerhalb des Sicherheitsbehälters liegt, sammelt sich das ausgeströmte Wasser nicht im Sumpf des Sicherheitsbehälters. Befindet sich das Leck in einer Anschlußleitung im Ringraum, können Folgeausfälle an den dort untergebrachten Komponenten des Not- und Nachkühlsystems auftreten.

Ein Leck im Druckhalter-Mantel sowie in der Dampferzeuger-Eintritts- oder -Austrittskammer wird wie ein Leck in der Hauptkühlmittelleitung behandelt. Das gleiche gilt für kleine Lecks im Reaktordruckbehälter.

Folgende auslösende Ereignisse für Transienten und daraus resultierende Störfallabläufe wurden untersucht:

- Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung,
- Ausfall der Hauptwärmesenke (Turbinenschnellabschaltung ohne Öffnen der Frischdampf-Umleitstation),
- Notstromfall (Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung),
- großes und mittleres Leck in einer Frischdampf-Leitung,
- Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)<sup>1)</sup>

---

<sup>1)</sup> Unter Anticipated Transients Without Scram (ATWS) werden Ereignisabläufe aus "Zu erwartenden Transienten" (Eintrittshäufigkeit größer  $10^{-2}/a$ ) mit zusätzlichem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung verstanden.

sowie aus diesen Transienten verursachte Kühlmittelverluststörfälle über fehlerhaft offen bleibende Entlastungsventile am Druckhalter.

Die in der Studie verwendeten Eintrittshäufigkeiten für die auslösenden Ereignisse sind in den ersten Spalten von Tabelle 4-2 (Kühlmittelverlust) und von Tabelle 4-3 (Transienten) im einzelnen aufgeführt. Dabei wird in Tabelle 4-2 für einige Kühlmittelverluststörfälle zwischen der Eintrittshäufigkeit eines einleitenden Ereignisses (z.B. Öffnen eines Druckhalter-Ventils) und der Häufigkeit des einen Störfall auslösenden Ereignisses (z.B. Druckhalter-Ventil bleibt fehlerhaft offen) unterschieden.

In Phase B wurden die Eintrittshäufigkeiten von Betriebstransienten sowie weitere Betriebsdaten durchweg aus der anlagenspezifischen Betriebserfahrung des Kernkraftwerks Biblis B gewonnen.

Nach Abschluß der Phase A im Jahre 1979 sind in der Anlage eine Reihe von Systemänderungen durchgeführt worden. Die bis 1979 gewonnenen Betriebserfahrungen konnten daher für einige auslösende Ereignisse nicht herangezogen werden. Für die Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse

- Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung,
- Ausfall der Hauptwärmesenke und
- Öffnen von Druckhalter-Ventilen bei Transienten

wurden daher nur die Betriebserfahrungen seit 1980 bewertet. Zur Ermittlung der Eintrittshäufigkeit des Notstromfalls wurde dagegen die gesamte Betriebszeit der Anlage betrachtet.

Die Eintrittshäufigkeit für Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS) ergibt sich als das Produkt der Eintrittshäufigkeit für eine Transiente und der mit einer Zuverlässigkeitsanalyse ermittelten Versagenswahrscheinlichkeit der Reaktorschnellabschaltung.

Kühlmittelverluststörfälle sind so seltene Ereignisse, daß ihre Eintrittshäufigkeiten nicht mehr ausreichend aus anlagenspezifischen Betriebserfahrungen abgeschätzt werden können.



In Druckwasserreaktoren sind bisher keine Lecks in einer Kühlmittelleitung aufgetreten, bei denen die Notkühlsysteme angefordert wurden. Die Häufigkeiten für kleine Lecks ( $2-12 \text{ cm}^2$ ) in einer Hauptkühlmittelleitung und für Lecks an Dampferzeuger-Heizrohren (bis zum doppelten Querschnitt eines Heizrohres  $\leq 6 \text{ cm}^2$ ) wurden daher - ohne daß ein entsprechendes Schadensereignis aufgetreten ist - auf der Basis deutscher Betriebserfahrungen abgeschätzt.

Ebenso wurde für die Bestimmung der Häufigkeiten für Fehlöffnen von Druckhalter-Ventilen und für fälschliches Offenbleiben einer der beiden Absperrarmaturen in einer Einspeiseleitung des Not- und Nachkühlsystems die deutsche Betriebserfahrung zugrunde gelegt.

Häufigkeiten für größere Lecks an drucktragenden Wandungen des Reaktorkühlkreises lassen sich nur theoretisch abschätzen. Aufgrund des hohen Qualitätsstandards bei Leitungen des Reaktorkühlkreises ergeben sich hier für mittlere und große Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung sowie in abgehenden Leitungsabschnitten von größeren Anschlußleitungen außerordentlich niedrige Eintrittshäufigkeiten. So wird in bruchmechanischen Analysen für den vollständigen Bruch einer größeren Rohrleitung (2F) eine Häufigkeit von etwa  $10^{-7}/\text{a}$  abgeschätzt.

Für die Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten mittlerer und kleiner Lecks (Leckquerschnitt größer  $12 \text{ cm}^2$ ) wurden ergänzend zu den Betriebserfahrungen Arbeitshypothesen verwendet, die mit Verhältnisangaben für Leck vor Bruch eine sinnvolle Abstufung von Leckgrößen zu verschiedenen Rohrleitungsnennweiten erlauben.

Für das Versagen des Reaktordruckbehälters wurde in Phase A eine Eintrittshäufigkeit kleiner  $10^{-7}$  pro Reaktorbetriebsjahr abgeschätzt. Diese Bewertung wurde in Phase B mit der Auswertung neuerer Forschungsvorhaben ergänzt und weiter abgesichert. Im einzelnen werden diese Arbeiten im technischen Bericht in Abschnitt 4.5 der Studie /GRS 89/ diskutiert. Danach kann ein Versagen des Reaktordruckbehälters als risikorelevanter Unfallpfad ausgeschlossen werden.

Die Eintrittshäufigkeiten für große und mittlere Lecks in Leitungen des Frischdampf-Systems wurden unter Nutzung der weltweiten Betriebserfahrungen mit Druckwasserreaktoren und den in der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie WASH 1400 für Rohrleitungslecks verwendeten Daten abgeschätzt. Für Lecks an Rohrleitungen in der Armaturenkammer, deren Ausführung nach einer Umrüstung den Spezifikationen der Basissicherheit entspricht, wurde eine Eintrittshäufigkeit wie für Lecks in Rohrleitungen des Reaktorkühlkreislaufs angesetzt.

#### 4.2 Thermohydraulische Analysen, Wirksamkeitsbedingungen für die Sicherheitssysteme

Um in den Ereignisablaufanalysen die Versagenswahrscheinlichkeiten berechnen zu können, müssen die Mindestanforderungen bekannt sein, die an die Wirksamkeiten der Sicherheitssysteme zu stellen sind. Unter Mindestanforderungen werden die Anforderungen verstanden, die von einem System mindestens zu erfüllen sind, damit ein Störfall beherrscht wird. Insbesondere ist anzugeben, wieviele der in einem System mehrfach vorhandenen Systemstränge benötigt werden, um für eine Systemfunktion die Mindestanforderungen zu erfüllen.

In den Untersuchungen zur Phase A wurden für die Anforderungen an die Sicherheitssysteme die im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren festgelegten Mindestanforderungen übernommen. Dabei wurde vereinfachend Kernschmelzen bereits dann angenommen, wenn die im Genehmigungsverfahren festgelegten Mindestanforderungen nicht erfüllt werden konnten.

Seit Abschluß der Phase A sind national und in internationaler Zusammenarbeit umfangreiche Forschungsvorhaben zur Analyse von Störfällen durchgeführt worden. So wurden in verschiedenen Versuchsanlagen Experimente durchgeführt, in denen detailliert die thermo- und fluiddynamischen Vorgänge bei Kühlmittelverluststörfällen untersucht wurden. Parallel zu den Experimenten wurden leistungsfähige Rechenprogramme zur Störfallsimulation entwickelt und an den Untersuchungsergebnissen verifiziert. Mit diesen Arbeiten konnten die Kenntnisse über den Ablauf von Störfällen erheblich erweitert und vertieft wer-

den. Sie ermöglichen heute eine weitaus genauere Beschreibung von Störfallabläufen als seinerzeit in Phase A.

In Phase B wurden umfangreiche Störfallanalysen zur Ermittlung der Mindestanforderungen an die Wirksamkeit der Sicherheitssysteme durchgeführt. Nach den Ergebnissen dieser Analysen sind zur Beherrschung von Störfällen in vielen Fällen geringere Mindestanforderungen ausreichend als im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren festgelegt.

So wurden für Kühlmittelverluststörfälle zu Lecks in einer Hauptkühlmitteleitung Rechnungen für das gesamte Leckspektrum durchgeführt. Tabelle 4-1 enthält die aus diesen Rechnungen abgeleiteten Mindestanforderungen zur Notkühlung und Nachwärmeabfuhr.

Danach reicht für das gesamte Leckspektrum ein Hochdruck- und ein Niederdruck-Strang aus, um den Störfall zu beherrschen. Für Lecks kleiner  $200 \text{ cm}^2$  ist zusätzlich das Abfahren der Anlage über die Sekundärseite erforderlich. Dabei muß für Leckquerschnitte größer  $50 \text{ cm}^2$  mit dem Abfahren spätestens nach 30 Minuten, für Lecks kleiner  $25 \text{ cm}^2$  spätestens nach zwei Stunden begonnen werden. Bei großen und mittleren Lecks sorgen die Druckspeicher für ein schnelles Wiederauffüllen des Reaktordruckbehälters. Sie bilden jedoch nur im Bereich mittlerer Lecks ( $300 - 500 \text{ cm}^2$ ) eine Redundanz zur Hochdruck-Einspeisung.

Bei Lecks über offene Ventile am Druckhalter gelten grundsätzlich die gleichen Mindestanforderungen wie für Lecks in einer Hauptkühlmitteleitung. Ist ein Strang der Hochdruck-Einspeisung vorhanden, stehen bei einem Leck von  $20 \text{ cm}^2$  wenigstens 90 Minuten, bei einem Leck von  $40 \text{ cm}^2$  wenigstens 45 Minuten für das Abfahren der Anlage zur Verfügung.

Detaillierte thermohydraulische Analysen wurden auch zur Wirksamkeit der Sicherheitssysteme bei Dampferzeuger-Heizrohrlecks durchgeführt. Diese Analysen haben zu Vorschlägen für systemtechnische Änderungen und zu Änderungen im Betriebshandbuch geführt, mit denen die Beherrschung eines Dampferzeuger-Heizrohrlecks wesentlich ver-

bessert wird. Zum Verständnis dieser Maßnahmen werden im folgenden mögliche Störfallabläufe, die bei einem Heizrohrleck auftreten können, kurz skizziert.

Bei einem Heizrohrleck (das über eine Aktivitätsmessung an den Frischdampfleitungen erkannt wird) werden vom Reaktorschutz speziell auf diesen Störfall abgestimmte Gegenmaßnahmen automatisch ausgelöst. Nach der Reaktorschnellabschaltung wird eine schnelle Druckabsenkung im Primärkreis und damit eine Stabilisierung des Füllstands im Druckhalter durch Druckhaltersprühen und automatisches Teilabfahren der Anlage (50 K/h) erreicht. Bei einem Druck unterhalb von 8 MPa kann der defekte Dampferzeuger isoliert werden, ohne daß es zum Ansprechen der Frischdampf-Sicherheitsventile und damit zu einem Austrag von Kühlmittel über das Sekundärsystem kommt.

Für Heizrohrlecks mit Leckquerschnitten kleiner  $6 \text{ cm}^2$ , das entspricht der doppelten Querschnittsfläche eines Heizrohres (2F), stabilisiert sich der Füllstand im Druckhalter oberhalb des Anregegrenzwertes für die Notkühleinspeisung. Für größere Lecks, z.B. bei einem Bruch mehrerer Heizrohre oder auch bei einem zusätzlichen Ausfall des Druckhaltersprühens sinkt der Wasserstand im Druckhalter jedoch so weit ab, daß die Anregekriterien (Notkühlkriterien) für die Hochdruck-Sicherheitseinspeisung erreicht werden. Würden in diesem Fall die Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen anlaufen und könnten sie auch nicht abgeschaltet werden, würde es zu einem Austrag von Kühlmittel in den Speisewasser-Dampf-Kreislauf und schließlich zu einer Überspeisung des defekten Dampferzeugers kommen. Die Integrität der Frischdampfleitung wäre dann durch mögliche Kondensationseffekte und Wasserlasten gefährdet. Ebenso könnte es auch zu einem Versagen von Frischdampf-Sicherheitsventilen in Offen-Stellung kommen.

Bild 4-1 zeigt für den Bruch eines Dampferzeuger-Heizrohres (2F) mit zusätzlichem Ausfall des Druckhaltersprühens die Füllstandsverläufe im defekten Dampferzeuger und im Druckhalter bei laufender Hochdruck-Sicherheitseinspeisung. Im Bild läßt sich ablesen, daß beim Bruch eines Heizrohres bis zum vollständigen Auffüllen des Dampferzeugers etwa eine Stunde zur Verfügung steht, um die Sicherheitseinspeisepumpen außer Betrieb zu nehmen. Bei einem Bruch meh-

rerer Heizrohre würde sich diese Zeit jedoch entsprechend der größeren Leckfläche verkürzen.

Werden bei einem Heizrohrleck die Notkühlkriterien erreicht, wird daher die Hochdruck-Sicherheitseinspeisung durch das Reaktorschutzsystem überbrückt. Die Abschaltung kann zusätzlich auch von der Warte aus erfolgen, bevor der Dampferzeuger vollständig aufgefüllt und überspeist wird.

Bei Transienten ist es im allgemeinen nicht erforderlich, die Anlage kurzfristig abzufahren. Die Wärme kann über einen der vier vorhandenen Dampferzeuger abgeführt werden. Bei fehlender Bespeisung dampfen die Dampferzeuger sekundärseitig aus. Der Reaktorkühlkreislauf heizt sich auf und der Druck steigt so weit an, daß eines oder mehrere Druckhalter-Ventile öffnen. Das Kühlmittel dampft dann bei hohem Druck über die Druckhalter-Ventile aus. Ein Schmelzen des Kerns kann verhindert werden, wenn wenigstens ein Dampferzeuger wieder bespeist wird, bevor der Wasserstand im Reaktordruckbehälter unter die Oberkante des Kerns absinkt. Hierzu stehen, je nach betrachtetem auslösenden Ereignis, etwa ein bis zwei Stunden Zeit zur Verfügung.

Zur Beherrschung von ATWS-Fällen (Betriebstransienten mit zusätzlichem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung) ist in den meisten Fällen das Öffnen von zwei der drei großen Druckhalter-Ventile (jedes dieser Ventile besitzt einen Abströmquerschnitt von 40 cm<sup>2</sup>) erforderlich, wenn zwei der vier Dampferzeuger bespeist werden.

#### 4.3 Ergebnisse der Ereignisablaufanalysen

- Übersicht

Die Tabellen 4-2 und 4-3 enthalten die Ergebnisse der systemtechnischen Zuverlässigkeits- und Ereignisablaufanalysen für die in Phase B untersuchten Kühlmittelverlust- und Transientenstörfälle. Im einzelnen werden angegeben

- Die Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse,

- die bedingten Wahrscheinlichkeiten<sup>1)</sup> für einen Ausfall der zur Störfallbeherrschung angeforderten Sicherheitssysteme bzw. deren Systemfunktionen und
- die Häufigkeiten der von den Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe.

Die Häufigkeiten der von den Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe ergeben sich aus der Multiplikation der Eintrittshäufigkeiten der jeweiligen auslösenden Ereignisse mit den bedingten Wahrscheinlichkeiten für den Ausfall der zur Störfallbeherrschung vorgesehenen Sicherheitssysteme bzw. angeforderten Systemfunktionen.

Tabelle 4-4 enthält weitere Angaben zu den Ergebnissen der Analysen. Dabei werden für die Versagenswahrscheinlichkeiten der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systeme jeweils

- die Hauptanteile verschiedener Einzelsysteme sowie
- die Anteile aus Common-Cause-Ausfällen (CC) und menschlichem Fehlverhalten (MF)

angegeben.

Zu den Eintrittshäufigkeiten der nicht beherrschten Ereignisabläufe werden angegeben

- die Häufigkeitsanteile aus sekundär- bzw. primärseitigen Ausfällen,
- der mit diesen Anteilen verbundene Anlagenzustand (niedriger Druck ND, hoher Druck HD)

---

<sup>1)</sup> Bedingt heißt: Man ermittelt die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall der angeforderten Systemfunktionen unter den Bedingungen des jeweils eingetretenen Störfalls. So steht z.B. bei einem Ausfall der Hauptwärmesenke die Frischdampf-Umleitstation nicht zur Verfügung.

sowie zu HD-Anteilen

- die Zeiten (angegeben in min), die ab Störfalleintritt zur Verfügung stehen, um mit anlageninternen Notfallmaßnahmen ein Kernschmelzen bzw. ein Kernschmelzen unter hohem Druck (HD) noch zu verhindern.

Tabelle 4-5 enthält eine Zusammenfassung der Ergebnisse mit einer Aufteilung nach ND- und HD-Anteilen. Schließlich werden in Tabelle 4-6 die Ergebnisse der systemtechnischen Untersuchungen mit den früheren Ergebnissen aus Phase A verglichen.

Bild 4-2 gibt eine Übersicht über die Beiträge der anlageninternen auslösenden Ereignisse (Ereignisgruppen) zur Häufigkeit nicht beherrschter Ereignisabläufe (Summe der erwarteten Häufigkeiten der Schadenszustände) und zu den darin enthaltenen Beiträgen der Versagenswahrscheinlichkeiten der Sicherheitssysteme (Beiträge der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen).

- Diskussion der Ergebnisse

Insgesamt beträgt die Häufigkeit der durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe aus anlageninternen auslösenden Ereignissen  $2,6 \cdot 10^{-5}/a$ . Die größten Beiträge, siehe auch Bild 4-2, resultieren dabei aus Betriebstransienten (ca. 60 %) und aus Kühlmittelverluststörfällen über kleine Lecks (ca. 25 %). Damit werden in Übereinstimmung mit Ergebnissen aus Phase A die führenden Beiträge zur Häufigkeit systemtechnisch nicht beherrschter Ereignisabläufe von häufigeren "betriebsnahen" Störungen bestimmt.

Für Kühlmittelverluststörfälle resultieren die Hauptbeiträge aus den auslösenden Ereignissen "Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung (2 - 12 cm<sup>2</sup>)" und "Fehlöffnen eines Druckhalter-Sicherheitsventils". Die Häufigkeit wird dabei zu etwa 65 % durch sekundärseitige Ausfälle, zu ca. 35 % durch primärseitige Ausfälle bestimmt. Der Anteil von Common-Cause-Ausfällen liegt bei ca. 50 %. Ein maßgeblicher Beitrag ergibt sich hier aus dem Versagen der Füllstandsmessung in den

Borwasser-Flutbehältern, die für die Umschaltung von der Notkühlein-  
speisung in den Sumpfumwälzbetrieb erforderlich ist. Der Anteil aus  
menschlichem Fehlverhalten von ca. 25 % ist im wesentlichen auf den  
Ausfall geplanter Handmaßnahmen zum Einleiten des Abfahrens der An-  
lage zurückzuführen.

Für Transienten ergibt sich mit  $6,7 \cdot 10^{-6}/a$  der größte Beitrag aus  
dem gleichzeitigen Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung und der  
Hauptwärmesenke. Maßgeblich für diesen Beitrag sind Ausfälle, bei  
denen nach einem Druckabfall im Frischdampfsystem mit der Auslösung  
eines Signals für den Sekundärkreisabschluß ( $\Delta p/\Delta t$ -Signal) die  
Frischdampfleitungen von der gemeinsamen Sammelleitung abgetrennt  
und gleichzeitig die Hauptspeisewasserpumpen abgeschaltet werden.

Nicht beherrschte Abläufe aus Betriebstransienten werden in fast  
allen Fällen durch den Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung bestimmt.  
Hier reicht bereits die Bespeisung eines der vier Dampferzeuger  
durch einen Systemstrang des Notspeisewassersystems aus, um die  
Wärme aus dem Reaktor abzuführen. Der Anteil unabhängiger Ausfälle  
einzelner Systemstränge an der Ausfallwahrscheinlichkeit des Sy-  
stems ist daher gering; dementsprechend ist jedoch der aus Common-  
Cause-Ausfällen verursachte Anteil an der Ausfallwahrscheinlich-  
keit relativ hoch. Die Ausfallwahrscheinlichkeit des Notspeisewas-  
sersystems wird daher hauptsächlich durch Common-Cause-Ausfälle  
der Notspeisewasserpumpen und zugehöriger Hilfsölpumpen bestimmt.

Common-Cause-Ausfälle der Notstromdiesel sind nur bei einem länger-  
fristigen Notstromfall in Verbindung mit einem Versagen der Netz-  
rück-schaltung von Bedeutung.

Die höheren Anteile des menschlichen Fehlverhaltens entfallen im  
wesentlichen auf das Versagen geplanter Handmaßnahmen, die bei einem  
Ausfall der Notspeisewasserversorgung erforderlich sind, um das Not-  
standsystem (Einspeisung aus dem benachbarten Block A) in Betrieb  
zu nehmen.

Nach wie vor steht zur Quantifizierung von Common-Cause-Ausfällen  
nur eine sehr begrenzte Datenbasis zur Verfügung. Ihre Beurteilung



ist daher mit großen Schätzunsicherheiten verbunden. Zur besseren Absicherung von Common-Cause-Daten sind daher differenziertere Auswertungen von Betriebserfahrungen und Untersuchungen erforderlich. Des Weiteren kann der in verschiedenen Ereignisabläufen relativ hohe Anteil aus menschlichen Fehlhandlungen (Ausfall geplanter Eingriffe) durch verbesserte Diagnosehilfsmittel und eine erweiterte Automatisierung vermindert werden.

Wie aus den Tabellen 4-4 und 4-5 hervorgeht, führen praktisch alle systemtechnisch nicht beherrschten Ereignisabläufe zu einem Anlagenzustand unter hohem Druck (HD). Lediglich nicht beherrschte Kühlmittelverluststörfälle mit einem Leckquerschnitt größer  $50 \text{ cm}^2$  führen mit einer Häufigkeit von ca.  $7 \cdot 10^{-7}/\text{a}$  (knapp 3 % des Gesamtergebnisses) zu einem Anlagenzustand unter niedrigem Druck (ND).

- Vergleich mit Phase A

In Phase A wurde Kernschmelzen bereits angenommen, wenn für die Wirksamkeit der Sicherheitssysteme die im Genehmigungsverfahren festgelegten Mindestanforderungen nicht erfüllt werden konnten. Die in Tabelle 4-6 zur Phase A angegebenen Häufigkeiten nicht beherrschter Ereignisabläufe wurden somit entsprechenden Beiträgen zur Kernschmelzhäufigkeit gleichgesetzt. Insgesamt ergab sich damit in Phase A für die Kernschmelzhäufigkeit ein Wert von  $8,6 \cdot 10^{-5}/\text{a}$ .

Für die Zuverlässigkeitsanalysen in Phase B der Studie wurden für die Sicherheitssysteme realistische Mindestanforderungen zugrunde gelegt (siehe Abschnitt 4.2). Des Weiteren entsprechen die zur Phase B in Tabelle 4-6 angegebenen Häufigkeiten systemtechnisch nicht beherrschter Ereignisabläufe nur dann Beiträgen zur Kernschmelzhäufigkeit, wenn nach einem Ausfall der Sicherheitssysteme keine anlageninternen Notfallmaßnahmen unternommen werden, um die Kernkühlung und Wärmeabfuhr wiederherzustellen, bevor es zum Kernschmelzen kommt.

In Phase B sind mehr auslösende Ereignisse als in Phase A untersucht worden. Für die meisten der in Phase A untersuchten auslösenden Ereignisse ergeben sich dabei in Phase B geringere Beiträge zur Häufigkeit

systemtechnisch nicht beherrschter Ereignisabläufe. Dies ist auf eine Reihe von Systemänderungen zurückzuführen, die nach Abschluß der Phase A inzwischen in der Anlage vorgenommen worden sind. Damit wurden die vormals in Phase A führenden Beiträge, die Häufigkeit des nicht beherrschten kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung und die Häufigkeit des nicht beherrschten Notstromfalls, jeweils etwa um eine Größenordnung reduziert. Maßgeblich für diese Verbesserungen waren vor allem die Installation einer Teilautomatik zum geregelten Abfahren (100-K/h-Abfahren) der Anlage bei kleinen Lecks und die Möglichkeit, nach einem Ausfall von Notstromdieseln sicherheitstechnisch wichtige Verbraucher wieder mit Strom aus dem Netz zu versorgen (Netzurückschaltung).

Zu Lecks in Anschlußleitungen des Reaktorkühlkreislaufs wurden in Phase A nur grobe Abschätzungen vorgenommen. Sie wurden in Phase B genauer untersucht. Dabei wurde für nicht beherrschte Lecks in Anschlußleitungen des Not- und Nachkühlsystems und des Volumenregelsystems im Ringraum insgesamt eine Häufigkeit kleiner  $10^{-7}/a$  ermittelt.

Ausfälle der Hauptspeisewasserversorgung in Verbindung mit einem Ausfall der Hauptwärmesenke, die durch ein Ansprechen des Sekundärkreisabschlusses ausgelöst wurden, wurden in Phase A nicht berücksichtigt. Die in den ersten Betriebsjahren aufgetretenen Vorkommnisse wurden als Anfangsschwierigkeiten interpretiert, die mit vergleichbarer Häufigkeit zukünftig nicht mehr zu erwarten waren. Für die Bewertungen zur Phase B wurden die Betriebserfahrungen ab 1980 zugrunde gelegt.

Insgesamt liegt für anlageninterne Störfälle mit  $2,6 \cdot 10^{-5}/a$  in Phase B die Häufigkeit der systemtechnisch nicht beherrschten Ereignisabläufe um etwa einen Faktor drei niedriger als in Phase A. Etwa zwei Drittel dieses Wertes, ein Anteil von  $1,7 \cdot 10^{-5}/a$ , entfällt auf bereits in Phase A untersuchte auslösende Ereignisse. Somit ergibt sich aufgrund der seit Abschluß der Phase A erfolgten Systemänderungen für diese Ereignisabläufe mit einer um etwa den Faktor fünf niedrigeren Eintrittshäufigkeit eine deutliche Ergebnisverbesserung.

Maßgebliche Beiträge aus den zusätzlich in Phase B untersuchten auslösenden Ereignissen ergeben sich für nicht beherrschte Abläufe aus Lecks am Druckhalter durch Fehlöffnen eines Sicherheitsventils, dem Ausfall der Hauptwärmesenke und aus Lecks im Frischdampfsystem.

