



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

Sicherheitsanalyse für Siedewasser- reaktoren

Zusammenfassende
Darstellung



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

Sicherheitsanalyse für Siedewasserreaktoren

Zusammenfassende
Darstellung

E. Kersting
J. von Linden
D. Müller-Ecker
W. Werner

November 1992

**GRS - 95
ISBN 3-923875-45-2**

Deskriptoren:

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

Kurzfassung

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

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

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

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

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

Bereits während der Analyse wurden wesentliche Verbesserungen der Anlagentechnik und der Prozeduren zur Störfallbeherrschung angeregt. Diese sind schon zum größten Teil in der Anlage verwirklicht und haben zu einer Erhöhung der Anlagensicherheit geführt. Durch die bereits realisierten und noch vorgesehenen Systemänderungen wird ein insgesamt hohes Sicherheitsniveau erreicht.

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

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

INHALT

1	Ziele, Umfang und Methodik der Sicherheitsanalyse	1
1.1	Zielsetzung der Untersuchungen	1
1.2	Umfang der Untersuchungen	1
1.3	Methodik	2
1.3.1	Untersuchungsschritte	2
1.3.2	Angewandte Methoden	3
2	Referenzanlage Gundremmingen (KRB)	8
2.1	Aufbau und Funktion	8
2.2	Sicherheitskonzept	8
2.3	Sicherheitsrelevante Systeme	10
2.4	Systemänderungen und Änderungen im Betriebshandbuch (BHB)	12
2.4.1	Bei den systemtechnischen Untersuchungen berücksichtigte Änderungen	12
2.4.2	Berücksichtigte Änderungen zur Durchführung von anlageninternen Notfallmaßnahmen nach dem Notfallhandbuch (NHB)	13
3	Auslösende Ereignisse	22
3.1	Ereignisgruppen	22
3.2	Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse	25
4	Ereignisablaufanalysen	30
4.1	Systemfunktionen zur Störfallbeherrschung	30
4.2	Mindestanforderungen an die Systemfunktionen	33
4.3	Ereignisabläufe	36
4.4	Thermodynamische Untersuchungen	40
4.5	Ereignisse außerhalb des Leistungsbetriebes	42

5	Systemanalysen	49
5.1	Zuverlässigkeitskenngößen	49
5.1.1	Unabhängige Ausfälle	49
5.1.2	Ausfälle aus gemeinsamer Ursache	50
5.1.3	Behandlung von Handmaßnahmen	54
5.2	Ergebnisse der Systemanalysen	56
6	Anlageninterne Notfallmaßnahmen	77
6.1	Möglichkeiten der Schadensverhinderung durch die Notfallmaßnahmen	78
6.2	Bewertung von anlageninternen Notfallmaßnahmen in anderen probabilistischen Sicherheitsanalysen	80
6.3	Zusammenfassung und Ausblick	83
7	Übergreifende Ereignisse	86
7.1	Überflutung	86
7.2	Brand	88
7.3	Erdbeben	92
8	Zusammenfassende Bewertung und Schlußfolgerungen	98
8.1	Zusammenfassung der Ergebnisse	99
8.2	Schlußfolgerungen	107
9	Literatur	111

1 Ziele, Umfang und Methodik der Sicherheitsanalyse

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

1.1 Zielsetzung der Untersuchungen

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

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

1.2 Umfang der Untersuchungen

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

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

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

Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe (Gefährdungszustände) und ihrer Häufigkeit. Bei derartigen Sicherheitsanalysen wird die Häufigkeit von Ereignissen (z. B. Lecks in Leitungen) und die Wahrscheinlichkeit des Versagens der dann zur Beherrschung erforderlichen Sicherheitseinrichtungen ermittelt. Das Versagen solcher Sicherheitseinrichtungen führt zunächst zu einer Gefährdung der Kühlung des Reaktorkerns. Zur Beherrschung solcher Gefährdungszustände bzw. zur Verhinderung von Schadenszuständen können dann noch anlageninterne Notfallmaßnahmen durchgeführt werden, um einen Schadenszustand (z. B. Kernschädigung) zu verhindern. Die Sicherheit der Anlage wird nur bis zur Ebene der Gefährdungszustände beurteilt. Bild 1-1 zeigt die Einordnung von Gefährdungs- bzw. Schadenszuständen.

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

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

1.3 Methodik

1.3.1 Untersuchungsschritte

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

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

1.3.2 Angewandte Methoden

- Auslösende Ereignisse

Die Auswahl der auslösenden Ereignisse orientiert sich daran,

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

Zur Ermittlung der erwarteten Eintrittshäufigkeit auslösender Ereignisse werden verwendet:

- Anlagenspezifische Informationen für Ereignisse, für die eine ausreichende Datenbasis aus der Betriebserfahrung in der Anlage vorliegt (z. B. Betriebs transienten).
Beim Notstromfall, der in der Referenzanlage nicht aufgetreten ist und bei dem die Betriebserfahrung aus anderen Anlagen nicht ohne weiteres übertragen werden kann, wird die Nullfehlerstatistik verwendet.
- Anlagenspezifische und zusätzliche Informationen aus anderen Kernkraftwerken für Ereignisse, für die die anlagenspezifische Betriebserfahrung allein unzureichend ist (z. B. kleine Lecks bis 10 cm²).
- Die Methodik der DRS-B für kleine (ab 10 cm²), mittlere und große Lecks in Leitungen.
- Anlagenspezifische und zusätzliche Informationen aus anderen Kernkraftwerken für Ereignisse, für die die anlagenspezifische Betriebserfahrung allein unzureichend ist, und Modellvorstellungen (z. B. ATWS, Überflutung, Brand).

- Ereignisablaufanalysen

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

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

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

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

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

- Systemanalysen

Um für die Verzweigungen im Ereignisablaufdiagramm Wahrscheinlichkeiten angeben zu können, ist das Ausfallverhalten, d. h. die Nichtverfügbarkeit oder die Ausfallrate von Systemfunktionen, quantitativ zu bewerten. Beobachtungen, aus denen das Aus-

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

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

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

Die ermittelten Zahlenwerte sind Punktwerte, die unter Verwendung der Erwartungswerte der auslösenden Ereignisse und der Zuverlässigkeitsdaten der Komponenten ermittelt wurden. Die Verwendung von Punktwerten ist bei der im Vordergrund stehenden Beurteilung der Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung sinnvoll, weil es in erster Linie auf Relationen zwischen den ermittelten Zahlen ankommt. Der Vergleich mit Punktwerten aus anderen Studien ist nur unter Vorbehalt möglich, weil keine Unsicherheitsanalyse durchgeführt wurde und deswegen keine abgesicherte Aussage zur Lage der Punktwerte relativ zu den meistens verwendeten Verteilungskenngrößen Median- und Mittelwert (Mean) gemacht werden kann.

- Datenunsicherheit

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

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

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

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

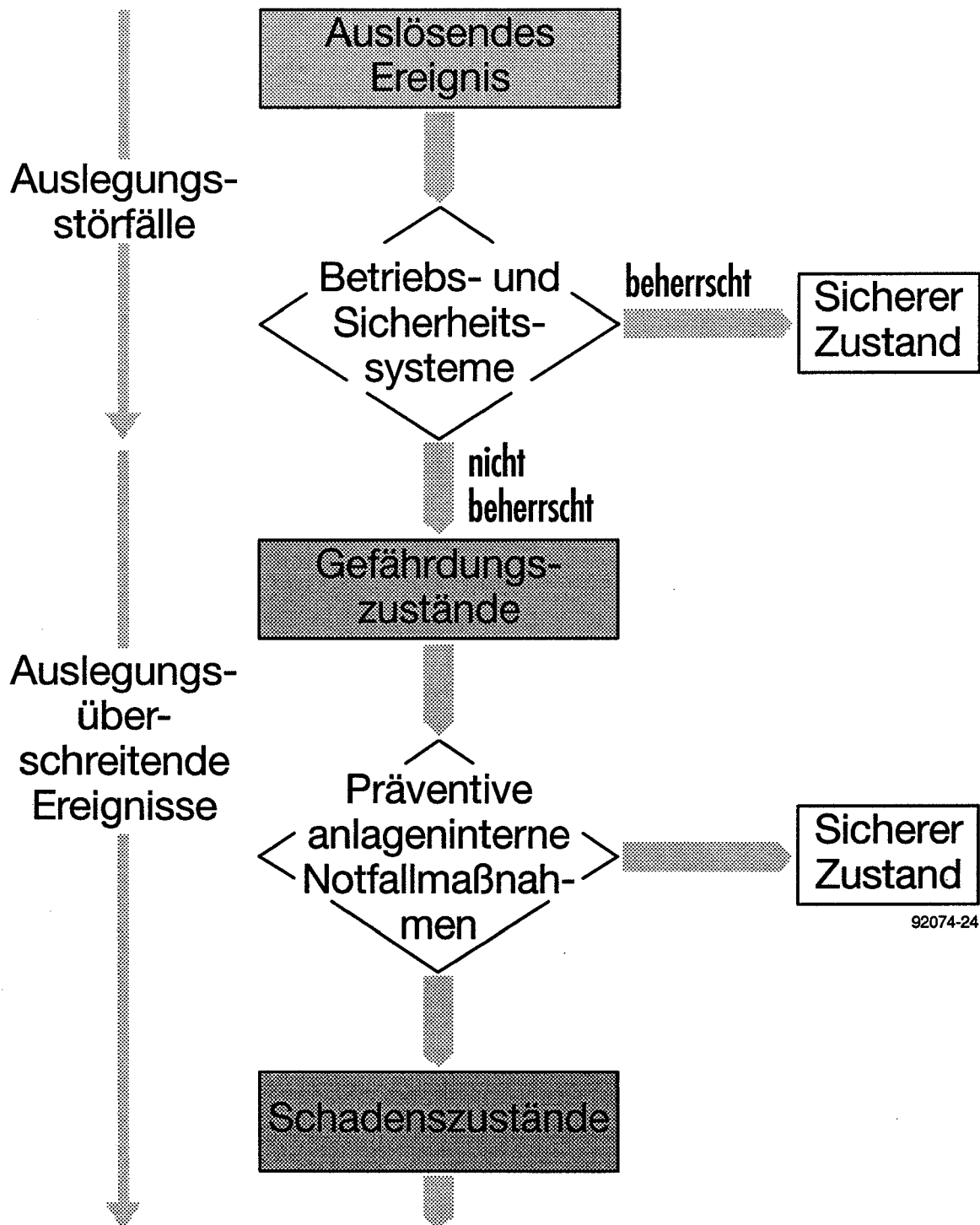


Bild 1-1 Einordnung von Gefährdungs- und Schadenszuständen

2 Referenzanlage Gundremmingen (KRB)

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

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

2.1 Aufbau und Funktion

Bild 2-1 veranschaulicht den Aufbau und die Funktion des Reaktorkühlkreislaufes.

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

2.2 Sicherheitskonzept

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

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

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

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

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

Barrieren sind:

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

- der Sicherheitsbehälter mit den Durchdringungsarmaturen.

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

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

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

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

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

2.3 Sicherheitsrelevante Systeme

Nachfolgend werden die wesentlichen Sicherheitseinrichtungen kurz beschrieben, ein Überblick wird in Bild 2-2 gegeben.

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

Das nukleare Nachkühlsystem (Bild 2-3) ist dreisträngig aufgebaut. Ein zusätzliches, diversitär aufgebautes Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA) (Bild 2-5)

und eine modifizierte Abfahrkühlleitung auf der Höhe der Speisewasserleitungsstutzen (Bilder 2-3 und 2-4) befinden sich derzeit im Bau. Das nukleare Nachkühlsystem (Bild 2-4) umfaßt die Systemfunktionen Hochdruckeinspeisung, Niederdruckeinspeisung und Kondensationskammerkühlen. Es hat unter anderem die Aufgabe, nach Abschaltung des Reaktors auch langfristig die Nachwärme über den nuklearen Zwischenkühlkreis und das nukleare Nebenkühlwassersystem abzuführen. Bei einem Kühlmittelverlust muß es außerdem Wasser in den Reaktorkühlkreislauf nachspeisen.

Die automatische Druckbegrenzung (Bild 2-6) hat die Aufgabe, einen unzulässigen Druckanstieg im Reaktor zu verhindern, wenn die Dampfabgabe vom Reaktor an die Turbine durch eine Absperrung der Dampfleitungen unterbunden ist. Der nach der Schnellabschaltung durch die Nachwärme entstehende Dampf wird über die elf Sicherheits- und Entlastungsventile (S+E-Ventile) bzw. über die drei diversitären Druckbegrenzungsventile, die sich an den Frischdampfleitungen innerhalb der Druckkammer befinden, in die mit Wasser gefüllte Kondensationskammer abgeblasen und dort kondensiert.

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

Das Druckabbausystem (Bild 2-7) baut den beim Bruch einer Dampf- oder Speisewasserleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters (SB) entstehenden Druck ab. In diesem Falle strömt der in die Druckkammer austretende Dampf über Kondensationsrohre in die mit Wasser gefüllte Kondensationskammer und kondensiert dort.

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

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

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

2.4 Systemänderungen und Änderungen im Betriebshandbuch (BHB)

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

2.4.1 Bei den systemtechnischen Untersuchungen berücksichtigte Änderungen

Die folgenden Änderungen wurden vor Abschluß der Untersuchungen realisiert:

- Direktverbindung Kondensat-/Speisewassersystem (RM/RL):
Nutzung des Kondensatvorrats zur Bespeisung des RDB bei Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen
- Betrieb einer Hochdruckpumpe (TH 14) ohne Niederdruckstufe:
Leittechnische Anregung entmascht und eigener Kühlkreis für HD-Pumpe
- Kühlung der Kondensationskammer (KOKA):
Anregung des betrieblichen KOKA-Kühlens über alle Untergruppensteuerungen
- Verkürzung der Blockierungszeit von 30 min auf 5 min für den Reaktorschutz zur Abschaltung der Nachkühlpumpen und Aufrechterhaltung des Kühlmittelinventars innerhalb des SB
- Möglichkeit der Reaktivierung der Speisewasserpumpen bei tiefem Speisewasserfüllstand
- Sicherstellung der Speisewasserversorgung (RL) bei Ausfall Hauptwärmesenke:
Abschaltung der Bespeisung mit dem RL-System bei ausgefallener Füllstandshaltung der KOKA nur dann, wenn mindestens ein Nachkühlsystem funktioniert.