## 5. BRAND, ÜBERFLUTUNG UND EINWIRKUNGEN VON AUSSEN

### 5.1 Anlageninterne Ereignisse

Als anlageninterne übergreifende Ereignisse wurden Brände und Überflutungen analysiert. Angaben zu Eintrittshäufigkeiten wichtiger auslösender Ereignisse und daraus folgender nicht beherrschter Anlagenzustände sind in Tabelle 5-1 und Bild 5-1 zusammengefaßt.

- Brand

In der Studie wurden solche Brände untersucht, die bei einem Ausfall von sicherheitstechnischen Einrichtungen zum Kernschmelzen führen können. Es wurden Brandverläufe und Brandwirkungen abhängig von verschiedenen Brandschutzmaßnahmen und Raumtemperatur-Zeitverläufen im einzelnen simuliert.

Zur Bestimmung der Eintrittshäufigkeit von Bränden sowie zur Zuverlässigkeitsbewertung von Brandschutzmaßnahmen wurden Daten aus Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken und konventionellen Kraftwerken sowie Daten der Sachversicherer und der Feuerwehr herangezogen. Als Brandeintrittshäufigkeit wurde aus amerikanischen Statistiken für Kernkraftwerke ein Wert von 0,17 pro Jahr und Anlage ermittelt und für die Studie übernommen. Ebenso wurde für Brandeintrittshäufigkeiten in verschiedenen Raumbereichen und bei den Zuverlässigkeitsdaten für Brandschutzmaßnahmen weitgehend auf amerikanische Betriebserfahrungen zurückgegriffen.

In der Studie wurden Brände in verschiedenen Raumbereichen untersucht. Brände innerhalb des Sicherheitsbehälters, z.B. ein Ölbrand

im Bereich der Hauptkühlmittelpumpen und deren Ölversorgung, sind in ihrer Ausbreitung und Brandwirkung begrenzt. Sie liefern praktisch keinen Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit.

Des Weiteren wurden Brände in verschiedenen Kabelverteilungen und im Schaltanlagegebäude untersucht. Der größte Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit ergibt sich hier mit etwa  $2 \cdot 10^{-7}/a$  aus einem nicht beherrschten Brand im Schaltanlagegebäude. Dieser Brand führt unter ungünstigen Bedingungen zu einem vollständigen Ausfall der unterbrechungsfreien 220-Volt-Gleichstromversorgung. Der dabei ausgelöste Transientenstörfall kann noch beherrscht werden, wenn mit Stützmaßnahmen aus dem benachbarten Block A über das Notstandssystem eine Notspeisewasserversorgung hergestellt wird.

- Überflutung

Anlageninterne Überflutungen können den Ausfall von Komponenten und damit Störungen im Anlagenbetrieb hervorrufen. Die Untersuchungen zeigen, daß vor allem eine Überflutung im Ringraum des Reaktorgebäudes die Sicherheit der Anlage gefährden kann. Im Ringraum befinden sich sicherheitstechnisch wichtige Komponenten, z.B. Einrichtungen des Reaktorschutzes, die Sicherheitseinspeisepumpen des Not- und Nachkühlsystems.

Eine Überflutung des Ringraums ist möglich bei einem Leck im nuklearen Nebenkühlwassersystem (Eintrittshäufigkeit für ein großes Leck etwa  $5 \cdot 10^{-3}/a$ ). Maßgebende Einleitungsereignisse sind Instandhaltungsfehler oder Rohrleitungsbrüche. Das Nebenkühlwassersystem saugt Flußwasser aus dem Rhein an. Bei voller Fördermenge einer Nebenkühlwasserpumpe (ca. 3 000 t/h) muß mit einer Überflutung, bei der sicherheitstechnisch wichtige Komponenten ausfallen können, innerhalb von knapp 15 Minuten gerechnet werden.

In der Anlage sind verschiedene Nachrüstmaßnahmen vorgenommen worden, mit denen die Leckerkennung verbessert worden ist und eine Überflutung im Ringraum verhindert werden kann. So werden die einzelnen, durch Bodenschwellen voneinander getrennten Quadranten des

Ringraums mit einer kontinuierlichen Wasserstandsmessung überwacht. Bei einem Leck kann daher der defekte Strang des Nebenkühlwassersystems außer Betrieb genommen werden, bevor die Bodenschwellen des betroffenen Quadranten überflutet werden.

Aufgrund der erfolgten Nachrüstmaßnahmen ergibt sich für nicht beherrschte Ereignisabläufe aus einem Leck im Nebenkühlwassersystem insgesamt eine sehr niedrige Eintrittshäufigkeit. Sie ist kleiner als  $3 \cdot 10^{-7}/a$ .

## 5.2 Einwirkungen von außen

Zu Einwirkungen von außen sind in der Studie Belastungen aus Erdbeben ausführlich analysiert, sowie Eintrittshäufigkeiten und Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes näher untersucht worden. Häufigkeitsangaben zu diesen Ereignissen und daraus resultierende nicht beherrschte Abläufe finden sich wiederum in Tabelle 5-1 und Bild 5-1.

- Erdbeben

Zur Ermittlung der seismischen Lastannahmen wurde die makroseismische Intensität als Leitparameter für die Erdbebenstärke gewählt. Diese Größe ist wesentlich enger mit Bauwerksbeanspruchungen und -schäden verbunden als die früher benutzte Freifeldbeschleunigung. Ingenieur-seismische Kenngrößen, insbesondere Freifeldantwortspektren und Starkbehebendauern wurden intensitätsabhängig aus einer statistischen Auswertung gemessener Erdbeben-Zeitverläufe an Standorten mit ähnlichem Untergrund wie in Biblis ermittelt.

Es wurden die erdbebenbedingten Belastungen für ausgewählte Gebäude und Komponenten ermittelt und Versagensanalysen für verschiedene Bauteile und Komponenten durchgeführt. Dabei wurden maschinentechnische Komponenten, wie z.B. Pumpen und Rohrleitungen von Kühlsystemen, Deionatbehälter und die Notstromdiesel, auf ihre Integrität, Stand-sicherheit und Funktionstüchtigkeit hin untersucht.

Für durch Erdbeben verursachte nicht beherrschte Transientenstörfälle wurde eine Häufigkeit von  $3 \cdot 10^{-6}/a$  ermittelt. Der führende Beitrag zu diesem Wert resultiert aus einem Versagen der Deionatbehälter. Bei einem Versagen der Deionatbehälter kann langfristig das Notspeisewassersystem nicht mehr mit Wasser (Deionat) versorgt werden.

Beiträge aus erdbebenbedingten Kühlmittelverluststörfällen können vernachlässigt werden.

- Flugzeugabsturz

Zur Ermittlung der Eintrittshäufigkeit von Flugzeugabstürzen wurden Absturzstatistiken der letzten zehn Jahre verwendet. Von Bedeutung sind hier die Statistiken schnellfliegender Militärflugzeuge. Dabei wurde für den Standort des Kernkraftwerks Biblis eine Absturzhäufigkeit von  $9 \cdot 10^{-5}$  pro Jahr und  $\text{km}^2$  ermittelt.

Die aus einem Flugzeugabsturz resultierenden Belastungen von Gebäuden sind abhängig von der Flugzeugmasse, der Absturzgeschwindigkeit und dem Absturzwinkel. Aus Absturzstatistiken ermittelte Häufigkeitsverteilungen für diese Einflußgrößen werden verwendet, um die Treff- und Versagenswahrscheinlichkeit für das Reaktorgebäude und andere Gebäude der Anlage zu bestimmen. Hierzu wird ein Monte-Carlo-Simulationsverfahren angewendet, das von einer räumlichen Modellierung der Bauwerke ausgeht und eine Vielzahl von Flugzeugabstürzen rechnerisch simuliert.

Für die Häufigkeit eines Flugzeugabsturzes, bei dem das Reaktorgebäude getroffen und durchdrungen wird, ergibt sich ca.  $1 \cdot 10^{-7}/a$ . Nicht untersucht wurde, wieweit in diesem Fall noch Maßnahmen möglich sind, mit denen ein Kernschmelzen verhindert werden kann. Die ermittelte Häufigkeit wurde daher mit der Häufigkeit für Kernschmelzen gleichgesetzt.

Für einen Absturz auf das Schaltanlagegebäude ergibt sich eine Häufigkeit von etwa  $3 \cdot 10^{-7}/a$ . In diesem Fall kann eine Dampferzeuger-Bespeisung noch über das Notstandssystem (von Block A) aufrechter-

halten werden. Dadurch reduziert sich hier die Häufigkeit für einen nicht beherrschten Anlagenzustand auf ca.  $2 \cdot 10^{-8}$ /a.

## 6. ANLAGENINTERNE NOTFALLMASSNAHMEN

### 6.1 Einführung

Aufbauend auf den Ergebnissen neuerer Forschungsvorhaben, in denen die thermohydraulischen Vorgänge bei Störfällen genauer untersucht worden sind, wurden in Phase B umfangreiche Störfallanalysen durchgeführt. Dabei wurden die Mindestanforderungen für die Wirksamkeiten der Sicherheitssysteme unter weitgehend realistischen Annahmen ermittelt (siehe Abschnitt 4.2). Vor allem aber zeigten die Analysen, daß in vielen Fällen Störfälle auch nach einem Versagen von Sicherheitssystemen noch mit Notfallmaßnahmen beherrscht werden können und Kernschmelzen verhindert werden kann.

Nach den Ergebnissen der systemtechnischen Untersuchungen zu anlageninternen Störfällen ergeben sich für die von den Sicherheitssystemen nicht auslegungsgemäß beherrschten Ereignisabläufe die führenden Beiträge aus Transienten und Kühlmittelverluststörfällen über kleine Lecks. Ursache für die nicht beherrschten Abläufe ist dabei in vielen Fällen der Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung. Die thermohydraulischen Analysen zeigen, daß mit diesen Abläufen zunächst langsame Zustandsänderungen im Reaktorkühlkreis verbunden sind. Hier besteht daher die Möglichkeit, auch nach einem Versagen von Sicherheitssystemen mit anlageninternen Notfallmaßnahmen ein Schmelzen des Brennstoffs zu verhindern.

Anlageninterne Notfallmaßnahmen gehen über die automatischen und fest vorgeplanten Sicherheitsaktionen hinaus. Sie umfassen den flexiblen Einsatz von Sicherheitssystemen sowie von Betriebssystemen, die ausgefallene Sicherheitsfunktionen im Notfall übernehmen. Dabei wird zwischen Maßnahmen zur Verhinderung eines Kernschmelzunfalls (accident prevention) und Maßnahmen zur Minderung der Unfallfolgen (accident mitigation) unterschieden.

Von besonderer Bedeutung sind Notfallmaßnahmen, mit denen ein Kernschmelzunfall verhindert werden kann. Zwischen diesen und den Maßnahmen zur Störfallbeherrschung besteht ein fließender Übergang. Die Maßnahmen zur Störfallbeherrschung erfolgen im Rahmen der Möglichkeiten, die der Auslegung der Sicherheitssysteme zugrunde liegen. Sie sind weitgehend in den Anweisungen des Betriebshandbuches enthalten. Darüber hinaus können unter erschwerten Bedingungen auch Eingriffe des Betriebspersonals erforderlich werden, die nicht mehr durch die Störfallanweisungen erfaßt werden. Anlageninterne Notfallmaßnahmen umfassen daher weitere, eventuell auch provisorische Maßnahmen, die bei einem Ausfall von Sicherheitssystemen noch vorgenommen werden können. Die Anforderungen an die Systeme, insbesondere die Anforderungen an das Betriebspersonal zur Durchführung dieser Maßnahmen, hängen dabei im allgemeinen nicht nur von der momentanen Situation, sondern auch von dem vorangegangenen Störfallverlauf ab.

In der Anlage besteht eine Reihe verschiedener und flexibler Möglichkeiten, nach einem Ausfall von Sicherheitssystemen Kernschmelzen noch zu verhindern oder wenigstens zu verzögern. So können z.B. in einem nicht auslegungsgemäß beherrschten Transientenstörfall, bei dem die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger ausgefallen ist, die Hochdruckpumpen des Volumenregelsystems dazu genutzt werden, um Kühlmittel, das über die Druckhalterventile ausdampft, zu ergänzen. Damit wird zusätzliche Zeit gewonnen, um die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger wiederherzustellen, bevor der Wasserspiegel im Reaktordruckbehälter unter die Oberkante des Kerns absinkt und Kernschmelzen einsetzen kann.

Von den verschiedenen Möglichkeiten anlageninterner Notfallmaßnahmen sind in der Studie einige untersucht worden. Im folgenden wird auf weitgehend präventive Notfallmaßnahmen zu systemtechnisch nicht beherrschten Ereignisabläufen eingegangen. Schadensbegrenzende Maßnahmen werden in Kapitel 7 (Kernschmelzunfälle) behandelt.



## 6.2 Untersuchte Maßnahmen

Ausführlich untersucht wurden in der Studie Maßnahmen, mit denen nach einer Druckentlastung des Reaktorkühlkreises die Kühlung des Kerns und die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor wiederhergestellt werden, bevor ein Schmelzen des Brennstoffs einsetzen kann. Diese Maßnahmen, sogenannte Bleed-and-Feed-Prozeduren (Abblasen und Bespeisen), können sowohl sekundärseitig im Speisewasser-Dampf-Kreislauf als auch primärseitig im Reaktorkühlkreis eingeleitet werden.

- Sekundärseitige Maßnahmen

Sinkt der Wasserstand in den Dampferzeugern unter 2 m ab, kann das Sekundärsystem über das Öffnen der Frischdampf-Abblaseventile oder auch der Sicherheitsventile auf einen Druck unterhalb von 1 MPa entlastet werden. Die Dampferzeuger können dann entweder mit Wasser aus dem Speisewasserbehälter (passiv) oder mit Hilfe mobiler Pumpen (aktiv), z.B. Feuerlöschpumpen, bespeist werden. Die Nachwärme wird über die Frischdampf-Abblasestation nach außen abgegeben.

- Primärseitige Maßnahmen

Neben den sekundärseitigen Maßnahmen sind auch direkt primärseitige Eingriffe möglich, um den Reaktorkühlkreis von hohem Druck zu entlasten. Hierzu werden Druckhalter-Ventile geöffnet. Damit wird der Druck im Reaktorkühlkreis so weit abgesenkt, daß unterhalb von 11 MPa die Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen Notkühlwasser einspeisen und den Reaktorkern wieder kühlen. Sinkt der Druck unter 2,6 MPa, speisen auch die Druckspeicher ein. Bei einem Druck unterhalb von 0,9 MPa kann die Nachwärme über das Nachkühlsystem abgeführt werden.

Primärseitige Eingriffe werden erst vorgenommen, wenn sekundärseitige Maßnahmen nicht möglich sind oder versagt haben. Die primärseitigen Maßnahmen sind spätestens dann einzuleiten, wenn der Füllstand im Reaktordruckbehälter unter die Unterkante des Stutzens der

Hauptkühlmittelleitung absinkt. Die primärseitige Druckentlastung soll auch eingeleitet werden, wenn die Brennelement-Austrittstemperatur größer 400 °C ist oder bei Kühlmittelverluststörfällen das Abfahren der Anlage mit 100 K/h nicht erfolgreich ist.

- Ziele und Umsetzung der Maßnahmen

Durch diese Maßnahmen lassen sich folgende Ziele erreichen:

- Mit einer sekundärseitigen Druckentlastung und Bespeisung kann die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger wiederhergestellt werden, so daß der Kern ausreichend gekühlt wird.
- Eine ausreichende Kernkühlung kann auch durch eine primärseitige Druckentlastung erreicht werden, wenn mit absinkendem Druck im Primärsystem die Hochdruck-Sicherheitseinspeisung erfolgt und der Reaktorkern wieder aufgefüllt wird.
- Steht die Hochdruck-Sicherheitseinspeisung nicht zur Verfügung, z.B. bei einem vollständigen Ausfall der Energieversorgung (Station Blackout), kann mit der Einspeisung aus den Druckspeichern Zeit gewonnen werden, um ausgefallene Sicherheitsfunktionen, z.B. die Energieversorgung, wiederherzustellen, bevor Kernschmelzen einsetzt.
- Kommt es zum Schmelzen, wird mit einer Druckentlastung des Primärsystems ein Schmelzen unter hohem Druck verhindert.

Zur Durchführung dieser sekundär- und primärseitigen Maßnahmen werden in der Anlage Änderungen vorgenommen, insbesondere

- Änderungen im Reaktorschutzsystem,
- Änderungen, die eine Druckentlastung und selbsttätige Bespeisung der Dampferzeuger aus dem Speisewasserbehälter ermöglichen,
- die Installation zusätzlicher Anschlüsse für mobile Pumpen auf der Druckseite der Notspeisepumpen,
- die Installation einer Füllstandssonde im oberen Plenum des Reaktordruckbehälters,

- die Auslegung der Druckhalter-Ventile und der zugehörigen Steuer-ventile auf das Abblasen von Wasser-Dampf-Gemischen (2-Phasenge-mische). Dabei erhalten die Druckhalter-Abblaseventile und Sicher-heitsventile jeweils eine zusätzliche Steuerleitung, die durch Motorarmaturen zu öffnen ist. Die Motorarmaturen erhalten eine über Batterien gesicherte elektrische Energieversorgung.

### 6.3 Wirksamkeit der untersuchten Maßnahmen

Zur Wirksamkeit der Maßnahmen, vor allem zur Ermittlung der verfügbaren Zeitspannen, wurden thermodynamische Analysen durchgeführt.

Die Bilder 6-1 und 6-2 zeigen die Ergebnisse einiger Rechnungen zu sekundärseitigen Maßnahmen. Angenommen wird als auslösendes Ereignis ein "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung". Des weiteren wird unterstellt, daß die Dampferzeuger-Bespeisung vollständig ausgefallen ist, d.h. das Notspeisewassersystem und auch das Notstandsystem stehen nicht zur Verfügung.

Bild 6-1 zeigt zu diesem Fall den Druckverlauf im Primär- und Sekundärsystem, wenn 60 Minuten nach Störfalleintritt sekundärseitig eine Druckentlastung eingeleitet wird.

Bei fehlender Bespeisung sind die Dampferzeuger bereits nach 20 Minuten ausgetrocknet. Dabei beschleunigt der Energieeintrag der weiterlaufenden Hauptkühlmittelpumpen das Ausdampfen der Dampferzeuger. Danach heizt sich der Reaktorkühlkreis auf, beide Abblaseventile am Druckhalter sprechen an. Über die Abblaseventile strömt Wasser aus, da der Druckhalter vollständig mit Wasser gefüllt ist.

Die sekundärseitige Druckentlastung wird 60 Minuten nach Störfallbeginn eingeleitet (Bild 6-1). Mit dem Öffnen der Frischdampf-Abblaseventile sinkt der Druck im Speisewasser-Dampf-Kreislauf sehr schnell ab. Nach Öffnen von Speisewasserarmaturen gelangt Wasser aus dem Speisewasserbehälter in die leeren Dampferzeuger.

Die sekundärseitigen Maßnahmen führen unmittelbar zur Absenkung des Drucks auf der Primärseite. Die Druckhalter-Ventile schließen. Etwa zehn Minuten nach Einleiten der Druckentlastung sinkt der Druck im Primärsystem unter 11 MPa. Der Primärkreis wird durch die Hochdruck-Sicherheitseinspeisung wieder aufgefüllt. Fällt die Hochdruck-Sicherheitseinspeisung aus, ist etwa 30 Minuten später der Druck im Reaktorkühlkreis auf den Einspeisedruck der Druckspeicher abgesunken.

Bild 6-2 zeigt den zugehörigen Füllstandsverlauf im Reaktordruckbehälter <sup>1)</sup>. Nach Öffnen der Druckhalterventile sinkt der Füllstand im Reaktordruckbehälter ab. Zum Zeitpunkt der sekundärseitigen Druckentlastung (bei 60 min) ist der Füllstand auf die Kernunterkante abgesunken. Die Bespeisung der Dampferzeuger muß spätestens zu diesem Zeitpunkt erfolgen, um eine nicht mehr aufzuhaltende Kernaufheizung zu vermeiden.

Die zunächst weiterlaufenden Hauptkühlmittelpumpen bewirken noch eine ausreichende Kernkühlung. Sie werden erst bei Anstehen des Notkühlsignals für die Hochdruck-Sicherheitseinspeisung (nach etwa 65 min) automatisch abgeschaltet.

Selbst bei fehlender Hochdruck-Sicherheitseinspeisung ist die Kühlung des Kerns auch nach Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen gesichert, da durch die einsetzende Separation von Wasser und Dampf das Wasserinventar im Kernbereich wieder zunimmt. Der Füllstand im Reaktordruckbehälter steigt wieder über die Oberkante des Kerns. Die Wärmeabfuhr aus dem Kern erfolgt in einem Naturumlauf. Aus dem Kernbereich aufsteigender Dampf kondensiert in den Heizrohren der Dampferzeuger, das rückfließende Kondensat sammelt sich wieder in den unteren Bereichen des Reaktorkühlkreises (Reflux Condenser Mode).

Bild 6-3 zeigt zum gleichen Fall Rechnungen zu primärseitigen Maßnahmen. Aufgetragen sind der Druck im Primärsystem und als Maß für

---

<sup>1)</sup> Der Füllstand in einem Volumenbereich ist ein Maß für das insgesamt, z.B. in einem Wasser-Dampf-Gemisch, im Volumenbereich enthaltene Wasserinventar.

das Wasserinventar im Kern und im oberen Plenum des Druckbehälters die zugehörigen Füllstandsverläufe. Eine Stunde nach Störfalleintritt ist der Füllstand im oberen Plenum auf die Unterkante der Hauptkühlmittelleitung abgesunken. Zu diesem Zeitpunkt wird die primärseitige Maßnahme (Öffnen des ersten und zweiten Abblaseventils am Druckhalter) vorgenommen.

Gleichzeitig werden die Hauptkühlmittelpumpen automatisch abgeschaltet. Damit verschlechtern sich zunächst die Kühlungsbedingungen für den Kern. Der Wasserspiegel sinkt und erreicht bis zu Beginn der Hochdruck-Sicherheitseinspeisung (nach etwa 70 min) die Kernunterkante. Für Brennstäbe mit mittlerer Heizflächenbelastung ergeben sich zu diesem Zeitpunkt Hüllrohrtemperaturen von maximal 700 °C. Danach speisen die Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen ein. Etwa 75 Minuten nach Störfallbeginn ist der Reaktordruckbehälter wieder ausreichend aufgefüllt.

Nach den Ergebnissen dieser Analysen müssen für einen systemtechnisch nicht beherrschten "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" sekundär- oder primärseitige Maßnahmen spätestens eine Stunde nach Störfallbeginn erfolgen, um die Kühlung des Kerns wiederherzustellen. Für andere systemtechnisch nicht beherrschte Transienten stehen längere Zeitspannen zur Verfügung, z.B. bei einem nicht beherrschten Notstromfall mindestens zwei Stunden.

Rechnungen für Kühlmittelverluststörfälle ergeben, daß bei systemtechnisch nicht beherrschten Abläufen aus kleinen Lecks ( $< 25 \text{ cm}^2$ ) in einer Hauptkühlmittelleitung die zulässigen Zeitspannen zur Wiederherstellung der Kernkühlung und Wärmeabfuhr bei sekundärseitigen Ausfällen etwa 60 Minuten, bei primärseitigen Ausfällen 120 Minuten ( $12\text{-}25 \text{ cm}^2$ ), bzw. 240 Minuten ( $2\text{-}12 \text{ cm}^2$ ) betragen (siehe Tabelle 4-4).

Kann mit den Maßnahmen die Kernkühlung und die Wärmeabfuhr nicht wiederhergestellt werden, kommt es zum Kernschmelzen. Dann wird jedoch mit dem Öffnen von Druckhalter-Ventilen ein Kernschmelzen unter hohem Druck vermieden. Der Unfallablauf wird in Bedingungen

unter niedrigem Druck (ND\*) überführt, bevor größere Teile des Kerns geschmolzen sind und der Reaktordruckbehälter versagt.

Um Kernschmelzen unter hohem Druck zu vermeiden, stehen für die primärseitigen Maßnahmen zur Druckentlastung längere Zeiten als für die Wiederherstellung der Kernkühlung und Wärmeabfuhr zur Verfügung. Sie betragen z.B. für einen von den Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung etwa 95 Minuten ab Störfalleintritt. Weitere Angaben zu den spätest möglichen Zeiten für eine primärseitige Druckentlastung zur Verhinderung von Kernschmelzen unter hohem Druck sind in Tabelle 4-4 zusammengestellt.

#### 6.4 Bewertung der untersuchten Maßnahmen

Die Einzelheiten zu diesen Maßnahmen, die mit ihnen verbundenen Prozeduren und Anweisungen an das Betriebspersonal werden zur Zeit vom Betreiber ausgearbeitet und festgelegt. Zum Abschluß der Studie lagen daher noch keine detaillierten Unterlagen vor, um die Maßnahmen im einzelnen und endgültig bewerten zu können. Sie wurden daher in der Studie nur vorläufig bewertet.

Tabelle 6-1 enthält die vorgenommenen Einschätzungen. Gegenübergestellt werden die Häufigkeiten nicht beherrschter Ereignisabläufe ohne und mit Berücksichtigung der anlageninternen Notfallmaßnahmen (AM), aufgeteilt nach den Anlagenzuständen ND, ND\* und HD. ND\* bezeichnet einen Anlagenzustand, bei dem Kernschmelzen nicht verhindert werden kann, ein Schmelzen unter hohem Druck jedoch durch eine Druckentlastung des Primärkreises vermieden wird.

Sind sowohl sekundärseitige als auch primärseitige Maßnahmen zur Wiederherstellung der Kernkühlung möglich, wird angenommen, daß die Maßnahmen in 99 von 100 Fällen erfolgreich durchgeführt werden (Versagenswahrscheinlichkeit  $10^{-2}$ ). Bei Ereignisabläufen mit ungünstigeren Anlagen- oder Zeitbedingungen werden geringere Erfolgswahrscheinlichkeiten angenommen.

Systemtechnisch nicht beherrschte Kühlmittelverluststörfälle mit Lecks größer 50 cm<sup>2</sup> führen zu Kernschmelzen unter niedrigem Druck (ND). Für diese Abläufe, die schnell zum Kernschmelzen führen, sind nach derzeitiger Planung keine anlageninternen Notfallmaßnahmen vorgesehen.