- Druckentlastung RDB:
Druckentlastung des RDB von Hand bei hoher KOKA-Temperatur (60 °C) nur dann, wenn eine RDB-Einspeisung sichergestellt ist.

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

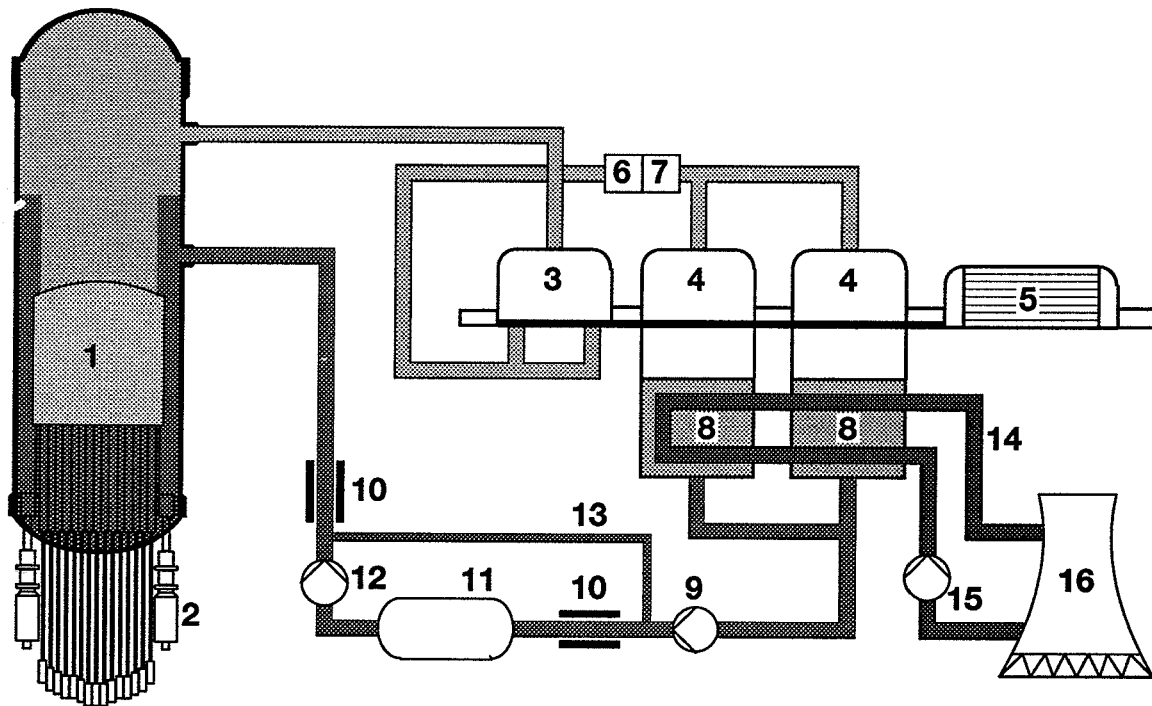
- Bypass-Ventile:
Diversitäre Ventile zur Druckbegrenzung; Inbetriebnahme 1992
- Modifizierte Abfahrkühlleitung:
Zusätzliche Abfahrkühlleitung in Höhe der Speisewasserleitungsstutzen in einem Nachkühlstrang; dadurch Möglichkeit des Abfahrens nach BHB bei Lecks in der Frischdampfleitung innerhalb des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

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

- Modifizierte Abfahrkühlleitung:
Nutzung der modifizierten Abfahrkühlleitung nach NHB bei Lecks in der Frischdampfleitung innerhalb des Reaktorgebäudes und Versagen des Durchdringungsabschlusses; Inbetriebnahme 1992
- RDB-Einspeisungen:
Erhöhte Einspeisung mit Steuerstabspülwasser- und Pumpensperrwassersystem; bereits realisiert
Einspeisung mit Feuerlöschsystem; bereits realisiert
Direkteinspeisung von Donauwasser mit dem Nebenkühlwassersystem; bereits realisiert
- Notstromversorgung:
Querverbindungen von Notstromschienen innerhalb des Blocks und zwischen den Blöcken; bereits realisiert

Zusätzliches Erdkabel zur Versorgung der Notstromschienen; Inbetriebnahme
1992

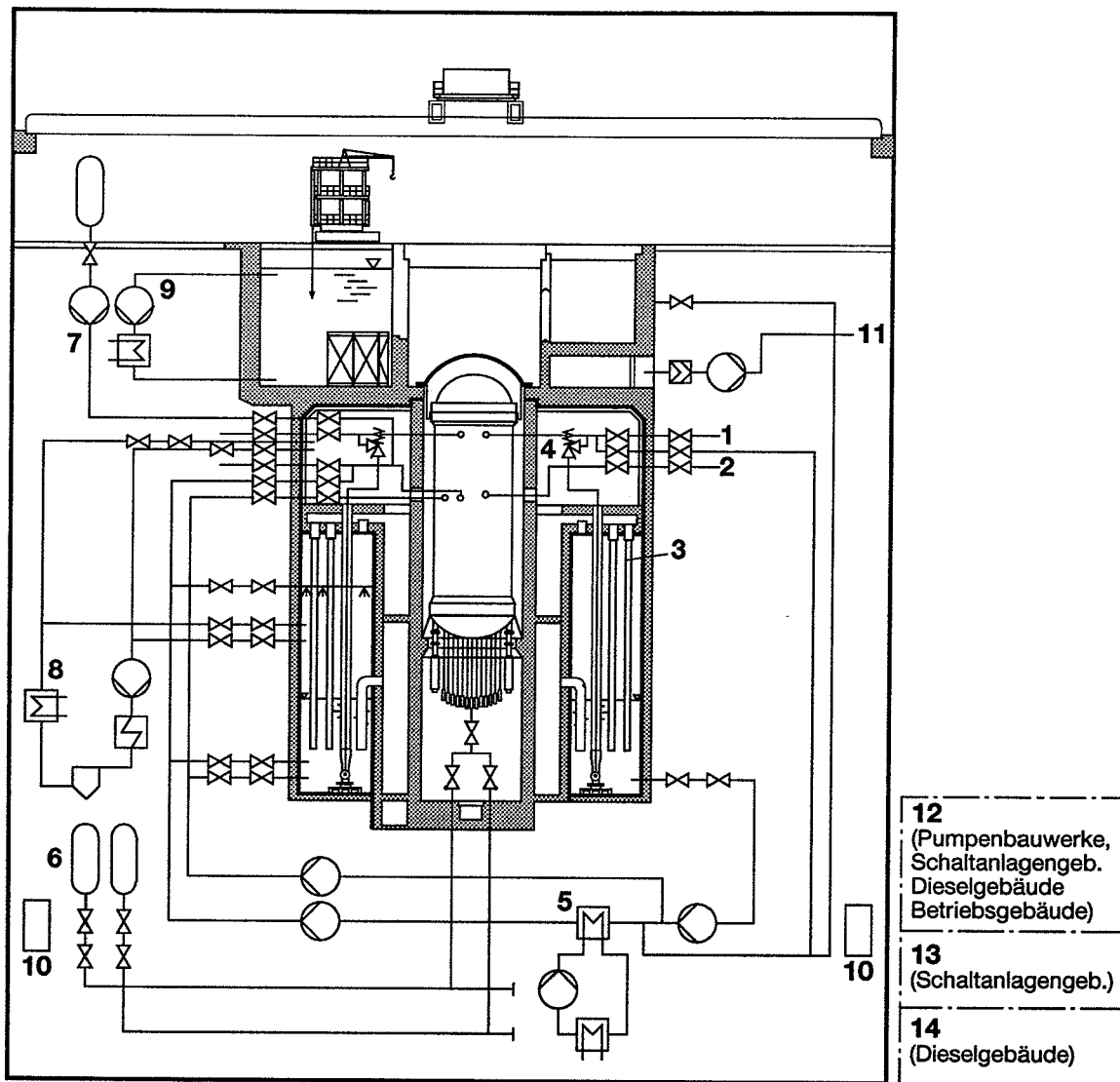
- Nachwärmeabfuhr:
Gefilterte Druckentlastung des SB; bereits realisiert
- Schadensbegrenzende Maßnahmen; bereits realisiert
Gefilterte Druckentlastung des SB
Inertisierung der Kondensationskammer
Filterung der Wartenzuluft



92074-01

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

Bild 2-1 SWR, Prinzipschaltbild Reaktorkühlkreislauf



92074-02

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

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

Bild 2-2 KRB II: Sicherheitseinrichtungen

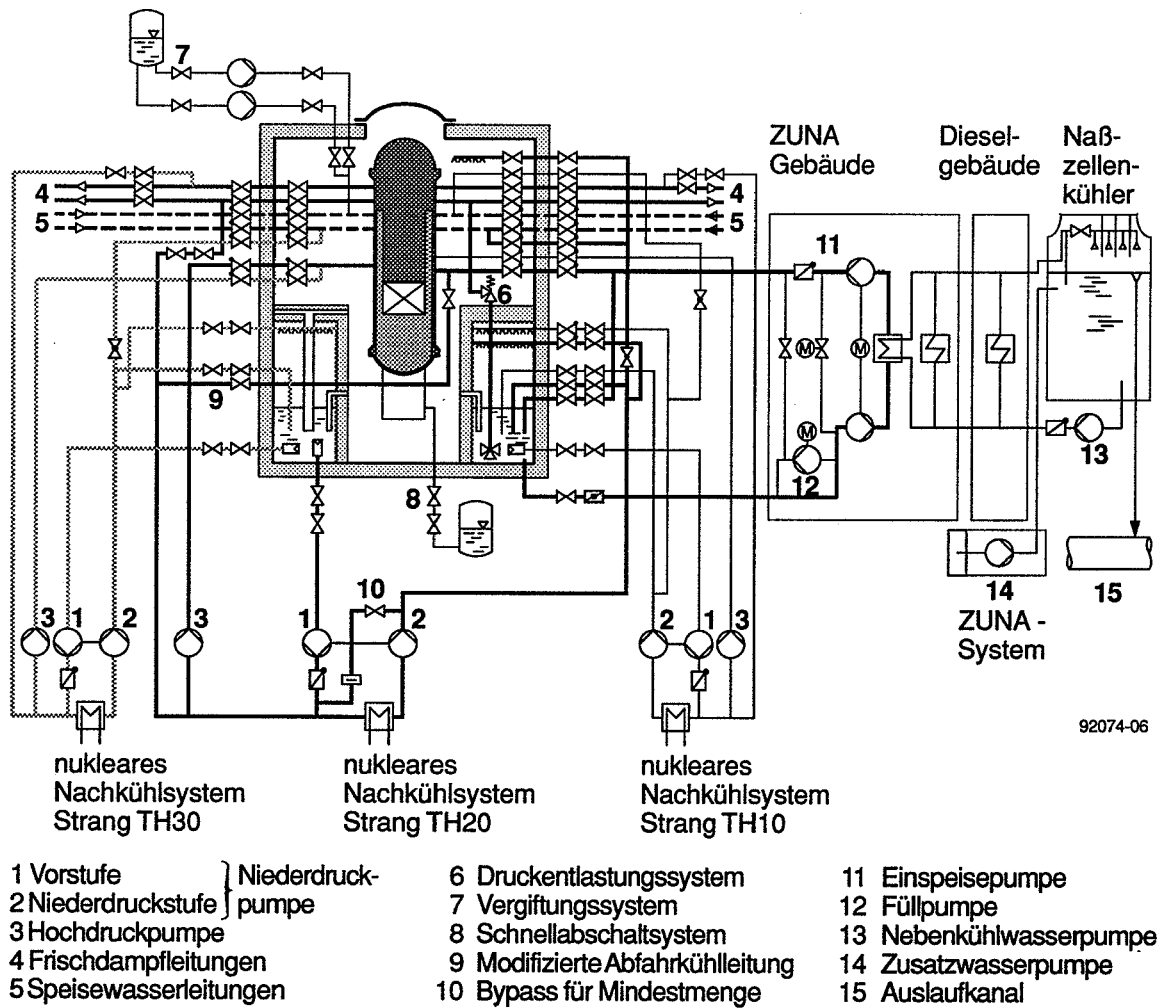
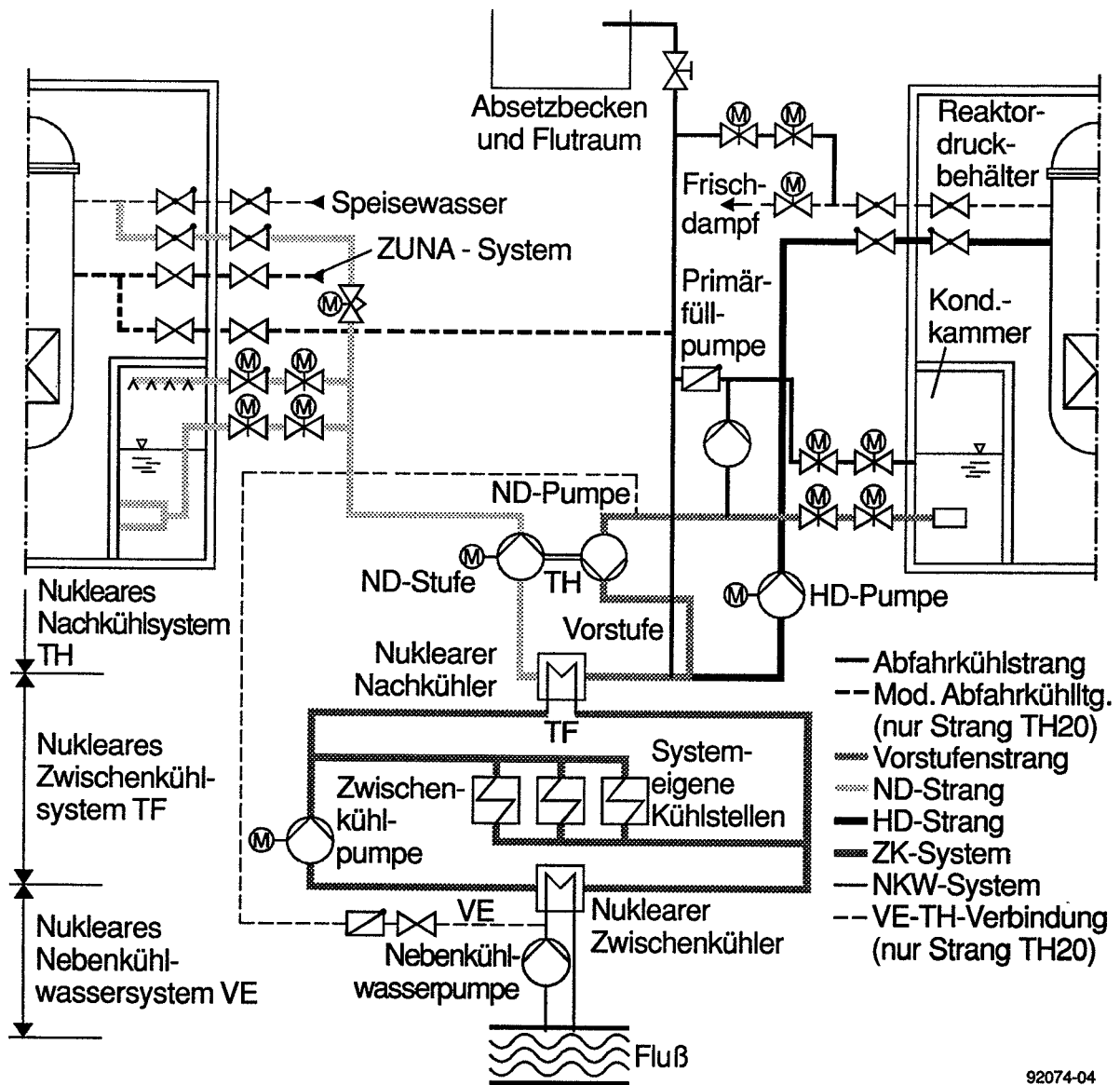