Nicht beherrschte Kühlmittelverluststörfälle mit Lecks kleiner 50 cm<sup>2</sup> würden - ebenso wie Abläufe aus Transienten - ohne rechtzeitige Maßnahmen zu einem Kernschmelzen unter hohem Druck (HD) führen. Hierbei sind Ausfälle der primärseitigen Sicherheitssysteme (Notkühlung) zu etwa 35 % beteiligt. Für diesen Anteil kann mit der primärseitigen Druckentlastung nur HD-Kernschmelzen verhindert werden.<sup>1)</sup> Die Abläufe führen dann zu Kernschmelzen unter niedrigem Druck (ND\*). Bei Abläufen mit sekundärseitigen Ausfällen (ca. 65 %) wird mit den Notfallmaßnahmen Kernschmelzen in den meisten Fällen verhindert.

Beim Dampferzeuger-Heizrohrleck bis zu 6 cm<sup>2</sup> kann auch bei Ausfall der sekundärseitigen Wärmeabfuhr ein weiterer Kühlmittelaustrag in den Speisewasser-Dampf-Kreislauf verhindert werden, wenn eine primärseitige Druckentlastung spätestens nach 60 Minuten durchgeführt wird.

Nicht beherrschte Anlagenzustände aufgrund von Transienten werden in den meisten Fällen durch einen Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung verursacht. Kernkühlung und Wärmeabfuhr können sowohl mit sekundärseitigen als auch primärseitigen Maßnahmen wiederhergestellt werden. Nach einer primärseitigen Druckentlastung stehen im allgemeinen die Hochdruck- und Niederdruck-Einspeisungen der Notkühlsysteme zur Verfügung, um Kernschmelzen zu vermeiden.

Anlageninterne Notfallmaßnahmen sind auch bei übergreifenden Einwirkungen (Brand, Überflutung, Einwirkungen von außen) möglich. Ihre

---

<sup>1)</sup> Zu kleinen Lecks mit primärseitigen Ausfällen ist in jedem Fall ein primärseitiges Bleed (Öffnen von zwei Druckhalter-Ventilen) erforderlich, um Hochdruck-Kernschmelzen zu verhindern. Mit rechtzeitigem sekundärseitigem Bleed and Feed kann jedoch der Zeitpunkt für eine primärseitige Maßnahme erheblich hinausgeschoben werden.

Erfolgswahrscheinlichkeit bzw. ihr Einfluß auf die Kernschmelzhäufigkeit wurde abgeschätzt. So wurde z.B. für nicht beherrschte Abläufe aus einer Überflutung im Ringraum zur Vermeidung von Kernschmelzen unter hohem Druck für die primärseitige Druckentlastung eine Versagenswahrscheinlichkeit von  $3 \cdot 10^{-2}$  angesetzt. Ebenso kann z.B. bei einem Ausfall der Stromversorgung bei einem Erdbeben durch eine primärseitige Druckentlastung ein Kernschmelzen unter hohem Druck verhindert werden, da die Druckhalter-Abblase- und Sicherheitsventile über batterieversorgte Steuerarmaturen geöffnet und offengehalten werden können.

Die Ergebnisse unter Berücksichtigung anlageninterner Notfallmaßnahmen sind in den Bildern 6-4 und 6-5 dargestellt. Mit den Notfallmaßnahmen wird die Kernschmelzhäufigkeit um eine Größenordnung von  $2,9 \cdot 10^{-5}/a$  auf  $3,6 \cdot 10^{-6}/a$  reduziert. Damit werden fast 90 % der Fälle beherrscht und Kernschmelzen verhindert. In ca. 10 % der Fälle kann Kernschmelzen nicht verhindert werden, aber nur in ca. 1,5 % der Fälle kommt es zu Kernschmelzen unter hohem Druck.

## 7. KERNSCHMELZUNFÄLLE

### 7.1 Betrachtete Unfallabläufe

Wird ein Störfall von den in der Anlage vorhandenen Sicherheitssystemen nicht beherrscht und kann auch mit anlageninternen Notfallmaßnahmen die Kühlung des Reaktorkerns nicht rechtzeitig wiederhergestellt werden, kommt es zum Kernschmelzen.

Die Vorgänge bei einem Kernschmelzunfall, die dabei auftretenden Phänomene und Belastungen sind komplex. Im einzelnen sind zu untersuchen

- die Vorgänge beim Schmelzen des Brennstoffs im Reaktordruckbehälter,
- die Vorgänge nach Versagen des Reaktordruckbehälters sowie
- das Verhalten des Sicherheitsbehälters.



Die Untersuchungen zu Kernschmelzunfällen stützen sich auf Erkenntnisse der deutschen und internationalen Reaktorsicherheitsforschung, insbesondere auf Ergebnisse von Forschungsvorhaben, die im Rahmen des deutschen Kernschmelzprogramms für Leichtwasserreaktoren durchgeführt worden sind. Hier haben Ergebnisse aus neueren Forschungsarbeiten und aus zusätzlich in der Studie durchgeführten Untersuchungen im Vergleich zu früheren Beurteilungen in einigen Fragen zu veränderten Bewertungen geführt.

In der Studie werden verschiedene Unfallabläufe betrachtet. Es werden folgende Fälle unterschieden:

- Kernschmelzen unter niedrigem Druck (ND)

Kernschmelzen unter niedrigem Druck tritt ein, wenn bei einem Kühlmittelverlust über ein größeres Leck im Reaktorkühlkreis die Notkühlsysteme versagen. Mit dem aus dem Leck in den Sicherheitsbehälter ausströmenden Dampf wird der Reaktorkühlkreis schnell entlastet. Da der Kern aber nicht gekühlt wird, kommt es zum Schmelzen unter niedrigem Druck.

- Kernschmelzen unter hohem Druck (HD)

Kernschmelzen unter hohem Druck ist möglich, wenn nach einem Transientenstörfall oder bei einem Kühlmittelverlust über ein kleines Leck die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger für längere Zeit vollständig ausgefallen ist und der Reaktor unter hohem Druck verbleibt. Der Reaktorkühlkreis wird erst entlastet, wenn nach dem Abschmelzen des Kerns der Reaktordruckbehälter versagt.

- Kernschmelzen unter niedrigem Druck nach Druckentlastung des Reaktorkühlkreises (ND\*)

Mit primärseitiger Druckentlastung werden Unfallabläufe, die zunächst unter hohem Druck eingeleitet werden, in Bedingungen unter niedrigem

Druck (ND\*) überführt, bevor nach Abschmelzen des Kerns der Reaktordruckbehälter versagt.

- Kernschmelzabläufe mit Umgehung des Sicherheitsbehältereinschlusses

Bei Kernschmelzabläufen aus

- einem nicht beherrschten Dampferzeuger-Heizrohrleck und
- dem Bruch einer Nachkühlleitung im Ringraum

können Spaltprodukte unter Umgehung des Sicherheitsbehälters in die Umgebung der Anlage freigesetzt werden.

Für Kernschmelzen aus einem nicht beherrschten Dampferzeuger-Heizrohrleck wurde angenommen, daß die Hochdruck-Sicherheitseinspeisung nicht abgeschaltet werden kann. Der Dampferzeuger wird dann überspeist. In diesem Fall ist die Kernkühlung nur so lange gesichert, bis die Wasservorräte in den Flutbehältern erschöpft sind.

Kann bei einem Heizrohrleck Kernschmelzen nicht verhindert werden, wird Kernschmelzen unter hohem Druck (HD) vermieden, wenn durch Öffnen von Druckhalter-Ventilen der Druck im Reaktorkühlkreis abgesenkt wird und der Unfallablauf in ein Kernschmelzen unter niedrigem Druck (ND\*) übergeht.

Für den Bruch einer Nachkühlleitung im Ringraum ist eine sehr niedrige Eintrittshäufigkeit ( $< 10^{-7}/a$ ) abgeschätzt worden. Er kann nur eintreten, wenn die in der Nachkühlleitung zweifach vorhandenen Absperrungen gegen den Reaktorkühlkreislauf versagen. In diesem Fall ist davon auszugehen, daß die im Ringraum befindlichen Pumpen des Not- und Nachkühlsystems wegen der hohen Temperatur- und Feuchtebelastungen nicht funktionieren. Es kommt dann lediglich zu einer Einspeisung von Notkühlwasser aus den Druckspeichern. Ist dieses Wasser im Reaktordruckbehälter verdampft, heizt sich der Kern bis zur Schmelztemperatur auf.

Tabelle 7-1 enthält Zeitangaben zum Beginn des Kernschmelzens und zum Versagen des Reaktordruckbehälters bei den untersuchten Kernschmelzabläufen.

Im Verlauf eines Kernschmelzunfalls treten verschiedene Phänomene und Vorgänge auf, die unterschiedliche Auswirkungen auf den Sicherheitsbehälter haben können. Hierzu werden im folgenden Belastungen und Verhalten des Sicherheitsbehälters bei

- einer Dampfexplosion,
- Versagen des Reaktordruckbehälters,
- einer Wasserstoffverbrennung und
- der Schmelze-Beton-Wechselwirkung

behandelt.

## 7.2 Dampfexplosion

Wenn Schmelze in Kontakt mit Wasser gelangt, kann dieses schlagartig verdampfen, wodurch eine Druckwelle ausgelöst werden kann. Dieser Vorgang wird als Dampfexplosion bezeichnet. Die Intensität der Druckwelle hängt davon ab, welcher Anteil der in der Schmelze gespeicherten Wärme in die mechanische Energie der Druckwelle umgesetzt wird. Für Kernschmelzen unter niedrigem Druck wurde untersucht, ob eine Dampfexplosion auftreten kann, die den Sicherheitsbehälter gefährdet.

Zu einer Dampfexplosion kann es kommen, wenn gegen Ende der Kernaufheiz- und Kernzerstörungsphase geschmolzenes Kernmaterial in noch in der Bodenkalotte des Reaktordruckbehälters vorhandenes Wasser abstürzt (Bild 7-1). Die aus der schlagartigen Verdampfung des Wassers verursachte Druckwelle kann den Druckbehälter zerstören und damit zugleich den Sicherheitsbehälter gefährden.

Damit eine heftige Dampfexplosion im Druckbehälter überhaupt auftreten kann, müssen verschiedene Bedingungen gleichzeitig erfüllt werden:

- Die an der Reaktion beteiligte Schmelzmasse muß hinreichend groß sein (Schmelzmengenbedingung).
- Der Wärmeübergang zwischen Schmelze und Wasser muß außerordentlich intensiv sein. Das ist nur möglich, wenn die Schmelzmasse in sehr kleine Teilchen (Durchmesser  $10^{-3}$  - 1 mm) fragmentiert (Kontaktflächenbedingung). Diese Feinfragmentation muß in extrem kurzer Zeit (einige hundertstel Sekunden) erfolgen, um eine gleichzeitige Reaktion der beteiligten Massen zu erreichen (Kohärenzbedingung).
- Der hohe Wärmeübergang zwischen Schmelze und Kühlmittel muß ausreichend lange bestehen, damit an das Kühlmittel genügend Energie für eine schlagartige Verdampfung übertragen wird (Kontaktzeitbedingung).

Die Schmelzmasse, die beim Versagen der unteren Kerntragestrukturen quasi gleichzeitig in das noch vorhandene Wasser abstürzen kann, läßt sich nur grob abschätzen. Maßgebend hierfür ist vor allem, wie die Kerntragestruktur mit den Brennelement-Endplatten versagt. Im allgemeinen ist mit einem lokalen Versagen einzelner Endplatten und nicht mit gleichzeitigem Versagen mehrerer Endplatten zu rechnen. Abschätzungen zu den dabei möglichen Abströmflächen ergeben, daß bei Versagen einer Brennelement-Endplatte eine Schmelzmasse von einigen 100 kg bis zu maximal 3 000 kg innerhalb weniger Sekunden in das Wasser einfließen kann.

Ein wichtiger Parameter für die Beurteilung der Wechselwirkung zwischen Schmelze und Kühlmittel ist der energetische Umsetzungsgrad, das Verhältnis der bei der Wechselwirkung in eine Druckwelle freigesetzten mechanischen Energie zur thermischen Energie der beteiligten Schmelze. Dazu gibt es neben theoretischen Arbeiten verschiedene experimentelle Untersuchungen.

Für Versuche mit Schmelzmassen im kg-Bereich wurden sowohl Simulationsmaterialien als auch reale Kernschmelzmaterialien verwendet. Dabei wurden im allgemeinen Umsetzungsgrade von einigen Prozent (bis ca. 3 %), für Simulationsmaterialien in einigen Fällen bis maximal ca. 17 % ermittelt.

Bei einem Kernschmelzunfall können die Bedingungen für die Vermischungsvorgänge und die Fragmentation ungünstiger sein als im Experiment. Mit zunehmender Schmelzmasse nimmt der Anteil der Kernschmelze, der fein fragmentiert mit dem Kühlmittel reagieren kann, ab. Eine Dampfexplosion, an der eine kohärent fragmentierte Schmelzmenge von mehreren 1 000 kg beteiligt ist und bei der ein Umsetzungsgrad bis zu 10 % auftritt, ist unwahrscheinlich.

Trotzdem wurden in der Studie Rechnungen durchgeführt, bei denen zu ungünstigen Bedingungen eine Dampfexplosion unterstellt und die daraus verursachten Belastungen für den Reaktordruckbehälter abgeschätzt worden sind. Dabei wurde eine thermische Energie von 15 000 MJ angenommen, das entspricht einer an der Reaktion beteiligten Schmelzmasse von etwa 10 000 kg. Des Weiteren wurde für die Umsetzung in mechanische Energie ein Umsetzungsgrad von 10 % angesetzt. Nach den Ergebnissen dieser Rechnungen treten die höchsten aus der Druckwelle verursachten Belastungen in der unteren Kugelkalotte auf. Diese Belastungen führen nicht zu einem Versagen des Reaktordruckbehälters.

Werden die Bewertungen zusammengefaßt, so kann nach gegenwärtiger Kenntnis eine heftige Dampfexplosion, die den Reaktordruckbehälter und zugleich den Sicherheitsbehälter zerstört, als risikorelevanter Unfallpfad ausgeschlossen werden.

### 7.3 Versagen des Reaktordruckbehälters

Beim Kernschmelzen versagen mit fortschreitender Kernzerstörung auch die Kerntagestrukturen. Größere Anteile von Kernschmelze und geschmolzenen Strukturmaterialien fallen dann in die Bodenkalotte des Druckbehälters. Dort noch vorhandenes Wasser verdampft.

Schmilzt der Kern unter niedrigem Druck, werden die unteren Wandungen des Druckbehälters in etwa 15 Minuten so weit aufgeheizt, daß die Bodenkalotte durchschmolzen wird und Kernschmelze in die Reaktorgrube abstürzt. Dabei treten keine Reaktionskräfte an den Verankerungen des Druckbehälters auf.

Bei Kernschmelzen unter hohem Druck kommt es nach Versagen der Kern-tragestruktur bereits bei wesentlich niedrigeren Temperaturen sehr rasch zum Versagen des Reaktordruckbehälters. Die größten Temperaturbelastungen treten in den Wänden der Bodenkalotte auf. In der Studie wird angenommen, daß die gesamte Kugelschale in die Reaktorgrube abstürzt. Dabei entsteht ein ringförmiger Abströmquerschnitt von mehreren Quadratmetern.

Mit Versagen des Reaktordruckbehälters erfolgt eine schnelle Druckentlastung. Dabei treten erhebliche Belastungen der Druckbehälter-Verankerungen, der Hauptkühlmittelleitungen und der umgebenden Betonstrukturen auf (Bild 7-1).

Zu diesen Belastungen, zur Tragfähigkeit der Reaktordruckbehälter-Verankerungen und der Hauptkühlmittelleitungen, sind in der Studie detaillierte Berechnungen vorgenommen worden. Nach den Ergebnissen dieser Analysen können für einen Innendruck oberhalb von 3 MPa die beim Versagen des Druckbehälters auftretenden Reaktionskräfte nicht mehr von den Tragpratzen der Aufhängung aufgenommen werden. Eine Aufwärtsbewegung des Druckbehälters wird durch die Wechselwirkung des an den Tragpratzen befestigten Ringträgers mit Betonstrukturen der inneren Reaktorräume behindert.

Zu höheren Innendrücken oberhalb von 8 MPa kann nicht mehr ausgeschlossen werden, daß auch der Sicherheitsbehälter beschädigt wird. Ein Folgeschaden am Sicherheitsbehälter wäre nicht zu befürchten, wenn es vor dem Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters zu einem Versagen an anderer Stelle des Reaktordruckbehälters kommen würde. In diesem Fall könnte (ähnlich wie beim ND\*-Fall) der Unfallablauf zu Kernschmelzen unter niedrigem Druck führen, so daß bei Versagen des Reaktordruckbehälters seine Aufhängung nicht gefährdet wird. Zum vorzeitigen Versagen heißer Strukturteile gibt es gegenwärtig jedoch keine belastbaren Untersuchungsergebnisse. Zu dieser Frage werden daher in der Studie keine Bewertungen vorgenommen.

Für einen Unfallablauf mit Kernschmelzen unter hohem Druck (HD) ist in der Studie eine Eintrittshäufigkeit von ca.  $5 \cdot 10^{-7}$ /a abgeschätzt worden. Da dieser Unfall zu schweren Schadensauswirkungen außerhalb

der Anlage führen kann, sind trotz seiner geringen Eintrittshäufigkeit zum Kernschmelzen unter hohem Druck und den dabei auftretenden Belastungen weitere Untersuchungen notwendig.

#### 7.4 Wasserstoffverbrennung

Während eines Kernschmelzunfalls gibt es zwei Phasen, in denen größere Mengen an Wasserstoff gebildet werden und in den Sicherheitsbehälter gelangen.

Wasserstoff entsteht einmal, wenn beim Aufheizen und Abschmelzen der Brennstäbe Wasserdampf mit den Zirkaloy-Hüllrohren der Brennstäbe reagiert und zu Wasserstoff reduziert wird (Zirkonium-Wasserdampf-Reaktion). Des Weiteren entstehen große Mengen von Wasserstoff nach dem Versagen des Reaktordruckbehälters beim Aufschmelzen des Betons. Aus dem Beton entbundenes Kristallwasser verdampft. Der durch die Schmelze aufsteigende Wasserdampf wird durch die Oxidation metallischer Anteile in der Schmelze und im Beton zu Wasserstoff reduziert. Experimente im Kernforschungszentrum Karlsruhe zur Wechselwirkung von Schmelze mit Beton ergaben, daß vor allem in der heißen Anfangsphase der Wechselwirkung mehr Wasserstoff freigesetzt wird, als in früheren Analysen angenommen wurde /ALS 87a/.

Bild 7-2 zeigt in Abhängigkeit von der Zeit die insgesamt während eines Kernschmelzunfalls (ND\*-Fall) in den Sicherheitsbehälter freigesetzte Wasserstoffmenge. Der erste Anstieg stammt aus der Zirkonium-Wasserdampf-Reaktion während des Abschmelzens der Brennstäbe. Dabei werden bis zum Beginn der Restwasserverdampfung im Reaktordruckbehälter etwa 50 % des Zirkoniums oxidiert und ca. 600 - 700 kg Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter freigesetzt. Das restliche Zirkonium wird nach Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters vor allem in der Anfangsphase der Schmelze-Beton-Wechselwirkung umgesetzt. Damit werden innerhalb weniger Stunden insgesamt etwa 1 350 kg Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter freigesetzt. Die Wasserstoffproduktion beim weiteren Vordringen der Schmelze in den Beton wird durch die Oxidation weiterer metallischer Anteile in der Schmelze und im Beton (Chrom, Eisen, u.a.) bestimmt.

Kann sich im Sicherheitsbehälter eine höhere Anreicherung von Wasserstoff und damit ein brennbares Gasmisch ausbilden, führt eine Zündung des Gasmisches zu einer Verbrennung des Wasserstoffs. Die Verbrennung ist mit einem Energieeintrag in den Sicherheitsbehälter und einer kurzfristigen Belastung (Druckspitze) für den Sicherheitsbehälter verbunden.

Eine höhere Anreicherung des Wasserstoffs in der Luft-Wasserdampf-Atmosphäre des Sicherheitsbehälters wird verhindert, wenn es zu einer frühzeitigen Wasserstoffverbrennung kommt. Sie kann bei ausreichendem Sauerstoff im Sicherheitsbehälter durch vorhandene Zündquellen, z.B. E-Motoren, ausgelöst werden, sobald die Zündgrenze erreicht ist. So wurde während des Unfalls in TMI eine Wasserstoffverbrennung wahrscheinlich durch elektrische Funken ausgelöst.

In der Studie wurden die Verteilung des Wasserstoffs im Sicherheitsbehälter und die Belastungen des Sicherheitsbehälters, die bei einer Wasserstoffverbrennung auftreten können, untersucht. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen werden im folgenden kurz diskutiert.

Erfolgt eine Zündung bzw. Wasserstoffverbrennung vor Versagen des Reaktordruckbehälters, treten Belastungen auf, die die Integrität des Sicherheitsbehälters nicht unmittelbar beeinträchtigen.

Eine frühe Zündung des Wasserstoffs, z.B. vor Versagen des Reaktordruckbehälters, kann jedoch in der wasserdampfhaltigen Atmosphäre des Sicherheitsbehälters nicht mit Sicherheit angenommen werden. Der Wasserstoff kann sich auch auf höhere Konzentrationen anreichern, bevor eine Zündung erfolgt.

In den ersten Stunden der Freisetzung, insbesondere unmittelbar nach Versagen des Reaktordruckbehälters, treten die höchsten Wasserstoffkonzentrationen in den mittleren und unteren Anlagenräumen auf. Dabei können sich lokal, z.B. in den mittleren und unteren Dampferzeuger-Räumen, auch detonationsfähige Gasmische ausbilden. Mögliche Auswirkungen lokaler Detonationen werden jedoch durch die massiven Betonstrukturen in den unteren Raumbereichen des Sicherheitsbehälters begrenzt. Eine Detonation, die in dieser Unfallphase die Integrität



des Sicherheitsbehälters gefährden würde, wird daher in der Studie nicht betrachtet.

Können sich über längere Zeit in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters höhere Anreicherungen zündfähiger Gasgemische ausbilden, so ist bei einer Verbrennung des Wasserstoffs der Sicherheitsbehälter gefährdet. Das wäre z.B. der Fall, wenn eine Zündung des Gasgemisches erst nach etwa ein bis zwei Stunden nach Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters erfolgt. Zu dieser Zeit ist praktisch das gesamte Zirkoniuminventar der Hüllrohre oxidiert. Das entspricht einer Menge von ca. 1 350 kg Wasserstoff, die bis dahin in den Sicherheitsbehälter freigesetzt worden ist. Eine vollständige Verbrennung dieses Wasserstoffs würde zu Druckspitzen führen, die den Versagensdruck des Sicherheitsbehälters (ca. 0,85 MPa) erreichen. Bei einer noch späteren Zündung während der längerfristigen Schmelze-Beton-Wechselwirkung würde mit der Verbrennung einer größeren Wasserstoffmenge der Versagensdruck des Sicherheitsbehälters überschritten.

Gegenmaßnahmen, mit denen die Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter begrenzt und eine gefährliche Verbrennung verhindert werden kann, werden zur Zeit untersucht. So können z.B. in gefährdeten Anlagenräumen Zünderanlagen installiert werden. Sie können den Wasserstoffgehalt in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters begrenzen, wenn brennbare Gasgemische vorliegen. Bei hohen Dampfgehalten im Gasgemisch, z.B. von etwa 40 %, ist eine Zündung jedoch unwahrscheinlich. Der Wasserstoff kann dann nur durch katalytisch wirkende Materialien abgebaut werden. Solche Materialien (Folien), die auch bei hohen Dampfkonzentrationen und geringen Wasserstoffgehalten wirksam sind, werden gegenwärtig erprobt. Für den technischen Einsatz von Zünderanlagen und katalytischen Folien und zum Nachweis ihrer Funktionssicherheit sind jedoch noch weitere Entwicklungsarbeiten erforderlich. Da zum Abschluß der Studie zu diesen Gegenmaßnahmen noch keine technischen Planungen und Konzeptunterlagen vorlagen, konnten in der Studie keine Bewertungen zur Wirksamkeit dieser Maßnahmen vorgenommen werden.

## 7.5 Schmelze-Beton-Wechselwirkung und Druckentlastung des Sicherheitsbehälters

Zum Langzeitverhalten des Sicherheitsbehälters sind die Vorgänge bei der Schmelze-Beton-Wechselwirkung und die damit verbundenen Druck- und Temperaturbelastungen auf den Sicherheitsbehälter untersucht worden. Bei diesen Untersuchungen wurden neue Erkenntnisse aus den im Kernforschungszentrum Karlsruhe durchgeführten Experimenten und theoretischen Arbeiten einbezogen /ALS 87b/.

Betrachtet wird ein Unfallablauf nach Kernschmelzen unter niedrigem Druck (ND, ND\*). Unmittelbar nach dem Durchschmelzen des Reaktor-druckbehälters dringt die Schmelze hauptsächlich nach unten in das Betonfundament vor. Zur Seite hin können die inneren Betonstrukturen (Bild 7-1) erst nach etwa sieben bis acht Stunden durchgeschmolzen werden.

Ob dabei die Schmelze von Wasser aus dem Gebäudesumpf überflutet wird, läßt sich nicht vorhersagen. Kommt es zum Kontakt mit Sumpfwasser, ist es wahrscheinlich, daß die Schmelzoberflächen verkrusten und eine vollständige Flutung der Schmelze verhindert wird. Werden von außen keine aktiven Maßnahmen unternommen, um die Schmelze zu fluten, so ist im allgemeinen mit einer "trockenen" Schmelze-Beton-Wechselwirkung zu rechnen.

Auch wenn die Schmelze geflutet wird, kann nach derzeitiger Kenntnis das weitere Vordringen der Schmelzfront im Betonfundament nicht aufgehalten werden, weil auch bei vollständiger Wasserbedeckung die Schmelze nicht ausreichend gekühlt wird. Nach etwa fünf Tagen erreicht die Schmelze die Unterkante des Gebäudefundaments.

Selbst wenn ein Durchbruch der Schmelze aufgrund der Kühlung durch das Grundwasser verhindert wird, werden hohe thermische und mechanische Spannungen an der Unterkante des Fundaments zu Rissen und Spalten führen. Spaltprodukte können dann aus Oberflächenkrusten des Schmelze-Beton-Gemisches ausgelaugt werden und in das Grundwasser gelangen.

Bei "trockener" Schmelze-Beton-Wechselwirkung kommt es auch langfristig nur zu einem langsamen und begrenzten Druckaufbau im Sicherheitsbehälter. Der Druck wird hauptsächlich bestimmt durch die während der Betonzerstörung freigesetzten Gase (Wasserdampf, Wasserstoff, CO, CO<sub>2</sub> u.a.). Der Auslegungsdruck des Sicherheitsbehälters (0,57 MPa) würde erst nach etwa 14 Tagen erreicht. Wird die Schmelze von Sumpfwasser geflutet, führt die Verdampfung des Wassers zu einem schnelleren Druckanstieg. Der Auslegungsdruck wird dann nach ca. vier Tagen erreicht.