Bild 2-3 KRB II: Nachkühlsysteme



92074-04

Bild 2-4 KRB II: Nachkühlkette

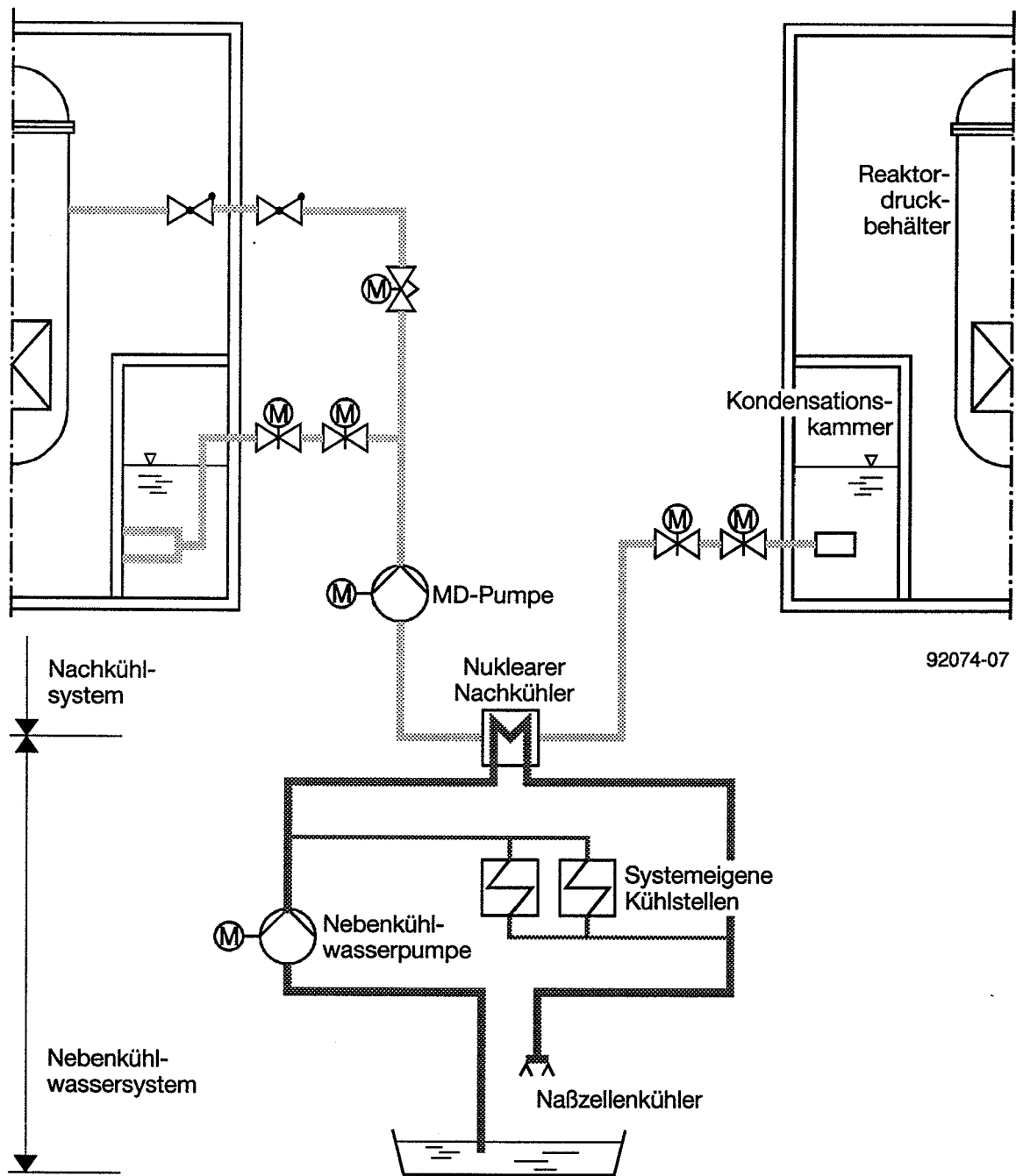


Bild 2-5 KRB II: Diversitäres Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA)

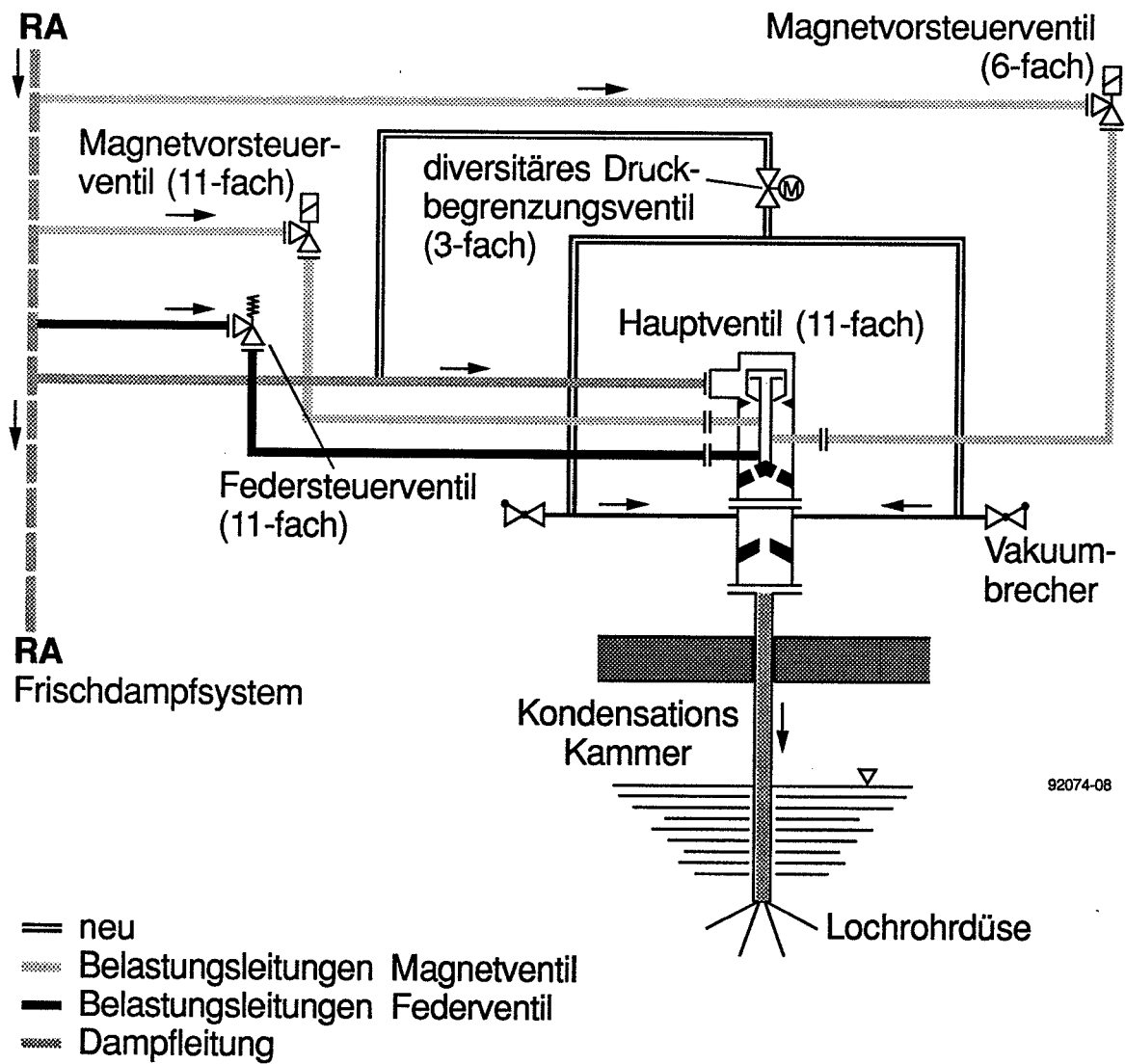
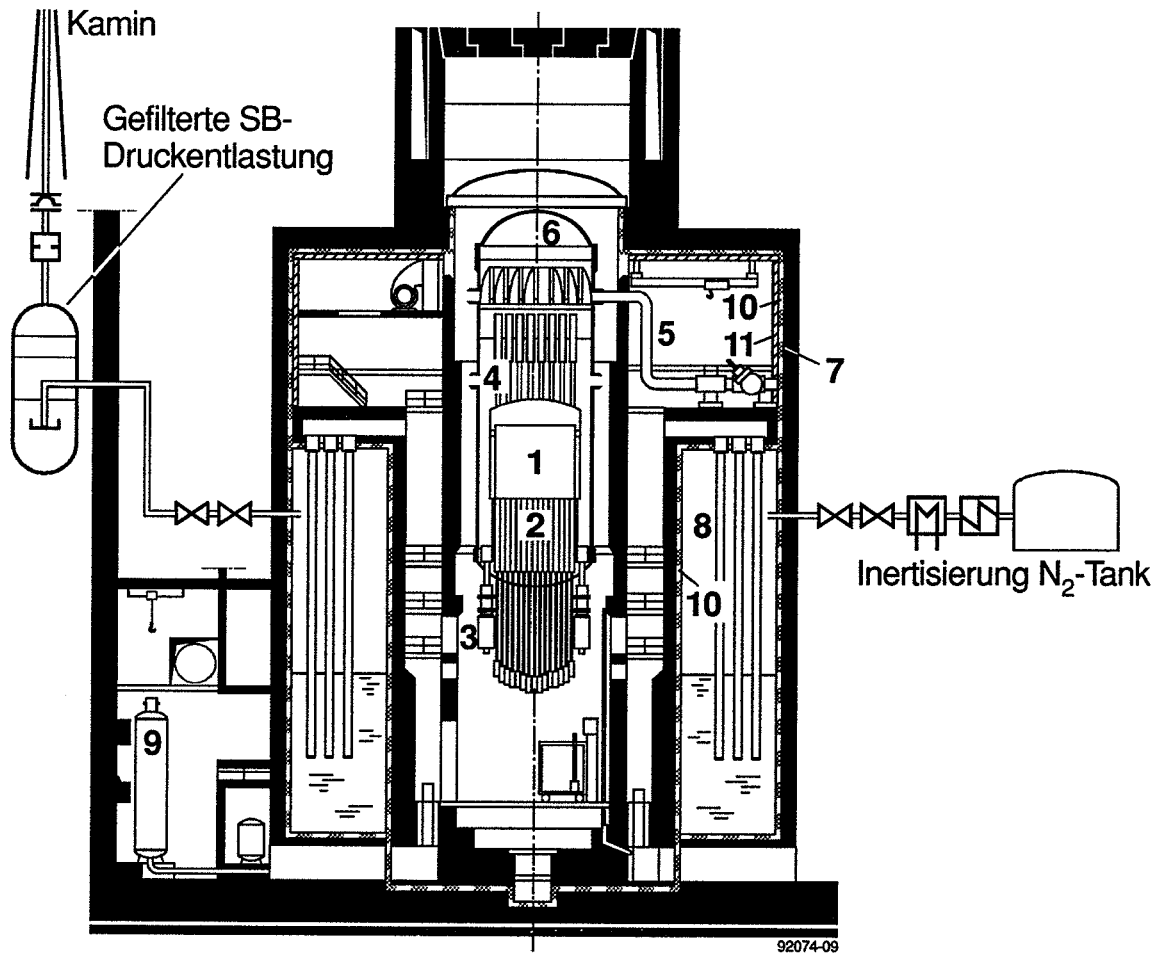


Bild 2-6 KRBII: Sicherheits- und Entlastungsventil, diversitäres Druckbegrenzungsventil



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

Bild 2-7 KRB II: Längsschnitt des Sicherheitsbehälters mit Druckabbausystem

3 Auslösende Ereignisse

Störungen und Schäden an Komponenten und Anlagenteilen, die Anforderungen von Sicherheitssystemen auslösen, werden als "auslösende Ereignisse" bezeichnet.