Für das Versagen des Sicherheitsbehälters durch Überdruck wurde in der Studie ein Versagensdruck von 0,85 MPa ermittelt. Da dieser Druck auch bei einem Kontakt der Schmelze mit Sumpfwasser, also auch bei ständiger Dampfproduktion, erst nach mehreren Tagen erreicht wird, steht ausreichend Zeit zur Verfügung, um mit einer gezielten Druckentlastung ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters zu verhindern.

Mit einer Druckentlastung des Sicherheitsbehälters können auch die Folgen, die mit einem Durchschmelzen des Betonfundaments verbunden sind, gemildert werden. Das Schmelze-Beton-Gemisch kann damit vor Durchschmelzen des Fundaments von treibenden Kräften entlastet und die Freisetzung von Spaltprodukten in das Erdreich abgeschwächt werden.

Bild 7-3 zeigt für den Unfallablauf ND\* mit Sumpfwasserkontakt den Druckverlauf im Sicherheitsbehälter bei einer Druckentlastung. Die Druckentlastung erfolgt hier nach etwa vier Tagen, wenn der Druck im Sicherheitsbehälter den Auslegungsdruck erreicht hat. Wird gleichzeitig mit der Druckentlastung Wasser in den Sicherheitsbehälter eingespeist, wird eine verstärkte Dampfbildung unterbunden und die Druckabsenkung unterstützt.

Es ist vorgesehen, die Anlage mit einem Druckentlastungssystem für den Sicherheitsbehälter auszurüsten. Die mit der Druckentlastung verbundene Freisetzung von Spaltprodukten nach außen soll durch Filter begrenzt werden. Dies setzt allerdings voraus, daß eine Gefährdung des Systems durch eine Wasserstoffverbrennung verhindert wird.

## 8. SPALTPRODUKTFREISETZUNG

### 8.1 Allgemeines

Das Ausmaß der mit einem Kernschmelzunfall verbundenen Freisetzung von radioaktiven Stoffen nach außen in die Umgebung der Anlage hängt entscheidend davon ab, wieweit die aus dem Brennstoff freigesetzten Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter zurückgehalten werden. Bleibt der Sicherheitsbehälter über längere Zeit dicht, können die aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte in einem sehr hohen Maß im Sicherheitsbehälter zurückgehalten werden.

Seit Abschluß der Phase A sind im deutschen Kernschmelzprogramm für Leichtwasserreaktoren und in internationaler Zusammenarbeit verschiedene Experimente und theoretische Untersuchungen zum Verhalten der bei einem Kernschmelzunfall freigesetzten Spaltprodukte durchgeführt worden. So wurden für die Freisetzung von Spaltprodukten aus der Schmelze in einem Versuchsprogramm des Kernforschungszentrums Karlsruhe die nuklidspezifischen Freisetzungen in Abhängigkeit von der Temperatur bestimmt /ALB 84/. Des Weiteren wurden auch die Rechenprogramme, mit denen das Verhalten der in den Sicherheitsbehälter freigesetzten Spaltprodukte, insbesondere die in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters wirksamen Abbauprozesse, beschrieben wird, mit großtechnischen Experimenten verifiziert /SCH 84/.

Bei einem Kernschmelzunfall werden große Mengen von Wasserdampf, Gasen und darin suspendierten Aerosolpartikeln aus Kern- und Strukturmaterialien in den Sicherheitsbehälter freigesetzt. So können sich zu Beginn der Schmelze-Beton-Wechselwirkung ca. 1 000 kg dispergierter Aerosolpartikel im Sicherheitsbehälter befinden. Der größte Anteil dieser Partikel, etwa 95 %, ist nicht radioaktiv. Doch sind die aus der Schmelze freigesetzten radioaktiven Stoffe zum größten Teil an Aerosolpartikel gebunden.

Die anfangs sehr hohe Konzentration von Aerosolpartikeln in der feuchten Atmosphäre des Sicherheitsbehälters wird sehr schnell durch verschiedene Ablagerungs- und Kondensationsprozesse abgebaut. Die

Aerosolpartikel werden auf inneren Oberflächen des Sicherheitsbehälters abgelagert oder in das Wasser des Gebäudesumpfes eingetragen. Insgesamt nimmt die Konzentration der luftgetragenen Aerosole in wenigen Tagen um mehrere Größenordnungen ab.

Das Ausmaß der bei einem Kernschmelzunfall möglichen Freisetzung radioaktiver Stoffe nach außen hängt daher entscheidend von der Schutzfunktion des Sicherheitsbehälters ab. Wird diese Schutzfunktion nicht frühzeitig verletzt, besitzt der Sicherheitsbehälter eine außerordentlich hohe Rückhaltefunktion. Bleibt der Sicherheitsbehälter über längere Zeit, z.B. über mehrere Tage, dicht, so können die aus der Schmelze in den Sicherheitsbehälter freigesetzten Spaltprodukte (ausgenommen die Edelgase) praktisch vollständig in der Anlage zurückgehalten werden. Die mit einem Kernschmelzunfall verbundene Aktivitätsfreisetzung nach außen ist dann sehr gering. Hohe Aktivitätsfreisetzungen sind jedoch möglich, wenn der Sicherheitsbehälter frühzeitig versagt, von Anfang an größere Leckstellen aufweist oder die Rückhaltefunktion des Sicherheitsbehälters von vornherein umgangen wird.

Für Kernschmelzunfälle wurde insgesamt eine Eintrittshäufigkeit von ca.  $4 \cdot 10^{-6}$ /a ermittelt. Dabei wurden im einzelnen sowohl Unfallabläufe, die zu einer frühzeitigen Freisetzung von Spaltprodukten nach außen führen können, als auch Abläufe, die mit einer späten Aktivitätsfreisetzung verbunden sind, untersucht.

Generell sind für die betrachteten Unfallabläufe die mit ihnen verbundenen Aktivitätsfreisetzungen und deren Eintrittshäufigkeiten zu berechnen. Die Untersuchungen zu Kernschmelzunfällen sind jedoch noch mit großen Unsicherheiten behaftet. Insbesondere ist es derzeit nicht möglich, die Wahrscheinlichkeiten für das Auftreten der verschiedenen Belastungen ausreichend genau zu quantifizieren. Dies betrifft insbesondere Belastungen, die bei Kernschmelzen unter hohem Druck auftreten, und Belastungen, die aus einer Wasserstoffverbrennung im Sicherheitsbehälter verursacht werden. Häufigkeiten für die mit den einzelnen Unfallabläufen verbundenen Aktivitätsfreisetzungen wurden daher in Phase B nicht quantifiziert.

Dennoch ist es sinnvoll, für die untersuchten Unfallabläufe die Spaltproduktfreisetzungen zu berechnen. Die Freisetzungsrechnungen geben Hinweise auf weitere, zu verschiedenen Fragen noch notwendige Forschungsarbeiten und auf die Möglichkeiten technischer Gegenmaßnahmen, mit denen die Rückhaltung der Spaltprodukte in der Anlage weiter verbessert werden kann.

Grundsätzlich sind immer Unfallabläufe denkbar, die mit sehr hohen Freisetzungen verbunden sind. Zu diesen Unfällen werden, unabhängig vom sicherheitstechnischen Ausrüstungsstand einer Anlage, stets große Anteile des in der Anlage eingeschlossenen Aktivitätsinventars nach außen freigesetzt. Können solche Unfallabläufe nicht absolut ausgeschlossen werden, kann mit zusätzlichen technischen Gegenmaßnahmen das maximal mögliche Schadensausmaß selbst zwar nicht beeinflusst werden, wohl aber die Häufigkeit für einen schweren Schaden erheblich herabgesetzt werden.

## 8.2 Freisetzungsrechnungen

- Ergebnisse

Tabelle 8-1 enthält die für verschiedene Unfallpfade berechneten Aktivitätsfreisetzungen nach außen. Angegeben werden die kumulativen Freisetzungen bezogen auf das Kerninventar der jeweiligen Nuklidgruppe.

Für die Edelgase (Kr-Xe) kann keine Rückhaltung angenommen werden. Sie werden daher in den meisten Fällen nahezu vollständig freigesetzt. Sehr hohe Freisetzungen sind bei Unfallabläufen möglich, die bereits frühzeitig zu einem großflächigen Versagen des Sicherheitsbehälters führen. Sie können bei Kernschmelzen unter hohem Druck oder bei Kernschmelzen unter niedrigem Druck mit nachfolgender Wasserstoffverbrennung, die den Sicherheitsbehälter zerstört, eintreten. Sie werden unter F1-SBV zusammengefaßt. Für die hierzu angegebenen Freisetzungen wurden keine Einzelanalysen durchgeführt. Sie wurden lediglich abgeschätzt. Dabei wurde angenommen, daß bei Versagen des Sicherheitsbehälters mindestens 50 % der leichtflüchtigen Nuklide (J, Cs, Te)

nach außen gelangen und während der Schmelze-Beton-Wechselwirkung auch größere Anteile schwerflüchtiger Nuklide freigesetzt werden.

Hohe Freisetzungen ergeben sich auch für den nicht beherrschten Bruch einer Nachkühlleitung im Ringraum (F2-PLR). Bei diesem Unfall werden etwa zwei Drittel der Spaltprodukte zurückgehalten, wenn es im Ringraum nicht zu einer Wasserstoffverbrennung kommt.

Unfallabläufe aus nicht beherrschten Dampferzeuger-Heizrohrlecks (F3a-DE und F3b-DE) führen zu deutlich geringeren Freisetzungen, insbesondere wenn der defekte Dampferzeuger vor Beginn des Kernschmelzens mit Wasser aufgefüllt werden kann. Bei diesen Fällen wird angenommen, daß zur Verhinderung von Kernschmelzen unter hohem Druck der Druck im Primärkreis rechtzeitig durch primärseitige anlageninterne Notfallmaßnahmen abgesenkt worden ist. Dadurch gelangt der größte Teil der Spaltprodukte in den Sicherheitsbehälter. Es wurden nur die Freisetzungen bis zum Zeitpunkt des Durchschmelzens des Reaktordruckbehälters (nach ca. 12 h) berücksichtigt. Die Freisetzung während der Schmelze-Beton-Wechselwirkung wurde nicht untersucht.

Kernschmelzabläufe, die mit großen Leckagen des Sicherheitsbehälters verbunden sind (z.B. bei Versagen des Abschlusses der Lüftungsleitungen, FK2 aus Phase A) brauchen aufgrund vorgesehener Nachrüstmaßnahmen nicht betrachtet zu werden.

Für Unfallabläufe, die mit kleinen Leckagen des Sicherheitsbehälters verbunden sind, wurde eine Freisetzungsrechnung mit einem 10 cm<sup>2</sup> großen Leck (100faches der Auslegungsleckage) durchgeführt (F4-Leckage). Bei diesem Unfall werden die meisten Spaltprodukte auf dem Freisetzungsweg (Sicherheitsbehälter-Ringraum-Hilfsanlagegebäude-Umgebung) zurückgehalten. Eine Wiederaufwirbelung (Resuspension) bereits abgelagerter Spaltprodukte bei einer eventuellen Wasserstoffverbrennung wurde nicht berücksichtigt.

Bleibt die Integrität des Sicherheitsbehälters langfristig erhalten, so ist die mit einer gefilterten Druckentlastung verbundene Spaltproduktfreisetzung (F5-Druckentlastung) sehr gering. Hier wird durch

Abbauprozesse der weitaus größte Teil der Spaltprodukte an inneren Wänden des Sicherheitsbehälters abgelagert oder im Sumpfwasser zurückgehalten. Aerosolpartikel, die zum Zeitpunkt der Druckentlastung noch luftgetragen in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters sind, werden dabei weitgehend von den Filtern absorbiert.

Die Freisetzung beim Durchschmelzen des Fundaments wurde nicht im einzelnen untersucht. Eine Freisetzung ist möglich, wenn Spaltprodukte an der Unterkante des Fundaments durch eindringendes Grundwasser ausgelaugt werden. Wenn es nicht vorher zu einer massiven Freisetzung in die Umgebung gekommen ist, kann durch technische Gegenmaßnahmen (z.B. Spundwände) die Spaltproduktfreisetzung in das Grundwasser auf den Nahbereich begrenzt werden.

- Vergleich mit Phase A

Die Ergebnisse der Freisetzungsberechnungen können mit denen aus Phase A verglichen werden.<sup>1)</sup>

Die Freisetzungen F1 zu einem frühzeitigen und großflächigen Versagen des Sicherheitsbehälters entsprechen denen der Freisetzungskategorie FK1 aus Phase A. In beiden Fällen ist mit der Aktivitätsfreisetzung auch eine hohe thermische Energiefreisetzung verbunden. In FK1 der Phase A wurden seinerzeit Unfallabläufe, die zu einem frühen und großflächigen Versagen des Sicherheitsbehälters führen, repräsentativ erfaßt. Speziell wurde angenommen, daß bei einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter auch der Sicherheitsbehälter beschädigt wird. Für diesen Unfall wurde in Phase A eine Eintrittshäufigkeit von ca.  $2 \cdot 10^{-6}/a$  abgeschätzt. In Phase B wurde für die Kernschmelzhäufigkeit insgesamt mit knapp  $4 \cdot 10^{-6}/a$  ein nur wenig höherer Wert in gleicher Größenordnung ermittelt. Kann mit technischen Gegenmaßnahmen eine Wasserstoffverbrennung, die die Integrität des Sicherheitsbehälters gefährdet, verhindert werden, liegt

---

<sup>1)</sup> Vgl. hierzu /GRS 79/, Hauptband, Seite 167, Tabelle 6-3: Freisetzungskategorien



in Phase B die Eintrittshäufigkeit für Unfälle mit frühzeitigem und großflächigem Versagen des Sicherheitsbehälters niedriger als für FK1 in Phase A.

Die Freisetzungen F2 sind grob vergleichbar mit denen der FK2 aus Phase A. Sie resultieren zwar aus unterschiedlichen Unfallabläufen (F2, nicht beherrschter Bruch einer Nachkühlleitung im Ringraum; FK2, Versagen des Gebäudeabschlusses), führen aber beide zu einer großen und bodennahen Aktivitätsfreisetzung. Für den Unfallablauf zu F2 ist jedoch eine sehr niedrige Eintrittshäufigkeit (kleiner  $10^{-7}/a$ ) ermittelt worden, die ungefähr eine Größenordnung unter der Eintrittshäufigkeit von FK2 (ca.  $6 \cdot 10^{-7}/a$ ) aus Phase A liegt.

Unfallabläufe zu einem nicht beherrschten Dampferzeuger-Heizrohrleck sind in Phase A nicht untersucht worden. Die hierzu in Phase B ermittelten Freisetzungen F3a und F3b lassen sich nur bedingt mit denen zu FK3 bzw. FK4 aus Phase A vergleichen. Sie erfolgen wesentlich später als die in FK3 und FK4 der Phase A zu begrenzten Leckagen des Sicherheitsbehälters angegebenen Aktivitätsfreisetzungen.

Die Freisetzungen zu F4 (kleines Leck im Sicherheitsbehälter) entsprechen ungefähr denen zu FK4 aus Phase A, sind aber niedriger.<sup>1)</sup>

Die Freisetzungen zu F5 (Druckentlastung des Sicherheitsbehälters) sind mit denen der FK5 bzw. FK6 (Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters nach ca. einem Tag) aus Phase A zu vergleichen. Mit Ausnahme der Edelgase und des elementaren Jods, für das keine Rückhaltung in den Filtern angenommen wurde, liegen die Freisetzungsterme erheblich niedriger als in Phase A.

---

<sup>1)</sup> Mit der in F4 (10-cm<sup>2</sup>-Leck), Phase B, erfaßten Spaltproduktrückhaltung im Ringraum und Hilfsanlagengebäude ergeben sich deutlich geringere Freisetzungen als für FK4 (ca. 5-cm<sup>2</sup>-Leck) aus Phase A, in der diese Rückhaltung nicht berücksichtigt ist.

## 9. ZUSAMMENFASSUNG

### 9.1 Diskussion der Ergebnisse

- Systemtechnische Untersuchungen

Im Vergleich zu Phase A wurden in Phase B der Studie wesentlich detailliertere systemtechnische Untersuchungen durchgeführt.

Insgesamt beträgt die Häufigkeit der durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe etwa  $3 \cdot 10^{-5}/a$ . Hierzu sind in Bild 9-1 die prozentualen Beiträge aller auslösenden Ereignisse zur Häufigkeit nicht beherrschter Ereignisabläufe (Schadenszustände) und der darin enthaltenen Anteile von Ausfällen der Sicherheitssysteme dargestellt. Die größten Beiträge zur Häufigkeit der von den Sicherheitssystemen nicht beherrschten Abläufe resultieren aus Betriebstransienten (ca. 50 %) und aus Kühlmittelverluststörfällen über kleine Lecks (ca. 25 %). Im wesentlichen sind diese Beiträge auf Ausfälle der Dampferzeuger-Bespeisung und der Frischdampfabgabe zurückzuführen.

Einwirkungen aus Brand, Überflutung und Einwirkungen von außen tragen etwa mit 12 % zur Gesamthäufigkeit der systemtechnisch nicht beherrschten Anlagenzustände bei. Der führende Anteil resultiert dabei aus Transienten, die durch Erdbeben verursacht werden.

In Phase A wurde für die nicht beherrschten Ereignisabläufe insgesamt eine Häufigkeit von ca.  $9 \cdot 10^{-5}/a$  ermittelt. Trotz des erweiterten Umfangs der Analysen - in Phase B sind mehr auslösende Ereignisse untersucht worden als in Phase A - liegt der entsprechende Wert in Phase B, ca.  $3 \cdot 10^{-5}/a$ , um etwa einen Faktor drei niedriger als in Phase A. Dabei entfallen ungefähr 50 % des zur Phase B ermittelten Wertes, ein Anteil von ca.  $1,5 \cdot 10^{-5}/a$ , auf bereits in Phase A untersuchte auslösende Ereignisse. Dieses günstigere Ergebnis ist wesentlich auf die systemtechnischen Verbesserungen zurückzuführen, die nach Abschluß der Phase A in der Anlage durchgeführt worden sind. So ergeben sich in Phase B für vormals in Phase A führende Beiträge, z.B. für die Häufigkeit eines nicht beherrschten kleinen Lecks in

einer Hauptkühlmittelleitung und für die Häufigkeit des nicht beherrschten Notstromfalls, Anteile, die ungefähr um eine Größenordnung niedriger liegen als in Phase A.

Ein etwa ebenso großer Anteil von ungefähr 50 %, ca.  $1,5 \cdot 10^{-5}/a$ , resultiert aus zusätzlich in Phase B untersuchten auslösenden Ereignissen. Wichtige Beiträge ergeben sich dabei für nicht beherrschte Ereignisabläufe aus Lecks am Druckhalter durch Fehlöffnen eines Sicherheitsventils, dem Ausfall der Hauptwärmesenke und aus Lecks im Frischdampfsystem.

In den Untersuchungen zur Phase B sind alle Änderungsmaßnahmen berücksichtigt worden, die sich aus Zwischenergebnissen der Untersuchungen ergeben haben und die vom Betreiber bereits durchgeführt worden sind oder in nächster Zeit durchgeführt werden. Zu diesen Änderungen gehören auch Ergänzungen des Betriebshandbuchs, die schutzzielorientierte Maßnahmen zur Störfallbeherrschung betreffen.

Wie aus Bild 9-1 hervorgeht, entfallen etwa 70 % der Eintrittshäufigkeit der durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe auf Ausfälle der Speisewasserversorgung zur Bespeisung der Dampferzeuger. Dieser dominierende Anteil wird durch das zusätzlich in der Anlage vorgesehene Notstandssystem voraussichtlich stark vermindert. Des weiteren ist auch eine verbesserte Ansteuerung der kleinen Sicherheitsventile (15-%-Sicherheitsventile) in den Frischdampfleitungen vorgesehen. Mit diesen Maßnahmen würde die Eintrittshäufigkeit der durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe weiter herabgesetzt.

- Anlageninterne Notfallmaßnahmen

In Phase B wurden umfangreiche anlagendynamische Analysen durchgeführt, mit denen Störfallabläufe genauer simuliert und für die Wirksamkeiten der Sicherheitssysteme weitgehend realistische Mindestanforderungen abgeleitet worden sind. In diesen Untersuchungen wurde die Bedeutung und der risikomindernde Einfluß von anlageninternen Notfallmaßnahmen erkannt. Die Analysen zeigen, daß die Anlage in

vielen Fällen auch dann noch Sicherheitsreserven besitzt, wenn Sicherheitssysteme ausgefallen sind. Diese Sicherheitsreserven können für anlageninterne Notfallmaßnahmen genutzt werden.

Nahezu alle systemtechnisch nicht beherrschten Ereignisabläufe (aus Transienten und kleinen Lecks) führen zu einem Anlagenzustand unter hohem Druck im Reaktorkühlkreis. Diese Ereignisabläufe sind zunächst mit langsamen Zustandsänderungen im Reaktorkühlkreis verbunden, die nicht sofort zum Kernschmelzen führen.

In der Anlage besteht eine Reihe verschiedener und flexibler Möglichkeiten, nach einem Ausfall von Sicherheitssystemen Notfallmaßnahmen vorzunehmen, um ein Kernschmelzen zu verhindern oder wenigstens zu verzögern. Ausführlich wurden hierzu in der Studie Maßnahmen untersucht, mit denen nach einer Druckentlastung des Reaktorsystems die Kühlung des Kerns und die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor wiederhergestellt werden, bevor ein Schmelzen des Brennstoffs einsetzen kann.

Für die Untersuchungen zur Studie lagen noch keine detaillierten Unterlagen vor, um anlageninterne Notfallmaßnahmen im einzelnen bewerten zu können. Die untersuchten Notfallmaßnahmen konnten daher nur vorläufig bewertet werden. Sind sowohl sekundärseitige als auch primärseitige Maßnahmen zur Wiederherstellung der Kernkühlung möglich, wurde angenommen, daß die Maßnahmen in 99 von 100 Fällen erfolgreich durchgeführt werden. Für einige Ereignisabläufe mit ungünstigeren Anlagen- oder Zeitbedingungen wurde eine geringere Erfolgswahrscheinlichkeit angesetzt.

Bezogen auf das Gesamtergebnis wurde abgeschätzt, daß in ca. 90 % aller systemtechnisch nicht beherrschten Ereignisabläufe mit den untersuchten Notfallmaßnahmen zur Druckentlastung und Wiederherstellung der Kernkühlung (Bleed and Feed) Kernschmelzen verhindert wird.

Insbesondere kann - auch bei Versagen der Maßnahmen zur Wiederherstellung der Kernkühlung - Kernschmelzen unter hohem Druck vermieden werden, wenn der Reaktorkühlkreis von hohem Druck entlastet wird, bevor es zum Kernschmelzen kommt.

Mit den Maßnahmen wird die Häufigkeit nicht beherrschter Ereignisabläufe von ca.  $3 \cdot 10^{-5}/a$  um etwa eine Größenordnung herabgesetzt. So ergibt sich für Kernschmelzen unter niedrigem Druck eine Häufigkeit von ca.  $4 \cdot 10^{-6}/a$  und für Kernschmelzen unter hohem Druck eine Häufigkeit von ca.  $5 \cdot 10^{-7}/a$ .

- Kernschmelzunfälle

Bei der Analyse von Kernschmelzunfällen haben in einigen Punkten Ergebnisse aus neueren Forschungsvorhaben und die in der Studie durchgeführten Untersuchungen im Vergleich zu früheren Beurteilungen zu veränderten Bewertungen geführt.

In Phase A wurden zur Analyse von Kernschmelzunfällen relativ einfache Modelle verwendet. Dabei wurde analog zum Vorgehen in der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie WASH 1400 nicht zu allen möglichen Kernschmelzunfällen der phänomenologische Ablauf im einzelnen behandelt. So wurde als repräsentativer Unfallpfad lediglich Kernschmelzen unter niedrigem Druck betrachtet. Phänomene und Belastungen, die bei einem Kernschmelzen unter hohem Druck auftreten können, wurden damals nicht untersucht.

Stellvertretend für Unfälle mit frühzeitigem und großflächigem Versagen des Sicherheitsbehälters wurde in Phase A eine Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter angenommen, die den Reaktordruckbehälter zerstört und zugleich den Sicherheitsbehälter beschädigt. Die Auswertungen von Experimenten und theoretischen Untersuchungen zur Dampfexplosion ergeben, daß eine heftige Dampfexplosion, die zur Zerstörung des Sicherheitsbehälters führt, nicht eintreten kann oder zumindest extrem unwahrscheinlich ist. Sie wird daher in Phase B als risikorelevanter Unfallpfad ausgeschlossen.

Dennoch sind nach gegenwärtiger Kenntnis und den in Phase B durchgeführten Untersuchungen Unfallabläufe möglich, die die Integrität des Sicherheitsbehälters frühzeitig gefährden können. Sie können bei einem Kernschmelzen unter hohem Druck auftreten oder durch eine Wasserstoffverbrennung im Sicherheitsbehälter verursacht werden.

Zu beiden Unfallsituationen sind weitere Untersuchungen notwendig. So ist für Unfallabläufe mit einem Kernschmelzen unter hohem Druck zu klären, ob es zu einem Versagen an anderer Stelle des Reaktorkühlkreises kommen kann, bevor der Reaktordruckbehälter versagt.

In Phase A wurde dem damaligen Kenntnisstand entsprechend angenommen, daß der bei einem Kernschmelzunfall gebildete Wasserstoff kontinuierlich verbrennt. Die Untersuchungen zur Phase B zeigen aber, daß sich im Sicherheitsbehälter auch höhere Anreicherungen von Wasserstoff ausbilden können, die bei einer Zündung den Sicherheitsbehälter gefährden. Technische Gegenmaßnahmen (Zündkerzen, katalytische Folien), mit denen der Wasserstoffgehalt im Sicherheitsbehälter begrenzt und eine gefährliche Verbrennung verhindert wird, werden untersucht. Doch sind zum technischen Einsatz solcher Maßnahmen noch weitere Entwicklungsarbeiten erforderlich.

Kann eine Wasserstoffanreicherung, die bei einer Verbrennung den Sicherheitsbehälter gefährdet, ausgeschlossen werden, liegt in Phase B die Eintrittshäufigkeit für ein frühzeitiges und großflächiges Versagen des Sicherheitsbehälters niedriger als in Phase A.