In der Analyse wird nur eine begrenzte Anzahl auslösender Ereignisse untersucht. Dabei wird unterschieden zwischen anlageninternen Ereignissen sowie übergreifenden anlageninternen und anlagenexternen Ereignissen.

3.1 Ereignisgruppen

■ Anlageninterne Ereignisse

Die untersuchten anlageninternen Ereignisse werden zu folgenden Ereignisgruppen zusammengefaßt:

- Betriebstransienten
- Transienten durch Lecks im Nachkühlsystem
- Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)
- Lecks innerhalb des Sicherheitsbehälters
- Lecks außerhalb des Sicherheitsbehälters

Zu den Ereignisgruppen gehören folgende auslösende Ereignisse:

- Betriebstransienten:
 - Notstromfall
 - Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung
(ohne Ausfall Hauptwärmesenke)
 - Ausfall der Hauptwärmesenke
(ohne Ausfall Hauptspeisewasser)
 - Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung
(aus gemeinsamer Ursache)

- Offenbleiben eines S+E-Ventils
- Überspeisungstransiente
- Fehlfahren eines Turbinen- oder Umleitstellventils
- Transienten durch große und kleine Lecks im Nachkühlsystem (TH) außerhalb des Sicherheitsbehälters (SB)
- Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)
- Lecks innerhalb des Sicherheitsbehälters (SB):
 - Kleines Leck Speisewasserleitung
 - Mittleres Leck Speisewasserleitung
 - Großes Leck Speisewasserleitung
 - Kleines Leck Frischdampfleitung
 - Großes Leck Frischdampfleitung
 - RDB - Bodenleck

Lecks in den Speisewasser- und Frischdampfleitungen umfassen Lecks in diesen Leitungen selbst und in den nicht absperrbaren Leitungsabschnitten, die an den Reaktorkühlkreis anschließen. Bei diesen Leckarten strömt das aus dem Leck austretende Kühlmittel in die Kondensationskammer über und steht damit zur Nachkühlung zur Verfügung.

Große Lecks am Reaktordruckbehälter wurden nicht behandelt, da sie sehr unwahrscheinlich sind.

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

Lecks in Anschlußleitungen an den Reaktorkühlkreis außerhalb der Absperrarmatur werden (mit Ausnahme des Nachkühlsystems (TH) nicht betrachtet.

- Übergreifende Ereignisse

Hierzu gehören Ereignisgruppen, die gleichzeitig mehrere Sicherheitseinrichtungen betreffen können:

- übergreifende anlageninterne Ereignisse
 - Überflutung
 - Brand
- übergreifende anlagenexterne Ereignisse
 - Erdbeben
 - sonstige (Flugzeugabsturz, Hochwasser, Explosionsdruckwelle, Einwirkungen vom Nachbarblock)

Als auslösende Ereignisse bei den Ereignisgruppen wurden betrachtet:

- Überflutung
 - Leck des Nebenkühlwassersystems im Reaktorgebäude mit Überflutung von Sicherheitssystemen

- Brand
 - Transienten durch Öl- und Kabelbrand im Steuerstabantriebsraum innerhalb des SB
- Erdbeben
 - Lecks in den Frischdampfleitungen außerhalb des Sicherheitsbehälters infolge erdbebenbedingten Absturzes der Dachkonstruktion des Maschinenhauses

3.2 Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse

In Tabelle 3-1 sind die auslösenden Ereignisse mit den erwarteten Eintrittshäufigkeiten zusammengestellt.

Die erwarteten Eintrittshäufigkeiten von Betriebstransienten werden aus der anlagen-spezifischen Betriebserfahrung mit den beiden Blöcken der Anlage (gesamter Beobachtungszeitraum ca. 12 Betriebsjahre) unter Verwendung des Ansatzes von Bayes ohne Vorinformation ermittelt. Für den Notstromfall wird ein Schätzwert anhand der Nullfehlerstatistik zugrunde gelegt.

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

Lecks sind in der Referenzanlage nicht beobachtet worden, jedoch in anderen deutschen SWR-Anlagen. Die Häufigkeiten für kleine Lecks bis zu 10 cm² innerhalb des SB werden auf der Basis der Betriebserfahrungen aller deutschen SWR abgeschätzt. Für die Bestimmung der Häufigkeiten von Lecks > 10 cm² wird hier die in der

DRS-B /1/ für Druckwasserreaktoren entwickelte Methodik verwendet. Unter Berücksichtigung der geringen Betriebserfahrung mit deutschen Siedewasserreaktoren ist es jedoch notwendig, in weiterführenden Arbeiten über die Verwertung rein statistischer Daten hinaus auch mögliche Mechanismen der Rißentstehung unter den speziellen Bedingungen der Wasserchemie bei SWR in die methodische Behandlung einzubeziehen. Aufgrund des hohen Qualitätsstandards für Leitungen des Reaktorkühlkreises werden für Lecks $> 500 \text{ cm}^2$ äußerst niedrige Eintrittshäufigkeiten von $< 10^{-7}/\text{a}$ abgeschätzt.

Um die erwartete Eintrittshäufigkeit von Bränden und Zuverlässigkeitsdaten für Brandschutzmaßnahmen zu ermitteln, werden Daten aus Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken und konventionellen Kraftwerken herangezogen. Für Brandeintrittshäufigkeiten in verschiedenen Raumbereichen und für Zuverlässigkeitsdaten für Brandschutzmaßnahmen werden generische und anlagenspezifische Werte verwendet. Darüber hinaus werden die Häufigkeit von Ölleckagen ermittelt und die bedingte Zündwahrscheinlichkeit abgeschätzt.

Ein Brand im Steuerstabantriebsraum kann sich auf viele Sicherheitsfunktionen auswirken. Vor allem die Druckentlastungsfunktion und ggf. die RDB-Füllstandsmessung können betroffen sein. Die erwartete Eintrittshäufigkeit des Versagens dieser Funktionen ergibt sich dann aus der Brandeintrittshäufigkeit und der Versagenswahrscheinlichkeit der Brandbekämpfungsmaßnahmen. Für Transienten durch Brand im Sicherheitsbehälter wird eine Eintrittshäufigkeit von $< 3 \cdot 10^{-5}/\text{a}$ abgeschätzt.

Die erwartete Eintrittshäufigkeit von Überflutungen im Reaktorgebäude wird ermittelt aus der erwarteten Eintrittshäufigkeit für ein großes Leck im nuklearen Nebenkühlwassersystem und der bedingten Wahrscheinlichkeit, daß es zu einer Überflutung von Sicherheitssystemen im Reaktorgebäude bei Leistungsbetrieb kommt. Für ein solches auslösendes Ereignis wurde eine Eintrittshäufigkeit von $< 10^{-7}/\text{a}$ abgeschätzt.