Unfallabläufe mit einem großen Leck im Sicherheitsbehälter (z.B. bei Versagen des Abschlusses der Lüftungsleitungen) liefern aufgrund von Nachrüstmaßnahmen keinen risikorelevanten Beitrag mehr. Das gilt auch für Unfallabläufe, die aus einem nicht beherrschten Leck in einer Anschlußleitung des Reaktorkühlkreises im Ringraum eingeleitet werden, da entsprechende Nachrüstmaßnahmen durchgeführt werden.

Bleibt die Integrität des Sicherheitsbehälters über eine längere Zeit erhalten, wird mit einer Druckentlastung ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters verhindert. Dabei werden die aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte weitgehend im Sicherheitsbehälter abgelagert bzw. in Filtern zurückgehalten.

Die mit dem Durchschmelzen des Gebäudefundaments verbundene Spaltproduktfreisetzung wurde nicht bestimmt. Die Auswirkungen werden jedoch mit einer Druckentlastung des Sicherheitsbehälters gemil-

dert. Des weiteren sind technische Gegenmaßnahmen, z.B. das Einbringen von Spundwänden, möglich, um die Freisetzung von Spaltprodukten auf den Nahbereich zu begrenzen.

Insgesamt ist die Beurteilung der Belastungen des Sicherheitsbehälters nach Kernschmelzunfällen mit erheblichen Unsicherheiten verbunden.

## 9.2 Begrenzungen der Studie

Für die Untersuchungen ergeben sich eine Reihe von Begrenzungen, die bei einer Bewertung der Ergebnisse zu berücksichtigen sind.

In einer Risikostudie können nicht alle denkbaren Ereignisabläufe im einzelnen untersucht werden. Die Vollständigkeit einer Risikountersuchung kann grundsätzlich nicht nachgewiesen werden. Sie läßt sich nur an der systematischen Vorgehensweise einer Analyse, an Auswertungen von Betriebserfahrungen und dem jeweiligen Kenntnisstand aus der Sicherheitsforschung überprüfen.

Im Vergleich zu Phase A sind in Phase B zusätzlich eine Reihe weiterer auslösender Ereignisse im einzelnen analysiert worden. Damit wurden die Untersuchungen gegenüber Phase A wesentlich erweitert. Andererseits wurden aber auch verschiedene auslösende Ereignisse, von denen keine nennenswerten Risikobeiträge erwartet wurden, nicht untersucht. So wurden z.B. Reaktivitätsstörfälle sowie Störfälle beim An- und Abfahren und während der Revision nicht näher analysiert.

Die Eintrittshäufigkeiten "häufigerer" Betriebsstörungen und Zuverlässigkeitsdaten für wichtige Komponenten wurden überwiegend aus der anlagenspezifischen Betriebserfahrung ermittelt. Darüber hinaus lassen sich auch Ergebnisse der systemtechnischen Zuverlässigkeitsanalysen heute anhand von Betriebserfahrungen, z.B. den Auswertungen von Wiederholungsprüfungen, bereits weitgehend überprüfen. Andererseits sind in einer Risikoanalyse jedoch auch seltene Ereignisse zu berücksichtigen, zu denen wenig oder keine Betriebserfahrungen vorliegen. Ein Beispiel hierfür sind die Eintrittshäufigkeiten für große Rohrleitungsbrüche. Hier sind theoretische Abschätzungen nö-

tig, die mit großen Unsicherheiten verbunden sind. Ebenso ist auch die Bewertung von Common-Cause-Ausfällen und des menschlichen Fehlverhaltens mit großen Unsicherheiten behaftet.

Die in der Studie berücksichtigten anlageninternen Notfallmaßnahmen wurden nur vorläufig bewertet.

Die Untersuchungen zu Kernschmelzunfällen stützen sich weitgehend auf eine modellhafte Beschreibung von Phänomenen, die experimentell noch weiter abzusichern ist. Die Analyse der bei einem Kernschmelzunfall auftretenden Belastungen ist deshalb noch mit erheblichen Unsicherheiten behaftet. Es ist daher zur Zeit nicht möglich, das mit Belastungen aus Kernschmelzunfällen verbundene Risiko zu quantifizieren.

Es war nicht die Aufgabe der Studie, alle möglichen Einflüsse, die zum Risiko von Kernkraftwerken beitragen, zu untersuchen. So wurden in der Studie lediglich die aus Störfällen möglichen Risikobeiträge, nicht aber das mit dem laufenden Betrieb von Kernkraftwerken verbundene Risiko, untersucht. Risikobeiträge aus möglichen Kriegseinwirkungen und Sabotage wurden nicht behandelt. Sie führen jedoch nicht zu grundsätzlich anderen Ereignisabläufen als in der Studie bereits betrachtet.

### 9.3 Schlußfolgerungen

Die Untersuchungen zeigen, daß Ergebnisse vielfach von systemtechnischen Details abhängen und anlagenspezifisch sind. Dies gilt insbesondere für die Ereignisablaufanalysen und Zuverlässigkeitsuntersuchungen. Die für die Anlage Biblis B ermittelten Ergebnisse können daher nicht ohne weiteres auf andere Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren übertragen werden.

Die Untersuchungen und Ergebnisse der Studie liefern jedoch konkrete Hinweise für die Beurteilung anderer Anlagen. So führten seinerzeit die Ergebnisse zur Phase A nicht nur in der Referenzanlage zu systemtechnischen Verbesserungen. Die Ergebnisse wurden auch bei der sicherheitstechnischen Auslegung neuerer Anlagen, z.B. der Konvoi-



Anlagen, umgesetzt. Beispiele dafür sind die Möglichkeit der Hochdruck-Sicherheitseinspeisung im Sumpfumwälzbetrieb und die störfallfeste Auslegung der Speisewasserregelung.

Entsprechend kann auch überprüft werden, wieweit die zur Phase B ermittelten Ergebnisse und die mit ihnen identifizierten sicherheitstechnischen Verbesserungen für andere Anlagen von Bedeutung sind. Aufgrund der steten Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik ist zu erwarten, daß für neuere Anlagen die Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen niedriger liegt als in den Untersuchungen zur Phase B ermittelt.

Insgesamt bestätigen die Arbeiten und Ergebnisse zur Phase B, daß probabilistische Sicherheitsanalysen dazu verwendet werden können, die sicherheitstechnische Auslegung einer Anlage zu überprüfen und weiter zu verbessern. Probabilistische Sicherheitsanalysen tragen damit in hohem Maß zur Weiterentwicklung des anlagentechnischen Sicherheitskonzepts bei.

Um die Aussagesicherheit der Ergebnisse der anlagentechnischen Untersuchungen zu verbessern, ist es notwendig, Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken systematisch auszuwerten. Auf diese Weise läßt sich die Datenbasis für unabhängige Ausfälle, Common-Cause-Ausfälle und zur Bewertung von Handlungen des Betriebspersonals verbessern.

In den Arbeiten zur Phase B wurde die Bedeutung anlageninterner Notfallmaßnahmen erkannt. Auch wenn Auslegungsgrenzen überschritten werden, bestehen noch Möglichkeiten, um mit anlageninternen Notfallmaßnahmen ein Kernschmelzen zu verhindern, bzw. die Folgen eines Kernschmelzunfalls wirksam zu begrenzen. Untersuchungen zu anlageninternen Notfallmaßnahmen bildeten daher einen Schwerpunkt in den Arbeiten zur Phase B der Studie.

Eingehend untersucht wurden Maßnahmen, mit denen nach einer Druckentlastung des Reaktorkühlkreises die Kühlung des Reaktorkerns wiederhergestellt wird, bevor Kernschmelzen einsetzen kann. Obwohl diese Maßnahmen derzeit noch nicht abschließend bewertet werden können, zeigen die Untersuchungen, daß mit ihnen das mit Unfällen in Kern-

kraftwerken verbundene Risiko erheblich vermindert werden kann. Daher ist es wichtig, mit weiterführenden Untersuchungen das sicherheitstechnische Potential von anlageninternen Notfallmaßnahmen auszuloten und für die Weiterentwicklung des Sicherheitskonzepts zu nutzen. Um die Unsicherheiten bei der Bewertung von Notfallmaßnahmen zu verringern, ist es notwendig, Simulationsmodelle bereitzustellen, mit deren Hilfe Handlungsanweisungen für außergewöhnliche Situationen ausgearbeitet werden können.

Durch Risikostudien werden Erkenntnisse aus einzelnen Forschungsvorhaben in einem größeren Zusammenhang bewertet. Dabei werden auch Kenntnislücken erkannt, die weitere Forschungs- und Entwicklungsarbeiten erforderlich machen. Risikountersuchungen können daher dazu verwendet werden, für die Planung und Durchführung von Forschungsvorhaben Prioritäten zu setzen.

Entsprechende Vorschläge ergeben sich in der Studie aus den Untersuchungen zu Kernschmelzunfällen. Insbesondere sind weitere Untersuchungen zum Kernschmelzen unter hohem Druck, zum Verhalten des Wasserstoffs und zum Durchschmelzen des Reaktorfundaments erforderlich. Dabei müssen auch technische Maßnahmen weiterentwickelt werden, mit denen mögliche Schadensfolgen aus Unfällen wirksam begrenzt werden.

Hohe Freisetzungen ergeben sich immer dann, wenn Ereignisabläufe bis in extreme Unfallsituationen hinein untersucht werden. In der Studie sind für solche Unfallsituationen sehr niedrige Eintrittswahrscheinlichkeiten ermittelt worden. Dabei treten Phänomene und Belastungen auf, die oft nicht mehr im einzelnen analysiert werden können und deren probabilistische Bewertung auf große Schwierigkeiten stößt.

Unabhängig vom sicherheitstechnischen Aufwand sind Unfallsituationen denkbar, bei denen keine Spaltproduktbarrieren mehr wirksam sind. Bei gleichbleibendem Gefährdungspotential kann durch zusätzliche Sicherheitsvorkehrungen zwar die Eintrittshäufigkeit für einen großen Schaden reduziert, das Schadensausmaß selbst aber nicht entscheidend beeinflusst werden. Unfallfolgen außerhalb der Anlage, die mit hohen Schadensausmaßen verbunden sind, wurden bereits in Phase A abge-

schätzt. Aus diesem Grund wurden in Phase B keine erneuten Unfallfolgenrechnungen durchgeführt.

Die in der Studie erzielten Ergebnisse und hierzu vorgenommenen Bewertungen beziehen sich auf den derzeitigen Kenntnisstand. Mit den Erfahrungen, die während der Arbeiten zur Studie gemacht worden sind, haben sich die Schwerpunkte und Zielsetzungen der Studie auf die anlagentechnischen Untersuchungen verlagert. Dabei wurden in einer Reihe von Punkten sowohl systemtechnische Nachrüstmaßnahmen als auch Forschungsarbeiten vorgeschlagen, mit denen die Sicherheit der Anlage erhöht und die sicherheitstechnische Beurteilung vertieft werden kann. Es wird für sinnvoll und notwendig gehalten, in probabilistischen Sicherheitsanalysen neue Erkenntnisse aus Betrieb und Forschung immer wieder zu bewerten, um festzustellen, ob sicherheitstechnische Verbesserungen und eine Weiterentwicklung des Sicherheitskonzepts notwendig und möglich sind.

SCHRIFTTUM

- /ALB 84/ Albrecht, H., H. Wild:  
Review of the Main Results of the SASCHA Program on  
Fission Product Release under Core Melting Conditions  
ANS Meeting "Fission Product Behavior and Source Term  
Research"  
Snowbird, July 15-19, 1984
- /ALS 87a/ Alsmeyer, H.:  
BETA-Experiments in Verification of the WECHSL-Code:  
Experimental Results on the Melt-Concrete Interaction  
Nuclear Engineering and Design, 103, 115-125, 1987
- /ALS 87b/ Alsmeyer, H. et al.:  
Modellentwicklung zur analytischen Beschreibung von Kern-  
schmelzunfällen  
PNS-Jahresbericht 1987, KFK 4100, S. 4300-14 bis 32
- /GRS 79/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH:  
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke  
Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle in Kernkraftwer-  
ken verursachten Risiko  
Hrsg.: Der Bundesminister für Forschung und Technologie  
Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1979
- /GRS 89/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH:  
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B  
Druck in Vorbereitung
- /NUR 87/ U.S. Regulatory Commission:  
Reactor Risk Reference Document, NUREG 1150, Draft for  
Comment, February 1987
- /SCH 84/ Schöck, W. et al.:  
The DEMONA Project, Objectives, Results and Significance  
for LWR Safety  
5th International Meeting on Thermal Reactor Safety,  
Sept. 9-13, 1984, Karlsruhe

/SWA 83/ Swain, A.D., H.E. Guttman:  
Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on  
Nuclear Power Plant Application  
NUREG/CR-1278, August 1983

/WAS 75/ U.S. Nuclear Regulatory Commission:  
Reactor Safety Study - An Assessment of Accident Risks in  
U.S. Commercial Nuclear Power Plants  
WASH 1400 (NUREG 75/014), October 1975

## ANHANG

### A.1 Beteiligte Firmen und Institutionen

Nach Abschluß der Phase A beauftragte der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) eine Reihe von Institutionen, die Arbeiten zur Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke in einer anschließenden Phase B weiterzuführen. Die hierzu durchgeführten Forschungsvorhaben dienten vor allem dazu, Einzelthemen zu vertiefen und neue Erkenntnisse der deutschen und internationalen Reaktorsicherheitsforschung für die Verwendung in Risikountersuchungen aufzuarbeiten. Die Arbeiten zu diesen Forschungsvorhaben wurden Ende 1984 abgeschlossen.

Folgende Firmen und Institutionen waren an diesen Arbeiten beteiligt:

Battelle-Institut e.V.  
Frankfurt

Beratungs-Büro für Angewandte Physik  
Gechingen

Brenk Systemplanung  
Ingenieurbüro für wissenschaftlich-technische Beratung  
Aachen

Brown Boveri Reaktor (BBR) GmbH  
Mannheim

Eidgenössisches Institut für Reaktorforschung (EIR)  
Würenlingen/Schweiz

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH  
Köln

Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung (GSF) mbH München  
Neuherberg

Gesellschaft für Umweltüberwachung (GUW) mbH  
Aldenhoven

Institut für angewandte Ökologie  
Freiburg

Institut für Kernenergetik und Energiesysteme (IKE)  
der Universität Stuttgart  
Stuttgart

Kernforschungsanlage Jülich (KFA) GmbH  
Institut für Nukleare Sicherheitsforschung  
Jülich

Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK) GmbH  
Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik (INR)  
Projekt Nukleare Sicherheit (PNS)  
Karlsruhe

König und Heunisch  
Beratende Ingenieure für Bauwesen  
Frankfurt

Kraftwerk Union (KWU) AG  
Erlangen

Nuklear-Ingenieur-Service (NIS) GmbH  
Hanau

Rheinisch-Westfälisches Elektrizitätswerk (RWE) AG  
Essen

Rheinisch-Westfälischer Technischer Überwachungs-Verein e.V.  
Essen

Staatliche Materialprüfungsanstalt  
Universität Stuttgart  
Stuttgart

Technischer Überwachungs-Verein Rheinland e.V.  
Institut für Unfallforschung und Ergonomie  
Köln/Poll

Dr.-Ing. Horst Wölfel  
Beratende Ingenieure  
Höchberg

Zerna, Schnellenbach und Partner  
Gemeinschaft Beratender Ingenieure GmbH  
Bochum

Im Jahre 1985 beauftragte der Bundesminister für Forschung und Technologie die Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, unter Einbeziehung der Ergebnisse der Einzeluntersuchungen, die Arbeiten zur Phase B der Deutschen Risikostudie fortzuführen und abzuschließen. Zu diesen Aufgaben wurden Teilaufgaben von der GRS an einige andere Institutionen vergeben.

Technischer Überwachungs-Verein Norddeutschland e.V.  
Hamburg

König und Heunisch  
Beratende Ingenieure  
Frankfurt

Staatliche Materialprüfungsanstalt  
Universität Stuttgart  
Stuttgart

Institut für Kernenergetik und Energiesysteme (IKE)  
Universität Stuttgart  
Stuttgart



Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK) GmbH <sup>1)</sup>  
Projekt Nukleare Sicherheit (PNS)  
Karlsruhe

## A.2 Vorträge und Veröffentlichungen

Während der Arbeiten zur Studie wurde mehrfach auf Fachtagungen und in Veröffentlichungen über den jeweiligen Stand der Untersuchungen und Zwischenergebnisse zur Phase B berichtet. Die nachfolgende Liste enthält eine Zusammenstellung von Vorträgen und Veröffentlichungen zu diesen Arbeiten aus den letzten drei Jahren.

- Vorträge auf der Jahrestagung Kerntechnik 1986 der Kerntechnischen Gesellschaft e.V. (KtG) und des Deutschen Atomforums e.V. (DAtF), 8.-10.04.1986, Aachen:

A. Birkhofer:

Was leisten Risikostudien

atomwirtschaft/atomtechnik, Heft 8/9, 1986, S. 440

- Im Berichtsband Deutsches Atomforum e.V., Bonn, zu dieser Tagung veröffentlicht:

H. Rininsland, A. Fiege, E.F. Hicken:

Stand der Untersuchungen zu schweren Kernschäden

(Phänomenologie des Brennstab- und Kernverhaltens im Vorfeld des Kernschmelzens)

J.P. Hosemann, K. Hassmann:

Methoden zur Quelltermbestimmung bei Kernschmelzunfällen und experimentelle Absicherung

---

<sup>1)</sup> Mitarbeit im Rahmen des projekteigenen Arbeitsprogramms

H. Hörtnner, E.J. Kersting, B.M. Pütter:  
Systemtechnische und Ereignisablauf-Analysen

H.G. Friederichs, F.W. Heuser, J. Rohde:  
Unfallarten und Freisetzungskategorien

J. Ehrhardt, H.B. Paretzke:  
Modellierung und Abschätzung von Unfallfolgen

- Vorträge aus dem Abschlußkolloquium des Projekts Nukleare Sicherheit  
10.-11.06.1986, Kernforschungszentrum Karlsruhe, KFK 4170  
(August 1986):

H. Alsmeyer:  
BETA-Experimente zur Verifizierung des WECHSL-Codes,  
Experimentelle Ergebnisse zur Schmelze-Beton-Wechselwirkung

M. Reimann:  
Verifizierung des WECHSL-Codes zur Schmelze-Beton-Wechselwirkung  
und Anwendung auf den Kernschmelzunfall

J. Ehrhardt, H.J. Panitz:  
Schwerpunkte der Weiterentwicklung des Unfallfolgenmodells UFOMOD und  
erste Analysen zum Reaktorunfall von Tschernobyl

- Vorträge zum 10. GRS-Fachgespräch:  
"Ergebnisse neuerer Sicherheitsanalysen", 12.-13.11.1986, Köln  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH  
GRS 64 (März 1987):

F.W. Heuser:  
Risikountersuchungen zu Unfällen in Kernkraftwerken,  
siehe auch atomwirtschaft/atomtechnik, Heft 2, 1987, Seite 79

H.G. Friederichs, E. Schrödl:

Neue Erkenntnisse zur Spaltproduktfreisetzung aus dem Kern und Reaktor-  
gebäude bei Unfällen

H. Hörtner:

Zuverlässigkeitsuntersuchungen für Sicherheitssysteme und ihr Ver-  
gleich mit Auswertungen von Betriebserfahrungen

H. Liemersdorf:

Beurteilung der Brandgefahr in kerntechnischen Anlagen

- Vorträge auf der Jahrestagung Kerntechnik 1987  
der Kerntechnischen Gesellschaft e.V. (KTG) und des Deutschen  
Atomforums e.V. (DAtF), 02. - 04.06.1987, Karlsruhe:

A. Birkhofer:

Sicherheit deutscher Kernkraftwerke,  
atomwirtschaft/atomtechnik, Heft 10, 1987, Seite 474

Vorträge der Fachsitzung "Sicherheit und Unfallbeherrschung bei DWR-  
und SWR-Kernkraftwerken, Berichtsband Inforum, Bonn, Dezember 1986:

F.W. Heuser, H. Hörtner, E. Kersting:

Risikountersuchungen zur Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken

H.H. Hennies, B. Kuczera:

Stand der internationalen Reaktorsicherheitsforschung

- Weitere Vorträge:

A. Birkhofer:

Technische Risikoanalysen:

Ein Beitrag zur Technologiebewertung

Die Analyse der Sozialverträglichkeit für

Technologiepolitik, 1. Auflage 1986, S. 135-142

K.F. Bracht, E.J. Kersting:

Effectiveness of Operational Actions to Manage Severe Accidents  
Resulting from Station Blackout

IAEA-Seminar on Operating Procedures for Abnormal  
Munich, FRG, 23-27 June 1986

F.W. Heuser, A. Höfler und H. Schulz:

Analysis of Severe Accidents and Estimates of the Ultimate Loading  
Capacity of the Steel Containment, Proceedings of the Third Workshop  
on Containment Integrity, NUREG/CP-0076, August 1986

A.K. Chakraborty, E.J. Kersting et al.:

An Alternate Possibility to Remove Hydrogen from the Containment  
Atmosphere during Severe Accidents

ANS/ENS Topical Meeting on Operability of Nuclear Power Systems in  
Normal and Adverse Environment

Albuquerque, September 29th to October 3rd 1986

S. Beliczey, H. Schulz:

Nutzung bruchmechanischer Methoden und Betriebserfahrung bei der Be-  
stimmung von Eintrittshäufigkeiten für Lecks in Rohrleitungen von  
Druckwasserreaktoren

12. MPA-Seminar, Stuttgart, Oktober 1986

A. Birkhofer, K. Köberlein:

Sicherheitsrelevante technologische Trends und ihr  
Einfluß auf den Bedarf an Risikoabsicherung

in: Gesellschaft und Unsicherheit,

Hrsg.: Bayr. Rückversicherung AG,

Verlag Versicherungswirtschaft Karlsruhe 1987,

ISBN: 3-88487-122-6, S. 157-172

H. Hörtnner, J. von Linden:

German Risk Study, Influences of Data Base, Minimal Requirements and  
System Changes,

9th International Conference of Structural Mechanics in Reactor Tech-  
nology, Lausanne, August 1987

E.J. Kersting:

Untersuchungen über Eingriffsmöglichkeiten bei Störfällen mit Ausfall von Sicherheitsfunktionen

11. GRS-Fachgespräch, München

29. - 30. Oktober 1987, GRS-68

H. Hörtner:

German Risk Study, Phase B,

Results of the Event Tree and Fault Tree Analysis,

Proceedings of the International Conference PSA '87, Zürich

Vol. II, p. 419

P. Gruner, F.W. Heuser, J. Rohde

German Risk Study, Phase B,

Results on Severe Accident Analysis,

International Conference PSA '87, Zürich, August 1987

A. Birkhofer, F.W. Heuser:

Probabilistische Sicherheitsanalysen und

Risikountersuchungen in der Bundesrepublik Deutschland

Société Française d'Énergie Nucléaire SFEN

Section Technique "Sûreté Protection de l'Environnement"

SFEN et KTG, Paris, 20.10.1987

A. Birkhofer, A. Jahns:

Severe Accidents: Analysis, Strategies and Accident

Management in the FRG

International Symposium on Severe Accidents in Nuclear

Power Plants

Sorrento, Italien, 21.-25.03.1988

E.J. Kersting, J. Rohde:

Analysis of Selected Accident Management Measures for a German PWR

International Symposium on Severe Accidents in Nuclear Power Plants,

Sorrento, Italy, March 1988

A. Birkhofer:

Die Behandlung von Störfällen im Rahmen der Risikostudie

2. Kolloquium der Arbeitsgruppe Umweltstandards:

Fakten und Bewertungsprobleme am Beispiel des Strahlen-  
risikos,

Akademie der Wissenschaften,

Berlin, 15.04.1988

A. Birkhofer:

Applications of Safety Research and PSA to

Nuclear Plant Design and Operations

EPRI Nuclear Power Division Advisory Committee Meeting

Philadelphia, 20.05.1988

G. Herbold, E.J. Kersting, W. Korbach:

Analysis of Secondary Side Oriented Accident-Management

Measures for a PWR of KWU-Design

presented at the 1988 IEEE Fourth Conference on Human  
Factors and Power Plants

June 5-9, 1988, Monterey, California

E.J. Kersting:

Accident Management Measures, Kerntechnik Vol. 53/1

(October 1988), Carl Hanser Verlag München,

ISSN 0932-3902

F.W. Heuser:

Main Results of the German Risk Study, Phase B

NUCSAFE 88, October 1988, Avignon

F.W. Heuser, H. Hörtner, E.J. Kersting:

Ereignisabläufe mit anlageninternem Notfallschutz in der Risikostudie

GRS-Fachgespräch 1988, 03. - 04.11.1988, Köln

A. Birkhofer:

Anlageninterner Notfallschutz

Achtes Deutsches Atomrechtssymposium

München, 01.-03.03.1989

A. Birkhofer:

Severe Accident Management

PSA '89, International Topical Meeting on

Probability, Reliability, and Safety Assessment

Pittsburgh, Pennsylvania, 02.-07.04.1989

F.W. Heuser:

Basic Aspect and Results of the German Risk Study, Phase B,

Proceedings of the International Topical Meeting Probability,

Reliability and Safety Assessment, April 1989,

Pittsburgh, USA, Addendum p. 20

TABELLEN



**Tabelle 4-1:** Mindestanforderungen an die Wirksamkeit der Sicherheitssysteme zur Notkühlung und Nachwärmeabfuhr bei Lecks in einer Hauptkühlmitteleitung

Kühlmittel- verlust- störfall	Leck- querschnitt (cm <sup>2</sup> )	Systemfunktionen							Speisewasserversorgung	
		HD- Sicherheits- einspeis.	Druck- speicher	ND-System Fluten	ND-System Sumpfum- wälzbetrieb	Zul. Abfahr- verzögerung d. Sekundär- seite (min)	Systeme	Zul. Ver- zögerung f. Bespeis. (min)		
Großes Leck	500	-	-	1	1	∞	-	∞		
Mittleres Leck	200 - 500 300 - 500	1 -	- 2	1 1	1 1	∞ ∞	- -	∞ ∞		
Kleines Leck	80 - 200 50 - 80	2 1	- -	1 1	1 1	60 30		120 90		
		2 1	3 -	1 1	1 1	60 30	1 HSW oder	120 90		
Kleines Leck	25 - 50 2 - 25	2 1	- -	1 1	1 1	90 60	2 NSW	120 90		
		1 1	- -	1 1	1 1	60 (1ARV) 120 (2ARV)		60 60		
		- 1	- -	1 1	1 1	30 (2ARV) 120 (2ARV)		60 30		
		1	-	1	1	120 (2ARV)	1 NSW	30		

HSW: Hauptspeisewasser  
NSW: Notspeisewasser  
ARV: Abblasregelventil

Tabelle 4-2: Häufigkeit der auslösenden Ereignisse und der durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe bei einem Kühlmittelverlust

Nr.	Auslösendes Ereignis für einen Kühlmittelverlust	Leckquerschnitt (cm <sup>2</sup> )	Häufigkeit des einleitenden Ereignisses	Häufigkeit (1/a) des auslösenden Ereignisses	Wahrscheinlichkeit für Systemausfall (1/Anf)	Häufigkeit (1/a) des nicht beherrschten Ereignisablaufs
<u>Lecks in einer Hauptkühlmitteleitung</u>						
1	großes und mittleres Leck	> 200	< 10 <sup>-7</sup>		< 3·10 <sup>-3</sup>	< 10 <sup>-8</sup>
2	kleines Leck 1	80-200	9,0·10 <sup>-5</sup>		3,5·10 <sup>-3</sup>	3,1·10 <sup>-7</sup>
3	kleines Leck 2	50-80	7,5·10 <sup>-5</sup>		3,3·10 <sup>-3</sup>	2,5·10 <sup>-7</sup>
4	kleines Leck 3	25-50	7,5·10 <sup>-5</sup>		3,3·10 <sup>-3</sup>	2,5·10 <sup>-7</sup>
5	kleines Leck 4	12-25	1,4·10 <sup>-4</sup>		1,7·10 <sup>-3</sup>	2,4·10 <sup>-7</sup>
6	kleines Leck 5	2-12	2,8·10 <sup>-3</sup>		1,1·10 <sup>-3</sup>	3,0·10 <sup>-6</sup>
<u>Lecks am Druckhalter</u>						
kleines Leck am Druckhalter durch Transienten						
7	• bei Ausfall Hauptspeisewasser	20	1,4·10 <sup>-1</sup>	3,2·10 <sup>-5</sup>	2,8·10 <sup>-3</sup>	9,0·10 <sup>-8</sup>
8	• bei Ausfall Hauptwärmesenke	20	1,4·10 <sup>-1</sup>	3,3·10 <sup>-5</sup>	1,6·10 <sup>-2</sup>	5,3·10 <sup>-7</sup>
9	• bei anderen Transienten	20	5,3·10 <sup>-1</sup>	1,2·10 <sup>-4</sup>	1,7·10 <sup>-3</sup>	2,0·10 <sup>-7</sup>
10	kleines Leck am Druckhalter bei Fehloffen eines Sicherheitsventils	40	2,0·10 <sup>-2</sup>	8,5·10 <sup>-4</sup>	2,6·10 <sup>-3</sup>	2,2·10 <sup>-6</sup>
11	Leck in einer Anschlußleitung im Ringraum	2-500	10 <sup>-2</sup> bis 10 <sup>-5</sup>	< 10 <sup>-7</sup>	1	< 10 <sup>-7</sup>
<u>Dampferzeuger-Heizrohrlecks</u>						
12	kleines Leck 1	6-12	1,0·10 <sup>-5</sup>		1,1·10 <sup>-2</sup>	1,1·10 <sup>-7</sup>
13	kleines Leck 2	1-6	6,5·10 <sup>-3</sup>		1,5·10 <sup>-4</sup>	1,0·10 <sup>-6</sup>
1-13	Häufigkeit nicht beherrschter Ereignisabläufe bei Kühlmittelverlust					8,3·10 <sup>-6</sup>

Tabelle 4-3: Häufigkeit der auslösenden Ereignisse und der durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe bei einer Transiente

Nr.	Auslösendes Ereignis für eine Transiente	Häufigkeit des auslösenden Ereignisses (1/a)	Wahrscheinlichkeit für Systemausfall (1/Anf)	Häufigkeit des nicht beherrschten Ereignisablaufs (1/a)
<u>Betriebstransienten</u>				
14	Notstromfall	0,13	$1,7 \cdot 10^{-5}$	$2,2 \cdot 10^{-6}$
15	Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmenke (langfristig)	0,15	$2,1 \cdot 10^{-5}$	$3,2 \cdot 10^{-6}$
16	Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmenke	0,29	$2,3 \cdot 10^{-5}$	$6,7 \cdot 10^{-6}$
17	Ausfall Hauptwärmenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser	0,36	$8,0 \cdot 10^{-6}$	$2,9 \cdot 10^{-6}$
<u>Transienten durch Frischdampf-Leitungslecks</u>				
großes Leck				
18	• innerhalb des SB (Sicherheitsbehälters)	$1,6 \cdot 10^{-4}$	$7,8 \cdot 10^{-3}$	$1,2 \cdot 10^{-6}$
19	• außerhalb des SB mittleres Leck	$4,8 \cdot 10^{-4}$	$2,1 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-6}$
20	• innerhalb des SB	$2,7 \cdot 10^{-5}$	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$8,1 \cdot 10^{-8}$
21	• außerhalb des SB	$1,1 \cdot 10^{-4}$	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$2,2 \cdot 10^{-7}$
<u>Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)</u>				
22	ATWS beim Ausfall Hauptspeisewasser	$4,7 \cdot 10^{-6}$	$8,4 \cdot 10^{-3}$	$3,9 \cdot 10^{-8}$
23	ATWS beim Notstromfall	$3,4 \cdot 10^{-6}$	$2,3 \cdot 10^{-2}$	$7,8 \cdot 10^{-8}$
24	ATWS bei Ausfall Hauptwärmenke und Hauptspeisewasser	$7,5 \cdot 10^{-6}$	$5,0 \cdot 10^{-3}$	$3,8 \cdot 10^{-8}$
25	ATWS bei sonstigen Transienten	$2,3 \cdot 10^{-5}$	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$4,6 \cdot 10^{-8}$
14-25	Häufigkeit nicht beherrschter Ereignisabläufe aus Transienten			$1,8 \cdot 10^{-5}$

Tabelle 4-4: Nichtverfügbarkeit von Systemfunktionen und Eintrittshäufigkeiten der durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe aus anlageninternen auslösenden Ereignissen (siehe auch Tabelle 10-5 im Hauptband, [GRS 89])

Nummer und Art des auslösenden Ereignisses	Erwartete Eintrittshäufigkeit/a (Erwartungswert)	Nichtverfügbarkeit von Systemfunktionen			Erwartete Eintrittshäufigkeit/a (Punktwert) von Schadenszuständen			
		Mittelwert	Hauptbeiträge	Anteil von Ausfallursachen	SP	SP	SP	Insgesamt
			Anteil %	CC %	MF %			
1. Gr.+ mittl. Leck HKL > 200 cm <sup>2</sup>	< E-7	<3,E-3	75	70	13	<E-8		<E-8
2. Kleines Leck 1 HKL 80-200 cm <sup>2</sup>	9,E-5	3,5E-3	40 42	52	25	1,7E-7 ND		3,1E-7
3. Kleines Leck 2 HKL 50-80 cm <sup>2</sup>	7,5E-5	3,3E-3	40 44	50	25	1,2E-7 ND		2,5E-7
4. Kleines Leck 3 HKL 25-50 cm <sup>2</sup>	7,5E-5	3,3E-3	40 44	50	25	1,2E-7 60/85 HD		2,5E-7
5. Kleines Leck 4 HKL 12-25 cm <sup>2</sup>	1,4E-4	1,7E-3	52 47	70	19	1,1E-7 60/85 HD		2,4E-7
6. Kleines Leck 5 HKL 2-12 cm <sup>2</sup>	2,8E-3	1,1E-3	23 73 2	52	36	2,2E-6 60/85 HD		3,0E-6
7. Kleines Leck am DH bei Ausfall Hauptspeisewasser 20 cm <sup>2</sup>	3,2E-5	2,8E-3	32 40 3 25	45	36	5,8E-8 90/120 HD		8,8E-8
8. Kleines Leck am DH bei Ausfall Hauptwärmesenke 20 cm <sup>2</sup>	3,3E-5	1,6E-2	6 94	60	31	5,0E-7 120/150 HD		5,3E-7

Tabelle 4-4: Nichtverfügbarkeit von Systemfunktionen und Eintrittshäufigkeiten der durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe aus anlageninternen auslösenden Ereignissen (1. Fortsetzung)

Nummer und Art des auslösenden Ereignisses	Erwartete Eintrittshäufigkeit/a (Erwartungswert)	Mittelwert	Nichtverfügbarkeit von Systemfunktionen			Erwartete Eintrittshäufigkeit/a (Punktwert) von Schadenszuständen				
			Hauptbeiträge	Anteil %	Anteil von Ausfallursachen	SP	SP	SP	Insgesamt	
					CC %	MF %				
9. Kleines Leck am DH bei anderen Transienten 20 cm <sup>2</sup>	1,2E-4	1,7E-3	ND-Einspeisung FD-Abgabe	52 47	70	19	9,1E-8 120/150 HD	1,1E-7 120/135 HD	<E-8 60/85 HD	2,0E-7
10. Kleines Leck am DH bei Fehlüffnen Si.-Ventil 40 cm <sup>2</sup>	8,5E-4	2,6E-3	ND-Einspeisung FD-Abgabe	34 60	50	32	1,3E-6 90/120 HD	8,5E-7 45/60 HD		2,2E-6
11. Primärleitungsleck im Ringraum	< E-7	1	Notkühlung	100	n. u.	n. u.		< E-7 ND/HD		< E-7
12. DE-Heizrohrleck 6-12 cm <sup>2</sup>	1,0E-5	1,1E-2	n. u.	n. u.	n. u.	n. u.	n. u. 30/85 DE-HD	n. u. 30/400 DE-HD	n. u. 30/400 DE-HD	1,1E-7
13. DE-Heizrohrleck 1-6 cm <sup>2</sup>	6,5E-3	1,5E-4	DE-Isolation $\Lambda$ Leckageergänzung Teilw. Abfahren $\Lambda$ Leckageergänzung Absch. HD-Einsp. Speisewasser-Vers.	38 13 13 38	26	68	3,7E-7 60/85 DE-HD	1,3E-7 60/650 DE-HD	5,0E-7 60/650 DE-HD	1,0E-6
14. Notstromfall	0,13	1,7E-5	Speisewasser-Vers.	100	76	11	2,2E-6 120/150 HD			2,2E-6
15. Ausfall HSPW ohne Ausfall HWS	0,15	2,1E-5	Speisewasser-Vers.	100	77	48	3,2E-6 70/95 HD			3,2E-6

Tabelle 4-4: Nichtverfügbarkeit von Systemfunktionen und Eintrittshäufigkeiten der durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe aus anlageninternen auslösenden Ereignissen (2. Fortsetzung)

Nummer und Art des auslösenden Ereignisses	Erwartete Eintrittshäufigkeit/a (Erwartungswert)	Nichtverfügbarkeit von Systemfunktionen			Erwartete Eintrittshäufigkeit/a (Punktwert) von Schadenszuständen			
		Mittelwert	Hauptbeiträge		SP	SP	SP	Insgesamt
			Anteil %	CC %				
16. Ausfall HSPW und Ausfall HWS	0,29	2,3E-5	Speisewasser-Vers.	100	76	49	6,7E-6 80/105 HD	6,7E-6
17. Ausfall HWS ohne Ausfall HSPW	0,36	8,0E-6	Speisewasser-Vers.	100	55	50	2,9E-6 80/105 HD	2,9E-6
18. Großes Leck in FD-Leitung im SB	1,6E-4	7,8E-3	Auftrenn. FD-System Speisewasser-Vers.	20 80	30	7	1,2E-6 70/95 HD	1,2E-6
19. Großes Leck in FD-Leitung außerhalb des SB	4,8E-4	2,1E-3	Auftrenn. FD-System Speisewasser-Vers.	58 42	85	2	1,0E-6 70/95 HD	1,0E-6
20. Mittleres Leck in FD-Leitung in SB	2,7E-5	3,0E-3	Auftrenn. FD-System Speisewasser-Vers.	40 60	63	5	8,1E-8 70/95 HD	8,1E-8
21. Mittleres Leck in FD-Leitung außerhalb des SB	1,1E-4	2,0E-3	Auftrenn. FD-System Speisewasser-Vers.	60 40	86	2	2,2E-7 70/95 HD	2,2E-7
22. ATWS bei Ausfall Hauptspeisewasser	4,7E-6	8,4E-3	Speisewasser-Vers. DH-Ventile	60 40	n.u.		2,4E-8 20/30 HD	1,5E-8 3,9E-8

Tabelle 4-4: Nichtverfügbarkeit von Systemfunktionen und Eintrittshäufigkeiten der durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe aus anlageninternen auslösenden Ereignissen (3. Fortsetzung)

Nummer und Art des auslösenden Ereignisses	Erwartete Eintrittshäufigkeit/a (Erwartungswert)	Nichtverfügbarkeit von Systemfunktionen			Erwartete Eintrittshäufigkeit/a (Punktwert) von Schadenszuständen					
		Mittelwert	Hauptbeiträge		SP	SP	SP			
			Anteil %	CC %				MF %		
23. ATWS bei Notstromfall	3,4E-6	2,3E-2	Speisewasser-Vers. DH-Ventile	98 2	n. u.	n. u.	7,5E-8 20/30 HD	< E-8 *)	7,8E-8	
24. ATWS bei Ausfall HWS und HSPW	7,5E-6	5,0E-3	Speisewasser-Vers. DH-Ventile	90 10	n. u.	n. u.	3,4E-8 20/30 HD	< E-8 *)	3,8E-8	
25. ATWS bei sonstigen Transienten	2,3E-5	2,0E-3	Speisewasser-Vers. DH-Ventile	75 25	n. u.	n. u.	3,5E-8 20/30 HD	1,1E-8 *)	4,6E-8	
Summe anlagenintern							2,3E-5 90,3 %	2,2E-6 8,8 %	2,3E-7 0,9 %	2,6E-5

\*) Dieser Schadenszustand wird nicht betrachtet, weil seine Summenhäufigkeit < 5,E-8/a ist.

Legende

- S: Ausfall sekundärseitiger Systemfunktionen
- P: Ausfall primärseitiger Systemfunktionen
- R: Ausfall der Reaktorschneidabschaltung
- HD: Hoher Druck im Primärkreis > 2 MPa
- ND: Niedriger Druck im Primärkreis
- t<sub>1</sub>/t<sub>2</sub>: Zeiten (min) zur Vermeidung von Kernschmelzen / Vermeidung des HD-Falls
- PCR: Primärkreisleck im Ringraum
- DE: Dampfzeuger
- Λ: Und-Verknüpfung
- n.u.: Nicht untersucht
- CC: Ausfall aus gemeinsamer Ursache (Common Cause)
- MF: Menschliche Fehlhandlungen

Tabelle 4-5: Häufigkeit der durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe aus anlagen-internen auslösenden Ereignissen bei niedrigem Druck (ND) und bei hohem Druck (HD)

Nr.	Auslösende Ereignisse	Häufigkeit (1/a)		
		der nicht beherrschten ND	beherrschten HD	Ereignisabläufe Gesamt
	<u>Kühlmittelverlust</u>			
1-3	Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung • Lecks größer 50 cm <sup>2</sup>	5,6·10 <sup>-7</sup>		
4-6	• Lecks kleiner 50 cm <sup>2</sup>		3,5·10 <sup>-6</sup>	
7-10	Lecks am Druckhalter		3,0·10 <sup>-6</sup>	
11	Leck in einer Anschlußleitung im Ringraum	< 10 <sup>-7</sup>	< 10 <sup>-7</sup>	
12-13	Dampferzeuger-Heizrohrlecks		1,1·10 <sup>-6</sup>	
1-13	Summe Kühlmittelverlust	6,6·10 <sup>-7</sup>	7,6·10 <sup>-6</sup>	8,3·10 <sup>-6</sup>
	<u>Transienten</u>			
14-17	Betriebstransienten		1,5·10 <sup>-5</sup>	
18-21	Transienten durch Frischdampf-Leitungslecks		2,5·10 <sup>-6</sup>	
22-25	Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktor-schnellabschaltung (ATWS)		2,0·10 <sup>-7</sup>	
	Summe Transienten		1,8·10 <sup>-5</sup>	1,8·10 <sup>-5</sup>
1-25	Gesamtsumme	6,6·10 <sup>-7</sup>	2,6·10 <sup>-5</sup>	2,6·10 <sup>-5</sup>



Tabelle 4-6: Häufigkeit der durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe aus anlagen-internen auslösenden Ereignissen, Gegenüberstellung der Ergebnisse von Phase B und Phase A

Nr.	Auslösende Ereignisse	Leck- querschnitt (cm <sup>2</sup> )	Häufigkeit (1/a) der nicht beherrschten Ereignisabläufe	
			Phase B	Phase A <sup>1)</sup>
	<u>Kühlmittelverlust</u>			
	Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung			
1	• große Lecks	> 500	< 10 <sup>-8</sup>	5,0·10 <sup>-7</sup>
	• mittlere Lecks	200-500	< 10 <sup>-8</sup>	2,0·10 <sup>-6</sup>
2	• kleine Lecks	80-200	3,1·10 <sup>-7</sup>	
3-6	• kleine Lecks	2-80	3,7·10 <sup>-6</sup>	5,7·10 <sup>-5</sup>
	Lecks am Druckhalter			
7-9	• durch Öffnen eines Abblaseventils bei Transienten	20	8,2·10 <sup>-7</sup>	9,0·10 <sup>-6</sup>
10	• durch Fehlöffnen eines Sicherheitsventils	40	2,2·10 <sup>-6</sup>	
11	Leck in einer Anschlußleitung im Ringraum		< 10 <sup>-7</sup>	3·10 <sup>-8</sup>
12-13	Dampferzeuger-Heizrohrleck	1-12	1,1·10 <sup>-6</sup>	
	<u>Transienten</u>			
	Betriebstransienten			
14	• Notstromfall		2,2·10 <sup>-6</sup>	1,3·10 <sup>-5</sup>
15	• Ausfall Hauptspeisewasser ohne Ausfall Hauptwärmesenke (langfristig)		3,2·10 <sup>-6</sup>	3,0·10 <sup>-6</sup>
16	• Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke		6,7·10 <sup>-6</sup>	< 10 <sup>-7</sup>
17	• Ausfall Hauptwärmesenke ohne Ausfall Hauptspeisewasser		2,9·10 <sup>-6</sup>	
18-21	Transienten durch Frischdampf-Leitungslecks		2,5·10 <sup>-6</sup>	
	Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktor-schnellabschaltung (ATWS)			
22	• beim Ausfall Hauptspeisewasser		3,9·10 <sup>-8</sup>	6,0·10 <sup>-7</sup>
23	• bei anderen Transienten		1,6·10 <sup>-7</sup>	7,0·10 <sup>-7</sup>
1-25	Gesamtsumme		2,6·10 <sup>-5</sup>	8,6·10 <sup>-5</sup>

<sup>1)</sup> In Phase A als Beiträge zur Kernschmelzhäufigkeit ausgewiesen

Tabelle 5-1: Häufigkeit der auslösenden Ereignisse und der durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe aus Brand, Überflutung und Einwirkungen von außen

Nr.	Einleitendes/Auslösendes Ereignis	Häufigkeit des auslösenden Ereignisses (1/a)	Wahrscheinlichkeit für Systemausfall (1/Anf)	Häufigkeit des nicht beherrschten Ereignisablaufs (1/a)
26	<u>Brand</u> Aus Brand im Schaltanlagegebäude verursachter Ausfall der gesicherten 220 V Gleichstromversorgung <u>Ringraumüberflutung</u>	$2,5 \cdot 10^{-3} \times 1,6 \cdot 10^{-3}$ 1)	$4,2 \cdot 10^{-2}$	$1,7 \cdot 10^{-7}$
27	• bei abgeschaltetem Reaktor (über 70cm)	$1,0 \cdot 10^{-3} \times 9,0 \cdot 10^{-4}$ 2)	$< 10^{-1}$	$< 10^{-7}$
28	• bei Leistungsbetrieb (über 90 cm)	$4,0 \cdot 10^{-3} \times 9,0 \cdot 10^{-4}$ 2)	$< 5 \cdot 10^{-2}$	$< 2 \cdot 10^{-7}$
	<u>Einwirkungen von außen</u> Aus Erdbeben verursachte Transienten			
29	• Intensitätsstufe 1	$7 \cdot 10^{-4}$	$1,0 \cdot 10^{-3}$	$7,0 \cdot 10^{-7}$
30	• Intensitätsstufe 2	$9,5 \cdot 10^{-5}$	$2,0 \cdot 10^{-2}$	$1,9 \cdot 10^{-6}$
31	• Intensitätsstufe 3	$5,0 \cdot 10^{-6}$	$8,1 \cdot 10^{-2}$	$4,0 \cdot 10^{-7}$
32	Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude	$6,3 \cdot 10^{-7}$	$< 0,15$	$< 10^{-7}$
26-32	Summe Brand, Überflutung und Einwirkungen von außen			$< 3,6 \cdot 10^{-6}$

1) Wahrscheinlichkeit für Versagen von Brandschutzmaßnahmen

2) Wahrscheinlichkeit für Ausfall der Höhenstandsmessung und Strangumschaltung

Tabelle 6-1: Häufigkeit der ohne und mit Berücksichtigung anlageninterner Notfallmaßnahmen (AM) nicht beherrschten Ereignisabläufe

Nr.	Auslösende Ereignisse	Häufigkeit (1/a) ohne AM		ND	Häufigkeit (1/a) mit AM	
		ND	HD		ND*	HD
<u>Kühlmittelverlust</u>						
Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung						
1-3	• Lecks größer 50 cm <sup>2</sup>	5,6·10 <sup>-7</sup>		5,6·10 <sup>-7</sup>		
4-6	• Lecks kleiner 50 cm <sup>2</sup>		3,5·10 <sup>-6</sup>		1,0·10 <sup>-6</sup>	3,5·10 <sup>-8</sup>
7-10	Lecks am Druckhalter		3,0·10 <sup>-6</sup>		1,0·10 <sup>-6</sup>	3,0·10 <sup>-8</sup>
11	Leck in einer Anschlußleitung im Ringraum	< 10 <sup>-7</sup>	< 10 <sup>-7</sup>	< 10 <sup>-7</sup>		
12-13	Dampferzeuger-Heizrohrlecks		1,1·10 <sup>-6</sup>		1,3·10 <sup>-8</sup>	1,1·10 <sup>-8</sup>
1-13	Summe Kühlmittelverlust	6,6·10 <sup>-7</sup>	7,6·10 <sup>-6</sup>	6,6·10 <sup>-7</sup>	2,0·10 <sup>-6</sup>	7,6·10 <sup>-8</sup>
<u>Transienten</u>						
14-17	Betriebstransienten		1,5·10 <sup>-5</sup>		3,0·10 <sup>-8</sup>	1,5·10 <sup>-7</sup>
18-21	Transienten durch Frischdampf-Leitungslecks		2,5·10 <sup>-6</sup>		< 10 <sup>-8</sup>	2,5·10 <sup>-8</sup>
22-25	Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)		2,0·10 <sup>-7</sup>		2,0·10 <sup>-8</sup>	2,0·10 <sup>-8</sup>
14-25	Summe Transienten		1,8·10 <sup>-5</sup>		6,0·10 <sup>-8</sup>	2,0·10 <sup>-7</sup>
1-25	Summe Anlageninterne Störfälle	6,6·10 <sup>-7</sup>	2,6·10 <sup>-5</sup>	6,6·10 <sup>-7</sup>	2,1·10 <sup>-6</sup>	2,7·10 <sup>-7</sup>
<u>Übergreifende Einwirkungen</u>						
26	Brand		1,7·10 <sup>-7</sup>		1,7·10 <sup>-7</sup>	< 10 <sup>-8</sup>
Ringraumüberflutung						
27	• bei abgeschaltetem Reaktor	< 10 <sup>-7</sup>		< 10 <sup>-7</sup>		
28	• im Leistungsbetrieb		< 2·10 <sup>-7</sup>		< 2·10 <sup>-7</sup>	< 10 <sup>-8</sup>
29-31	Transienten aus Erdbeben		3,0·10 <sup>-6</sup>		9,0·10 <sup>-8</sup>	9,0·10 <sup>-8</sup>
32	Flugzeugabsturz		< 10 <sup>-7</sup>			< 10 <sup>-7</sup>
26-32	Summe Übergreifende Einwirkungen	< 10 <sup>-7</sup>	3,5·10 <sup>-6</sup>	< 10 <sup>-7</sup>	4,6·10 <sup>-7</sup>	< 2,0·10 <sup>-7</sup>
1-32	Gesamtsumme	7,6·10 <sup>-7</sup>	2,9·10 <sup>-5</sup>	7,6·10 <sup>-7</sup>	2,5·10 <sup>-6</sup>	4,5·10 <sup>-7</sup>

Tabelle 7-1: Zeitangaben zu Kernschmelzunfällen  
(min, nach Störfalleintritt)

Kernschmelzunfall	Beginn Kernschmelzen (min)	Versagen Reaktor- druckbehälter (min)
Kernschmelzen ND	55	120
Kernschmelzen HD	110	140
Kernschmelzen ND* nach Druckentlastung des RKK <sup>1)</sup>	330	410
Kernschmelzen nach • nicht beherrschten DE- Heizrohrleck (12 cm <sup>2</sup> ), nach Druckentlastung des RKK	540	710
• nicht beherrschtem Bruch einer Nachkühlleitung im Ringraum	80	140

1) RKK Reaktorkühlkreis

Tabelle 8-1: Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage, normiert auf das jeweilige Kerninventar für verschiedene Unfallabläufe

	Kr-Xe	J	Cs	Te	Sr	Ru <sup>1)</sup>	La <sup>2)</sup>	Ce <sup>3)</sup>	Ba
F1-SBV	1E+00	[ 0,5	bis	0,9 ]	4E-01	1E-05	2E-02	4E-02	3E-01
F2-PLR	1,0E+00	3,7E-01	3,7E-01	2,3E-01	1,7E-01	2,5E-06	6,4E-03	1,4E-02	1,1E-01
F3a-DE	1,7E-01	1,5E-01	1,5E-01	5,0E-02	6,7E-05	8,8E-08	7,0E-09	--	1,4E-03
F3b-DE	1,7E-01	2,5E-02	2,5E-02	1,5E-02	1,3E-05	1,7E-08	1,3E-09	--	2,7E-04
F4-Leckage ND*	1,0E+00	7,8E-03	3,5E-04	2,1E-03	1,5E-04	3,6E-07	5,6E-06	1,3E-05	1,3E-04
F5-Druckentl. ND*	9,0E-01	2,0E-03	3,3E-07	3,5E-06	2,0E-07	6,4E-10	6,3E-08	2,0E-08	1,7E-07
F6-DF	nicht untersucht								