Für Erdbeben werden die erwarteten Eintrittshäufigkeiten verschiedener Intensitätsstufen aus seismischen Standortanalysen ermittelt. Daraus ergeben sich erdbebenbedingte Wahrscheinlichkeiten für Schäden am Maschinenhaus und damit obere Schätzwerte für die erwarteten Eintrittshäufigkeiten von größeren Lecks in den Frischdampfleitungen außerhalb des Sicherheitsbehälters.

Die erwartete Eintrittshäufigkeit eines Flugzeugabsturzes auf das Reaktorgebäude wird aus Absturzstatistiken für Militärmaschinen mit $< 6 \cdot 10^{-7}/a$ ermittelt. Unter Berücksichtigung der Auslegung des Reaktorgebäudes ergibt sich eine Häufigkeit von $< 3 \cdot 10^{-8}/a$ für die Durchdringung des Reaktorgebäudes infolge eines Flugzeugabsturzes.

Tabelle 3-1 Auslösende Ereignisse und Häufigkeiten

Bezeichnung		Erwartungswert der Häufigkeit/a
Betriebstransienten		
T3	Ausfall der Hauptwärmesenke	0,5
T3T2	Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung aus gemeinsamer Ursache	0,3
T2	Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	0,2
T5	Überspeisungstransiente	0,2
T6	Fehlfahren eines Turbinen- oder Umleitstellventils	0,2
T4	Offenbleiben eines S+E-Ventils	0,1
T1	Notstromfall	0,04
Transienten durch Lecks im Nachkühlsystem		
T7	Leck im TH-System außerhalb SB	
	Kleines Leck	$\sim 10^{-3}$
	Großes Leck	$< 10^{-4}$
Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)		
	Transienten mit Ausfall des hydraulischen Einschießens und des Sammeleinfahrens	$< 10^{-7}$
	Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung mit Versagen der Anregung der Reaktorschnellabschaltung	$1,0 \cdot 10^{-6}$
	Transienten mit Druck- und Temperaturabsenkung und mechanischem Versagen von 2 oder 3 benachbarten Steuerstäben infolge abhängigen Ausfalls	$4,0 \cdot 10^{-5}$
	Transienten mit mechanischem Versagen von 4 oder mehr benachbarten Steuerstäben infolge abhängigen Ausfalls	$3,0 \cdot 10^{-5}$
Lecks innerhalb des SB		
LI1-RL	Kleines Leck Speisewasserleitung 5 - 150 cm ²	$3,1 \cdot 10^{-3}$
LI2-RL	Mittleres Leck Speisewasserleitung 150 - 300 cm ²	$9,0 \cdot 10^{-5}$
LI3-RL	Großes Leck Speisewasserleitung > 500 cm ²	$< 10^{-7}$
LI1-FD	Kleines Leck Frischdampfleitung 5 - 50 cm ²	$4,3 \cdot 10^{-3}$
LI3-FD	Großes Leck Frischdampfleitung > 500 cm ²	$< 10^{-7}$
LIB	RDB Bodenleck	nicht ermittelt

Tabelle 3-1 Auslösende Ereignisse und Häufigkeiten (Fortsetzung)

Bezeichnung		Erwartungswert der Häufigkeit/a
Lecks außerhalb des SB		
LA1-RL	Kleines Leck Speisewasserleitung 5 - 150 cm ²	$9,1 \cdot 10^{-3}$
LA3-RL	Großes Leck Speisewasserleitung ≥ 300 cm ²	$3,5 \cdot 10^{-4}$
LA1-FD	Kleines Leck Frischdampfleitung 5 - 50 cm ²	$2,9 \cdot 10^{-3}$
LA2-FD	Mittleres Leck Frischdampfleitung 50 - 300 cm ²	$1,9 \cdot 10^{-4}$
LA3-FD	Großes Leck Frischdampfleitung > 500 cm ²	$< 5 \cdot 10^{-7}$
	Lecks in Anschlußleitungen an den Reaktorkühlkreislauf außerhalb der Absperrarmaturen	nicht ermittelt
Anlageninterne Überflutung		
	Leck des Nebenkühlwassersystems im Reaktorgebäude mit Überflutung von Sicherheitssystemen	$< 10^{-7}$
Brand		
	Transienten durch Brand im SB	$< 3 \cdot 10^{-5}$
Erdbeben		
	Lecks in den Frischdampfleitungen außerhalb des SB durch erdbebenbedingten Einsturz des Maschinenhauses	$< 2,4 \cdot 10^{-3}$
	Erdbebeninduzierte Transienten und Kühlmittelverluststürfälle innerhalb SB	$< 6 \cdot 10^{-7}$
Sonstige		
	Flugzeugabsturz mit Durchdringung des Reaktorgebäudes	$< 10^{-7}$
	Ereignisse, verursacht durch Hochwasser, Explosionsdruckwelle und Einwirkungen vom Nachbarblock	$< 10^{-7}$

4 Ereignisablaufanalysen

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

- die Unterkritikalität
- die Kernkühlung und
- die Aktivitätsrückhaltung

sicherzustellen sind.

Die Betriebs- und Sicherheitssysteme haben unterschiedliche Funktionen zu erfüllen, die als Systemfunktionen bezeichnet werden. Diese beinhalten auch Handlungen des Betriebspersonals gemäß BHB. Die Mindestanforderungen an die Systemfunktionen werden durch thermohydraulische und neutronenphysikalische Analysen ermittelt. Sind die Mindestanforderungen nicht erfüllt, so kommt es zu einem Gefährdungszustand.

4.1 Systemfunktionen zur Störfallbeherrschung¹

Zur Sicherstellung der Unterkritikalität ist die *Reaktorschnellabschaltung (RESA)* erforderlich. Die nukleare Kettenreaktion wird hierdurch unterbunden und die Anlage in den Zustand "unterkritisch, heiß" gebracht.

Die Gewährleistung der Kernkühlung erfordert in der Regel eine *Automatische Druckbegrenzung* im RDB und eine ausreichende RDB-Bespeisung. Die *Automatische Druckbegrenzung* hat den Druck im RDB unterhalb des Einspeisedrucks der Hochdruck-Einspeisung zu halten. Weiterhin wird hierdurch ein Überdruckversagen verhindert. Dazu sind 11 Sicherheits- und Entlastungsventile sowie zusätzlich drei diversitäre Bypassventile vorhanden.

Zur Bespeisung des RDB stehen die Systemfunktionen *Einspeisung mit HD-Systemen* und *Einspeisung mit ND-Systemen* zur Verfügung.

¹ Die Systemfunktionen sind durch Kursivschrift gekennzeichnet.

Die Einspeisung im Hochdruckbereich ist mit dem

- Hauptspeisewassersystem oder den
- Hochdruckpumpen des Nuklearen Nachkühlsystems

möglich.

Mit diesen Systemen kann der RDB sowohl bei hohem als auch bei niedrigem Druck bespeist werden.

Das Dichtungssperwasser- und das Steuerstabspülwassersystem speisen kontinuierlich geringe Mengen Kühlmittel in den RDB, sind jedoch bei