F1-SBV:	Freisetzung bei großflächigem Versagen des Sicherheitsbehälters
F2-PLR:	Freisetzung zu nicht beherrschtem Primärkreisleck im Ringraum (Bruch einer Nachkühlleitung)
F3-DE	Freisetzung zu nicht beherrschtem Dampferzeugerheizrohrleck, ohne (F3a), mit (F3b) Wasserauffüllung des defekten Dampferzeugers
F4-Leckage ND*	Freisetzung mit kleinem Leck (10 cm <sup>2</sup> ) im Sicherheitsbehälter
F5-Druckentlastung ND*	Freisetzung bei Druckentlastung des Sicherheitsbehälters
F6-DF	Freisetzung bei Durchschmelzen des Gebäudedefundaments

- 1) enthält Tc, Rh, Pd, At
- 2) enthält Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Tm, Yb, Lu, Hf, Ta, W, Re, Os, Ir, Pt, Au, Ac
- 3) enthält Th, Pa, U, Np, Pu, Am, Cm, Bk, Cf, Es, Fm, Md

ABBILDUNGEN

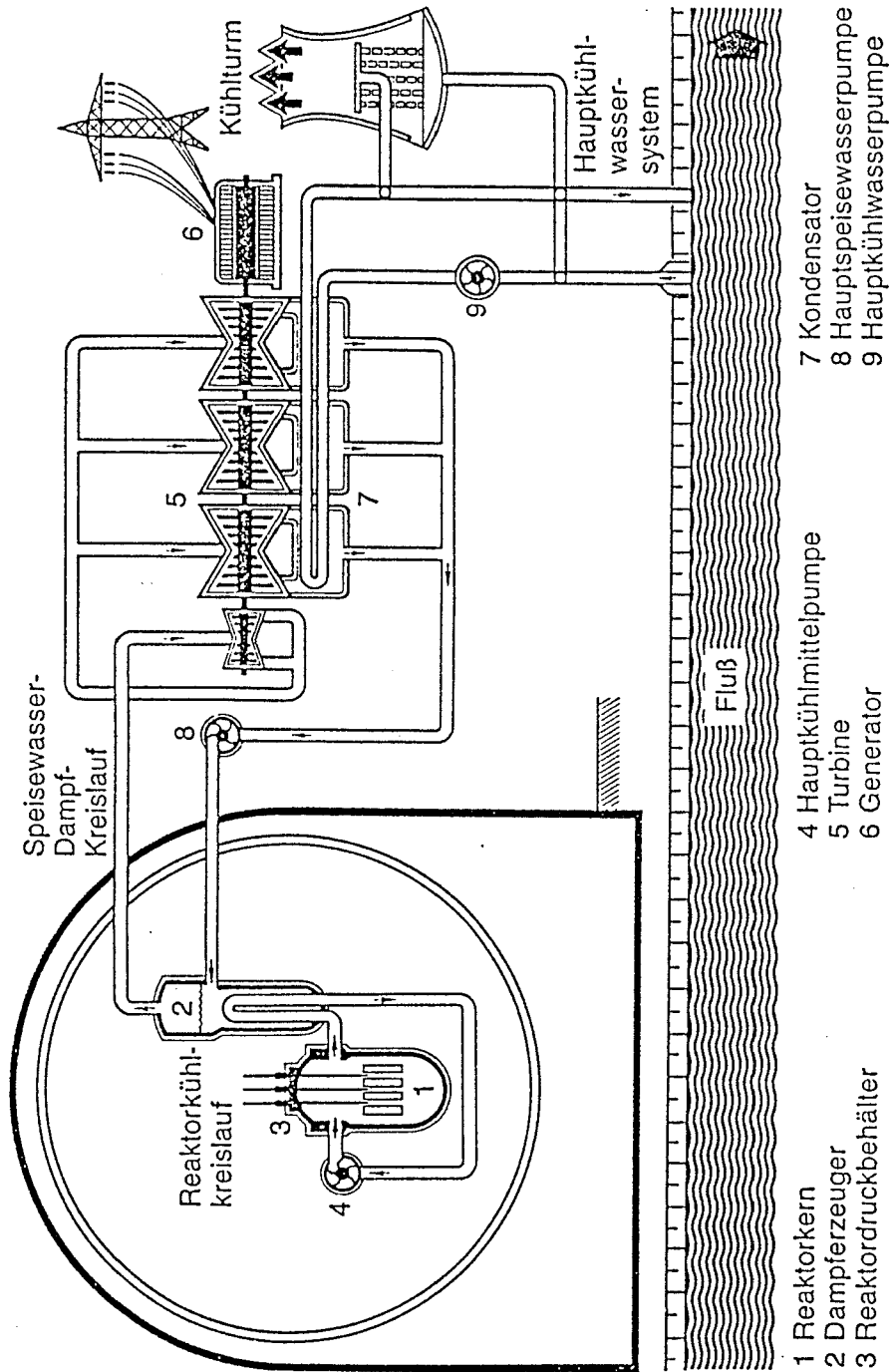


Bild 2-1:

Funktionsschema eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor

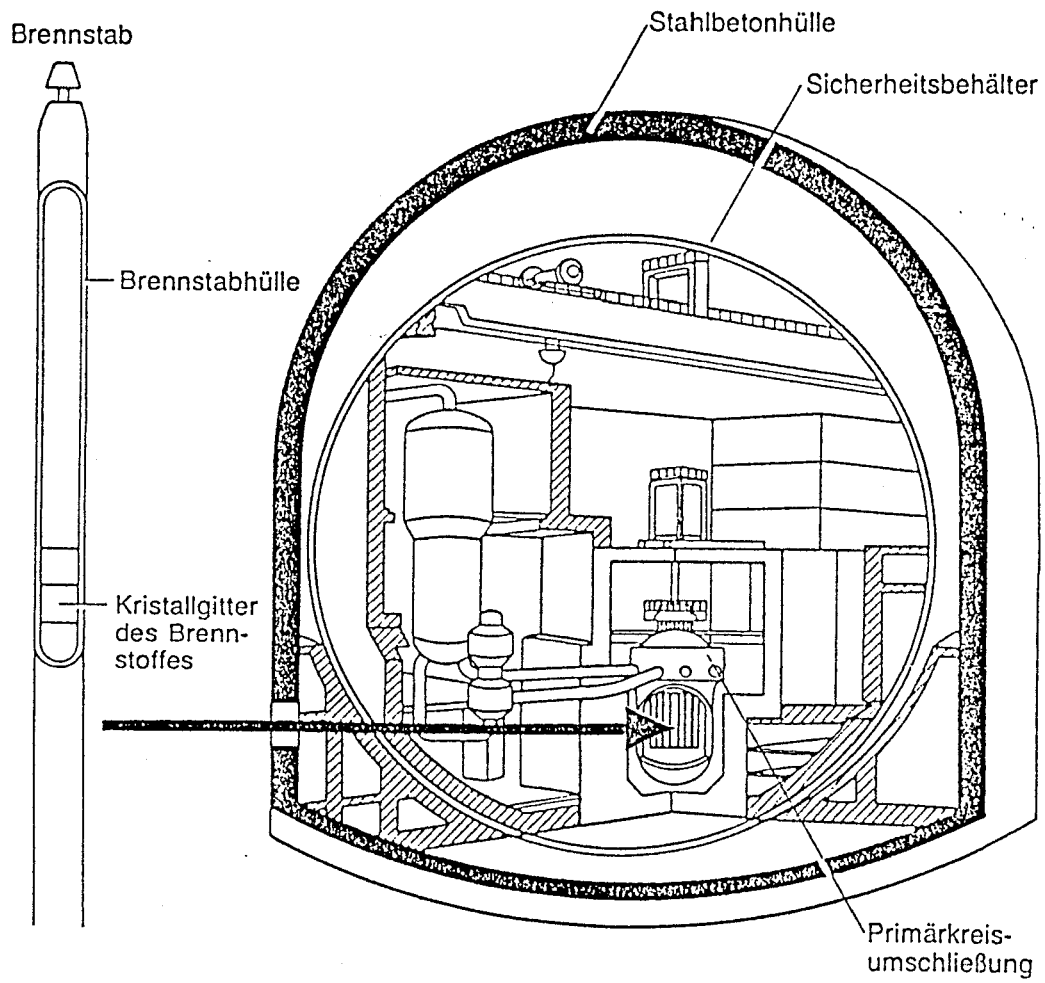
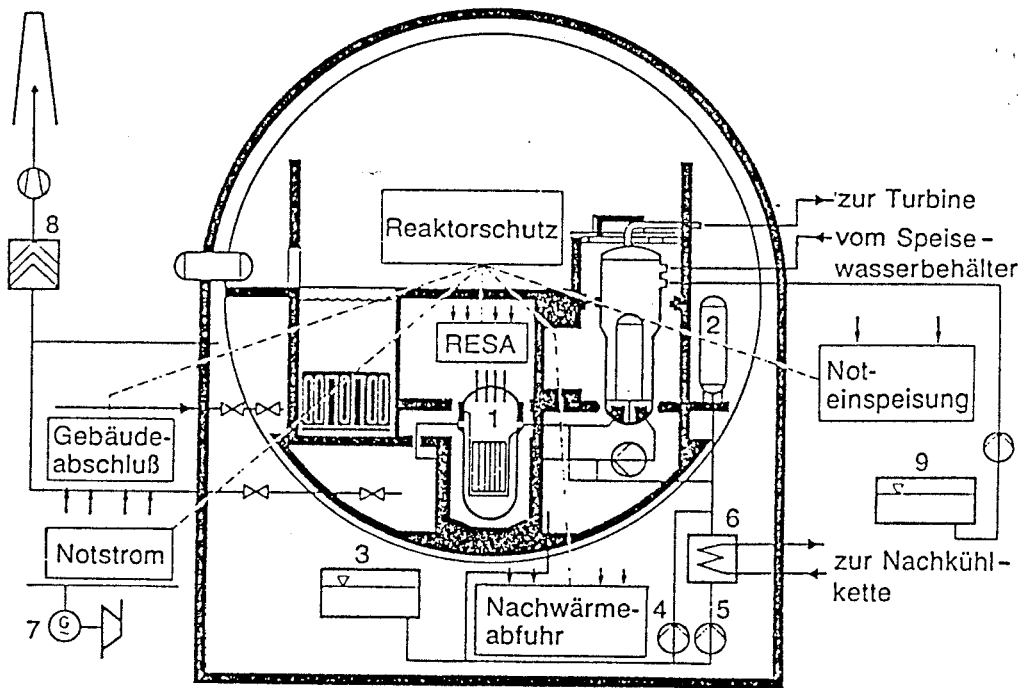


Bild 2-2:

Aktivitätsbarrieren, Einschluß der Spaltprodukte

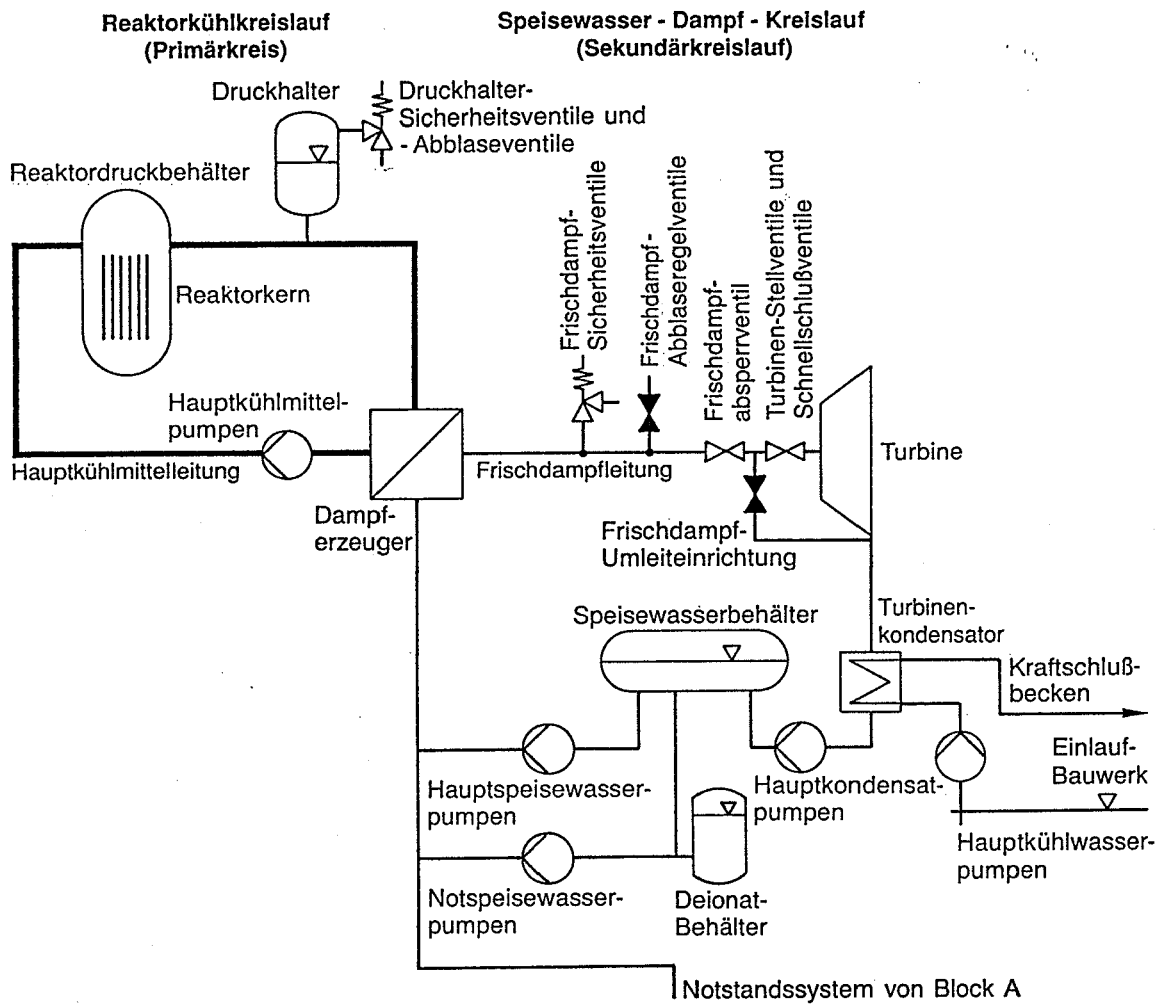




- |                          |                             |                   |
|--------------------------|-----------------------------|-------------------|
| 1 Schnellabschaltssystem | 4 Sicherheitseinspeisepumpe | 7 Notstromsystem  |
| 2 Druckspeicher          | 5 Nachkühlpumpe             | 8 Lüftungsanlagen |
| 3 Flutbecken             | 6 Nachwärmekühler           | 9 Notspeisesystem |

Bild 2-3:

Sicherheitstechnische Einrichtungen des Druckwasserreaktors



**Bild 2-4:**

Prinzipschaltung des Reaktorkühlkreislaufs und des Speisewasser-Dampf-Kreislaufs

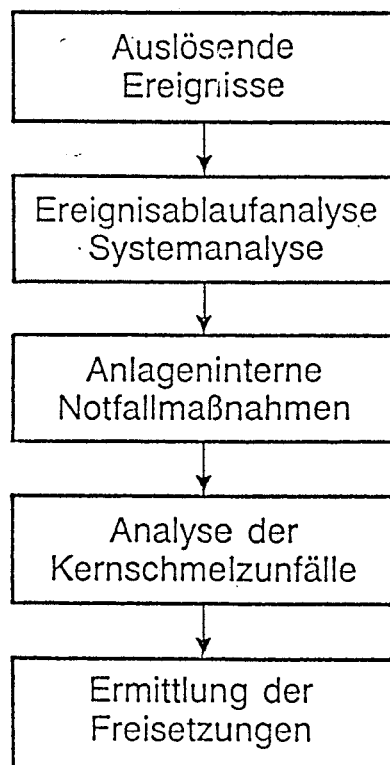


Bild 3-1:

Schritte der Untersuchungen



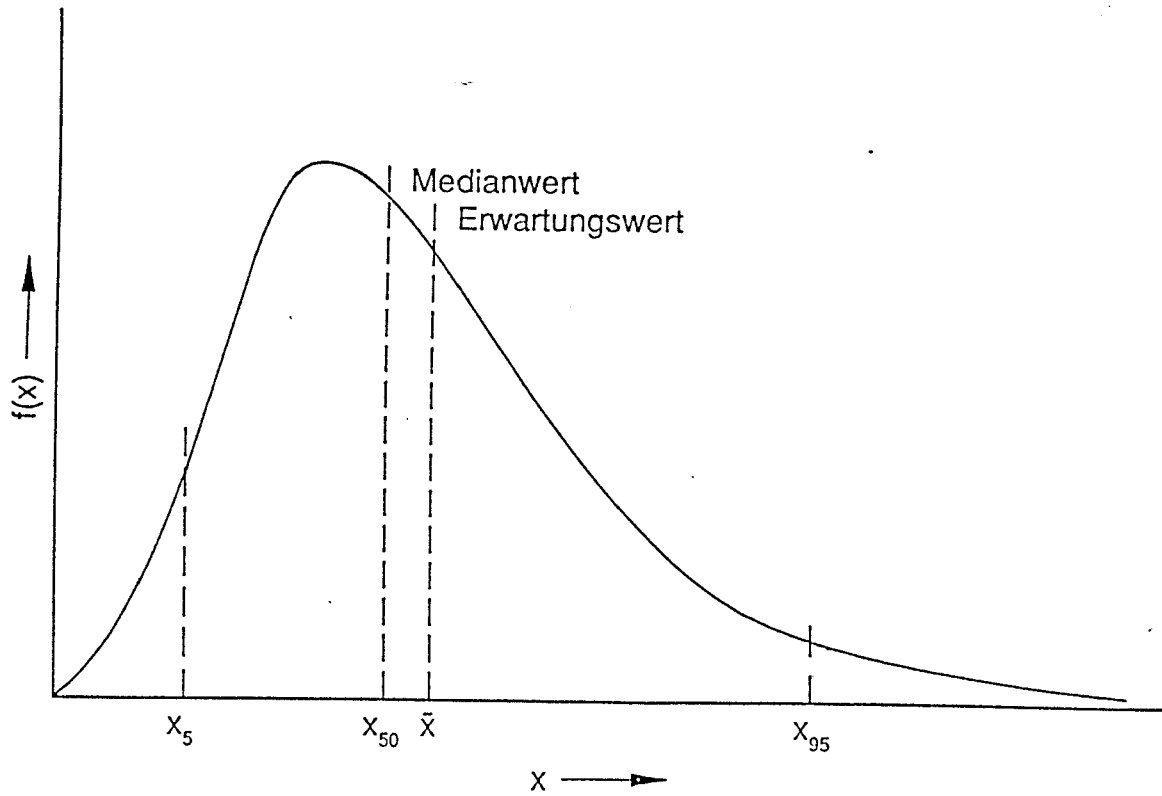
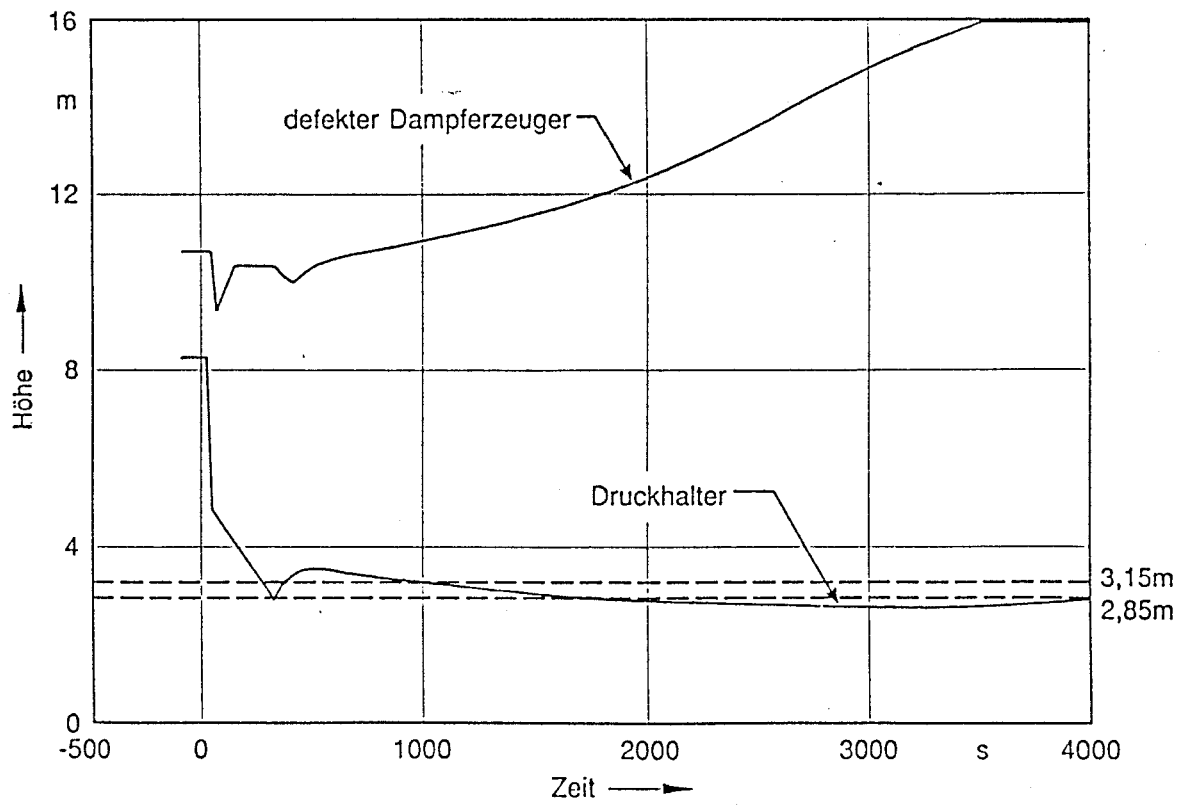


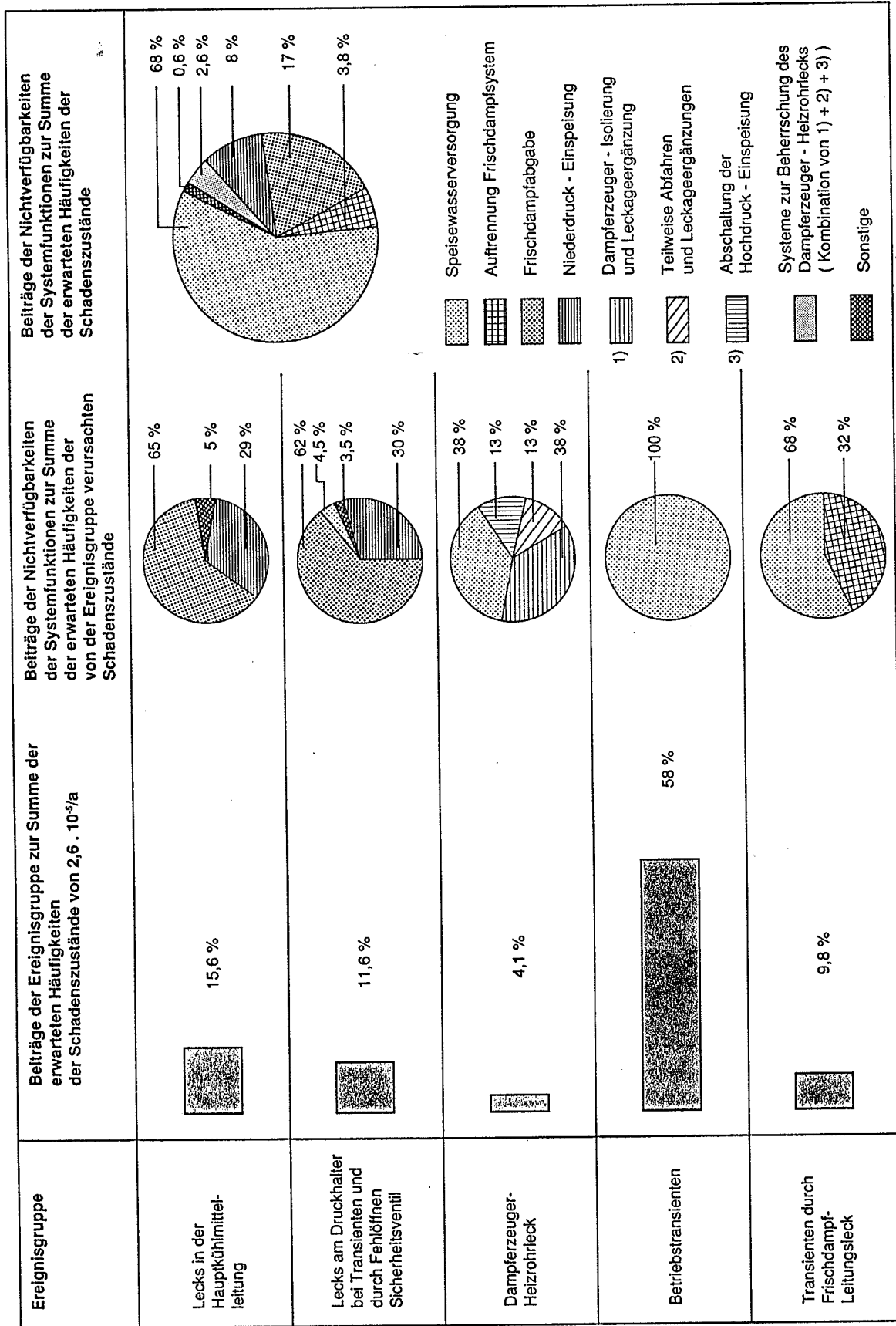
Bild 3-3:

Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion für die logarithmische Normalverteilung ( $p$ -%-Fraktile  $x_p$ , Erwartungswert  $\bar{x}$ )

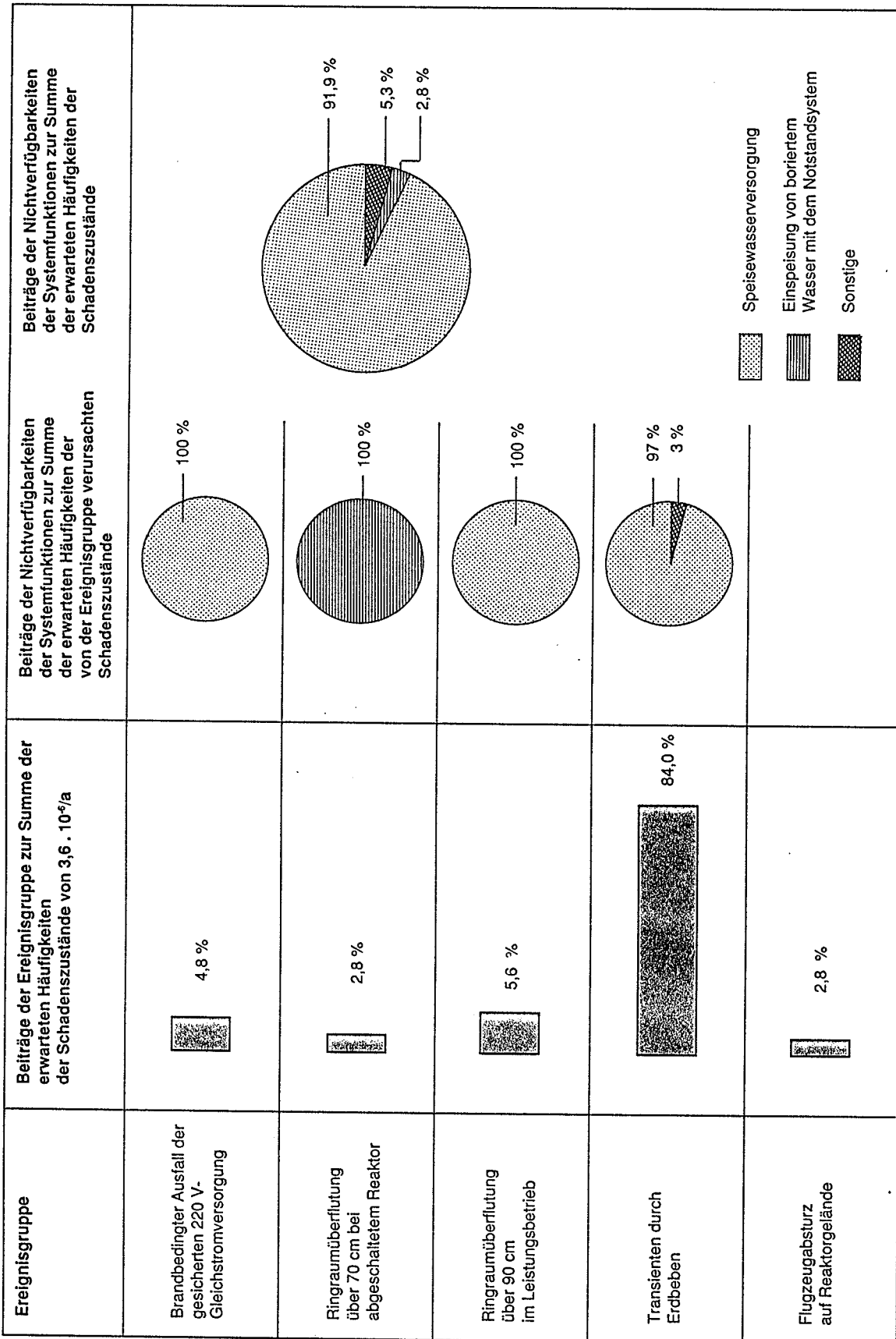


**Bild 4-1:**

Füllstände im defekten Dampferzeuger (DE) und im Druckhalter (DH) bei einem DE-Heizrohrbruch (2F) und Ausfall des DH-Sprühens



**Bild 4-2:** Anlageninterne auslösende Ereignisse  
 Beiträge zur Häufigkeit der durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe (erwartete Häufigkeiten der Schadenszustände)  
 Beiträge der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen



**Bild 5-1:** Brand, Überflutung und Einwirkungen von außen  
 Beiträge zur Häufigkeit der durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe (erwartete Häufigkeiten der Schadenszustände)  
 Beiträge der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen



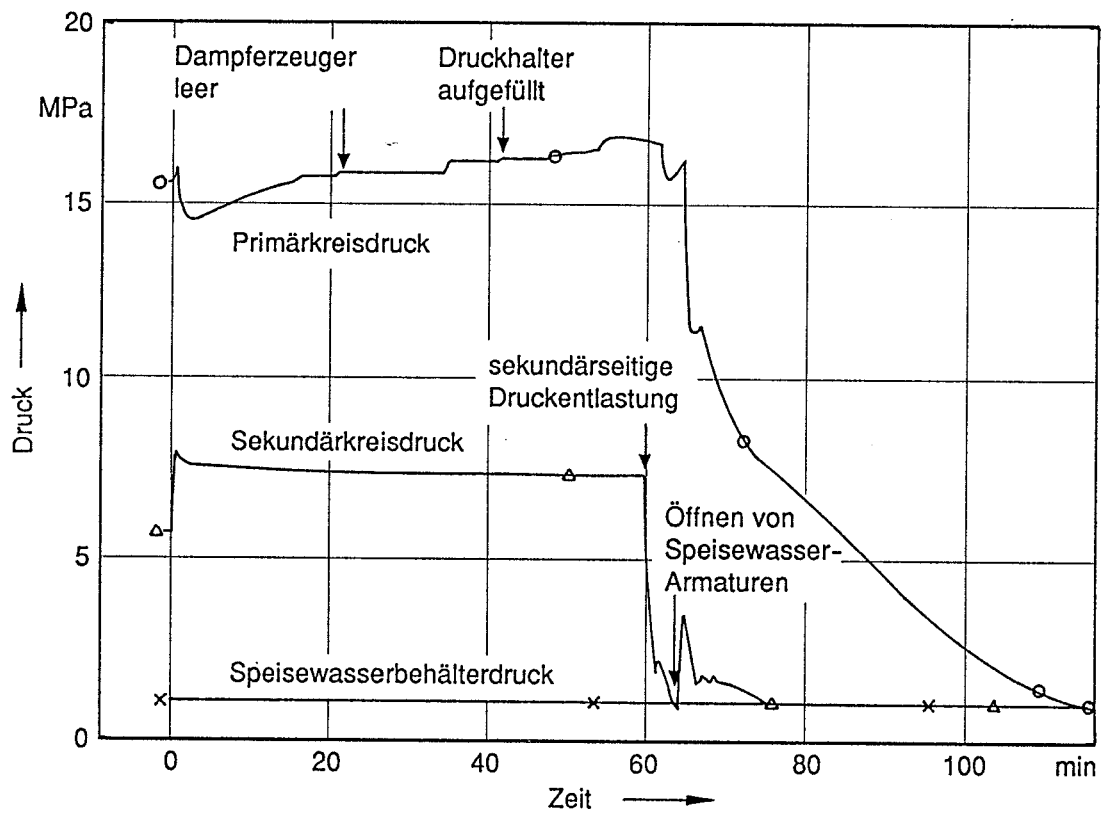


Bild 6-1:

Druck im Primär- und Sekundärsystem bei der Transiente "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" mit zusätzlichem Ausfall der Notspeisewasserversorgung und sekundärseitigen anlageninternen Notfallmaßnahmen

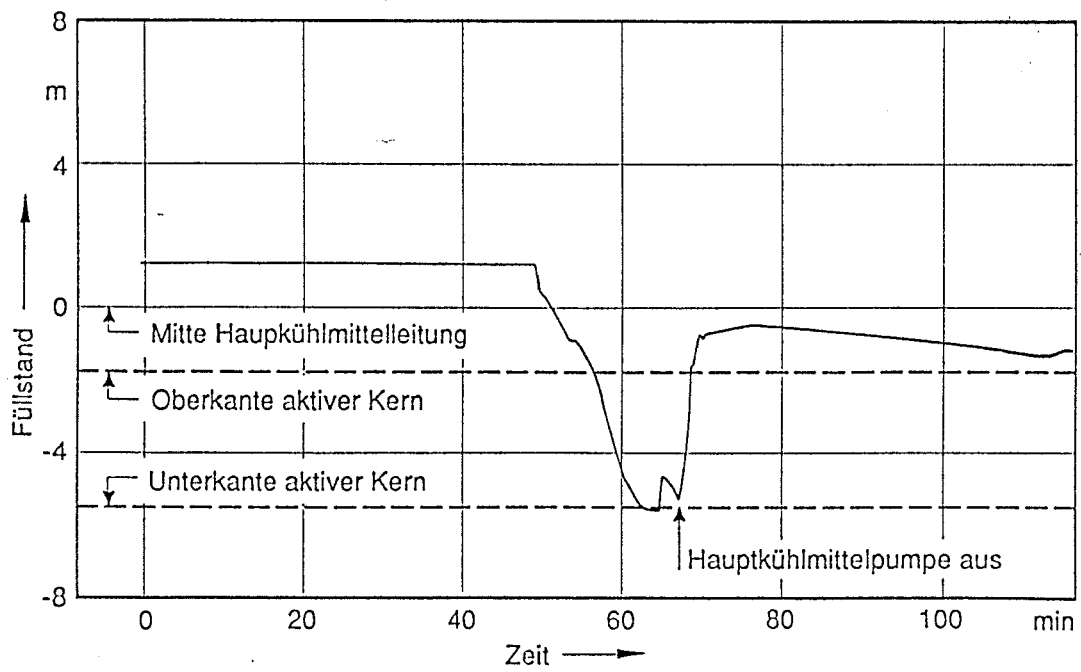
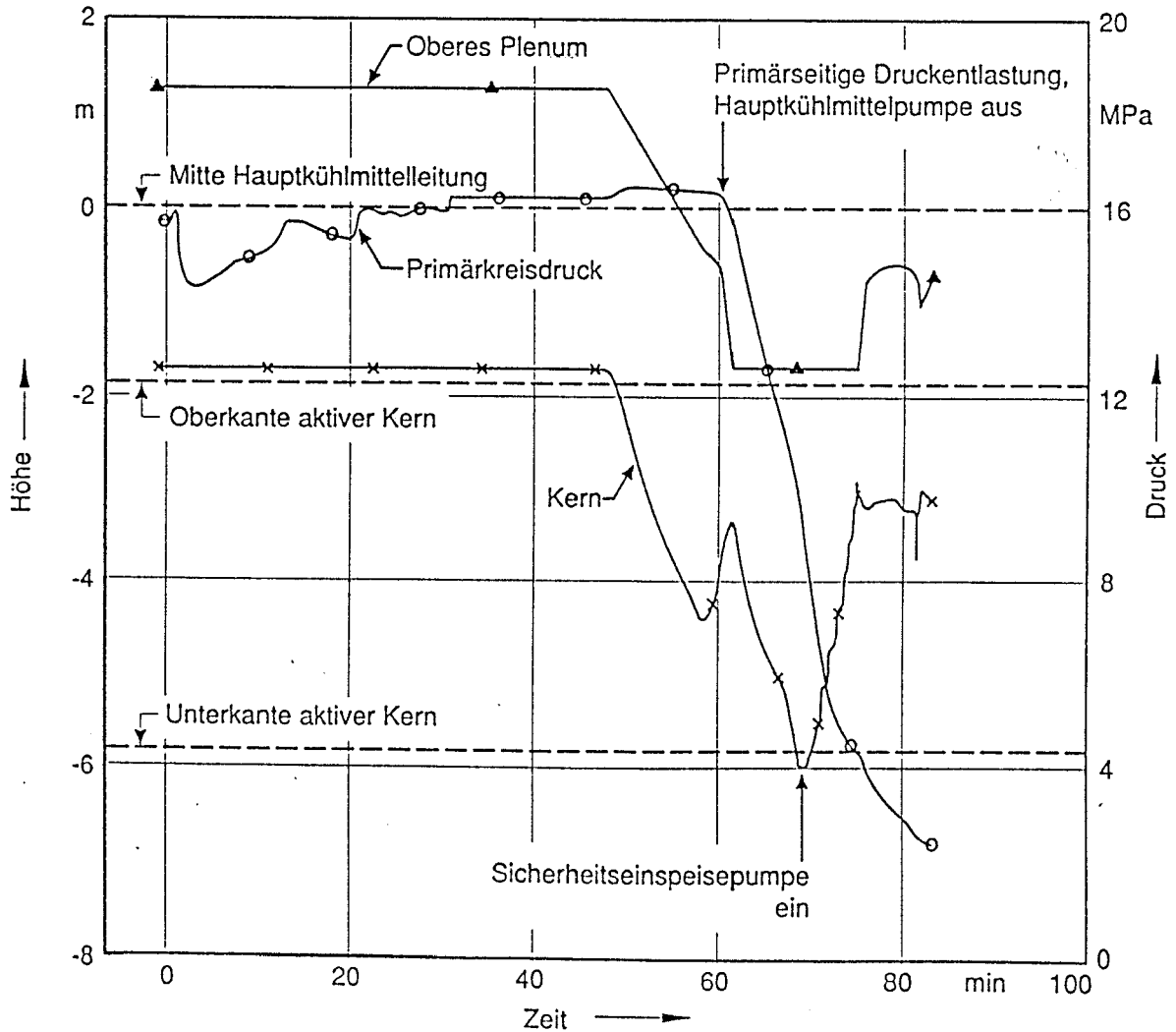







Bild 6-2:

Füllstandsverlauf im Reaktordruckbehälter bei der Transiente "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" mit zusätzlichem Ausfall der Not-speisewasserversorgung und sekundärseitigen anlageninternen Notfallmaßnahmen



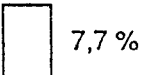
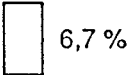

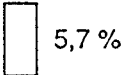

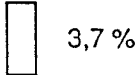
**Bild 6-3:**

Druck und Füllstandsverläufe im Primärsystem bei der Transiente "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" mit zusätzlichem Ausfall der Notspeisewasserversorgung und primärseitigen anlageninternen Notfallmaßnahmen

Ereignisgruppe	Beitrag zur ND- und ND*- Kernschmelzhäufigkeit	
Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung	 50%	<p>Erwartete Häufigkeit aller Schadenszustände: <math>2,9 \cdot 10^{-5}/a</math></p> <p>Erwartete Häufigkeit aller Kernschmelzfälle (ND und ND* und HD): <math>3,6 \cdot 10^{-6}/a</math></p> <p>Erwartete Häufigkeit aller ND- und ND*-Kernschmelzfälle: <math>3,2 \cdot 10^{-6}/a</math> (88%)</p>
Lecks am Druckhalter bei Transienten und durch Fehlöffnen Sicherheitsventil	 32%	
Übergreifende anlageninterne Ereignisse	 14%	
Anlagenexterne Ereignisse (Erdbeben)	 2,8%	
Sonstige	 1,2%	

**Bild 6-4:**

Beiträge einzelner Ereignisgruppen zur Häufigkeit von Niederdruck-Kernschmelzfällen (ND und ND\*)

Ereignisgruppe	Beitrag zur HD-Kernschmelzhäufigkeit	
Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung		<p>Erwartete Häufigkeit aller Schadenszustände:  <math>2,9 \cdot 10^{-5}/a</math>; davon 97,8% unter hohem Druck</p> <p>Erwartete Häufigkeit aller Kernschmelzfälle (ND und ND* und HD):  <math>3,6 \cdot 10^{-6}/a</math></p> <p>Erwartete Häufigkeit aller Kernschmelzfälle unter hohem Druck:  <math>4,5 \cdot 10^{-7}/a</math>                      (12,5% aller Kernschmelzfälle bzw. 1,5 % aller HD-Schadenszustände)</p>
Lecks am Druckhalter bei Transienten und durch Fehlöffnen Sicherheitsventil		
Betriebstransienten		
Transienten durch Frischdampf-Leitungslecks		
Anlagenexterne Ereignisse (Erdbeben und Flugzeugabsturz)		
Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung		

**Bild 6-5:**

Beiträge einzelner Ereignisgruppen zur Häufigkeit von Hochdruck-Kernschmelzfällen (HD)

- 1 Reaktordruckbehälter
- 2 Biologischer Schild
- 3 Tragschild
- 4 Hauptkühlmittelleitung
- 5 Dampferzeuger
- 6 Frischdampfleitung

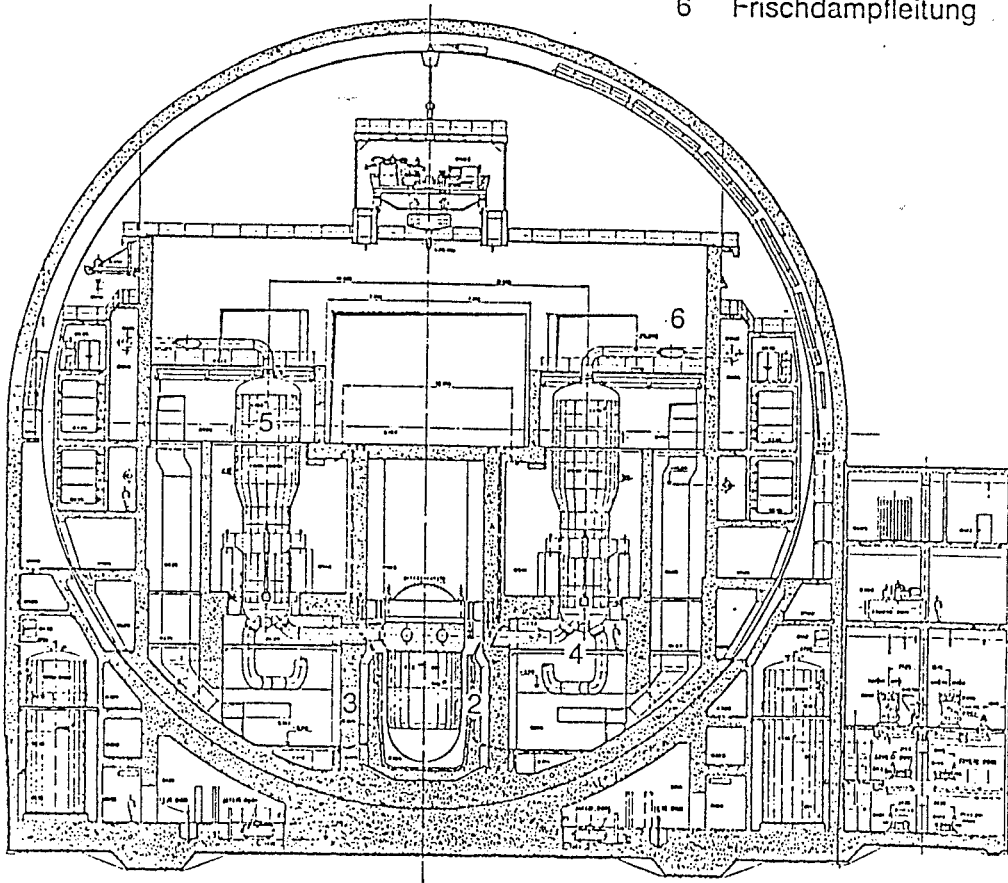


Bild 7-1:

Sicherheitsbehälter mit Einbauten

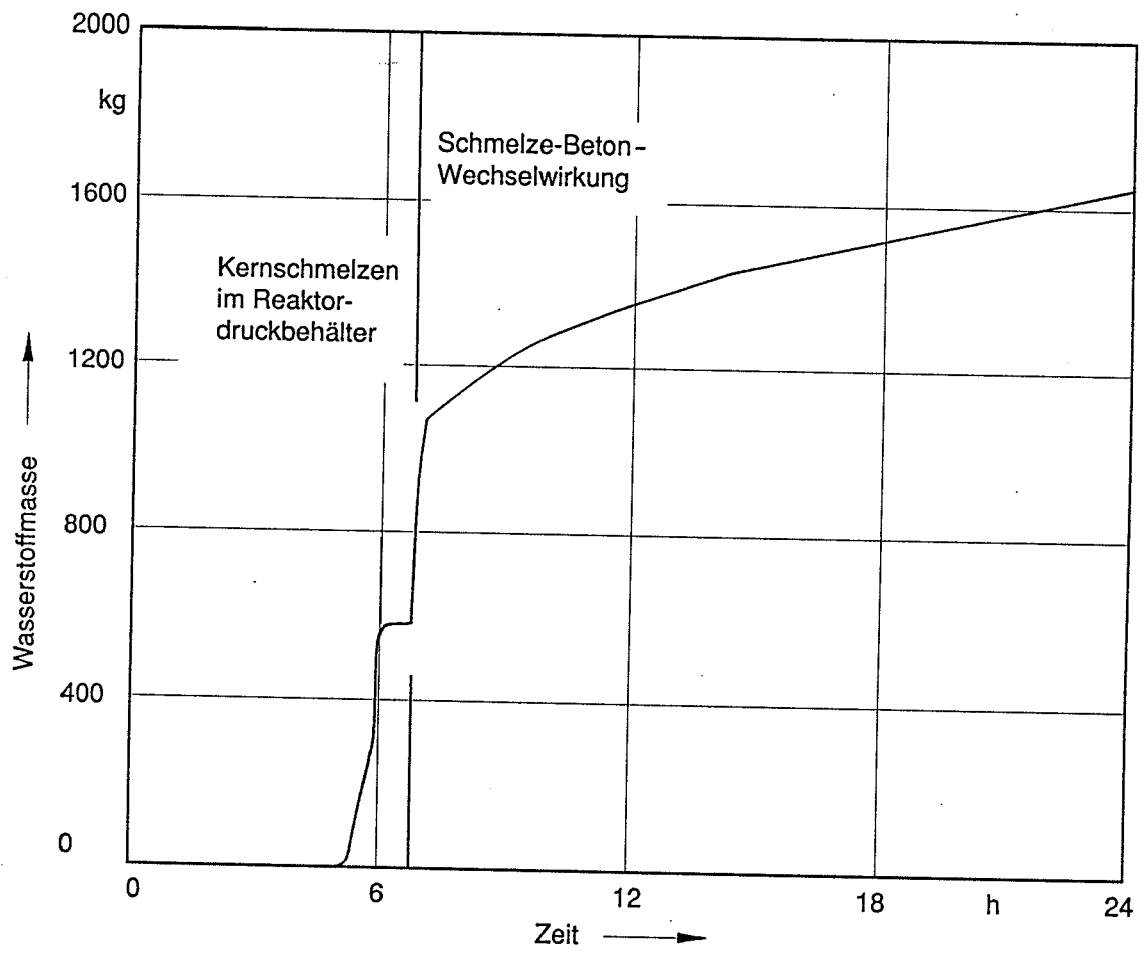


Bild 7-2:

Bei einem Kernschmelzunfall in den Sicherheitsbehälter freigesetzte Wasserstoffmenge (ND\*-Fall)

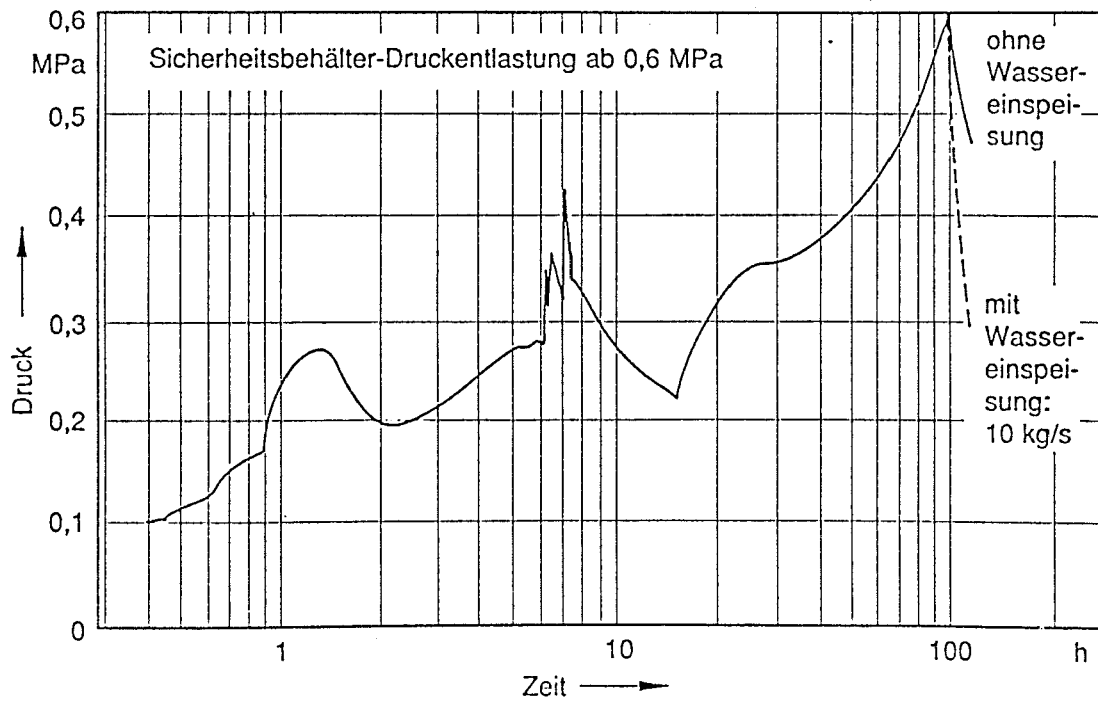

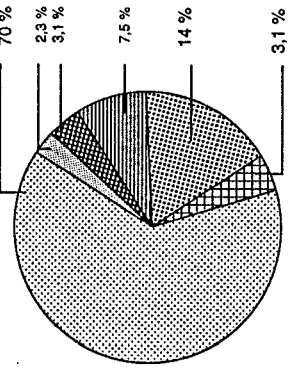














Bild 7-3:

Druckverlauf im Sicherheitsbehälter bei einem Kernschmelzunfall mit Sumpfwassereinbruch und Druckentlastung des Sicherheitsbehälters



Ereignisgruppe	Beiträge der Ereignisgruppe zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Schadenszustände von $2,9 \cdot 10^{-5}/a$	Beiträge der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Schadenszustände
Lecks in der Hauptkühlmittel-leitung	 <p>13,8 %</p>	 <ul style="list-style-type: none"> <li> Speisewasserversorgung</li> <li> Auftrennung Frischdampfsystem</li> <li> Frischdampfabgabe</li> <li> Niederdruck - Einspeisung</li> <li> Systeme zur Beherrschung des Dampferzeuger - Heizrohrlecks</li> <li> Sonstige</li> </ul>
Lecks am Druckhalter bei Transienten und durch Fehlführen Sicherheitsventil	 <p>10,2 %</p>	
Dampferzeuger-Heizrohrleck	 <p>3,7 %</p>	
Betriebs transienten	 <p>51 %</p>	
Transienten durch Frischdampf-Leitungsleck	 <p>8,7 %</p>	
Ringraumüberflutung	 <p>1 %</p>	
Transienten durch Erdbeben	 <p>10,1 %</p>	
<p>Anlageninterne auslösende Ereignisse insgesamt 88 %, davon:</p> <p>Summe der erwarteten Häufigkeiten der ND - Schadenszustände: 2,2 %</p> <p>Summe der erwarteten Häufigkeiten der HD - Schadenszustände: 97,8 %</p> <p>Übergreifende anlageninterne und anlagenexterne auslösende Ereignisse insgesamt 12 %, davon:</p> <p>Summe der erwarteten Häufigkeiten der ND - Schadenszustände: 4,7 %</p> <p>Summe der erwarteten Häufigkeiten der HD - Schadenszustände: 95,3 %</p>		

**Bild 9-1:** Alle auslösenden Ereignisse  
 Beiträge zur Häufigkeit der durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe (erwartete Häufigkeiten der Schadenszustände)  
 Beiträge der Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen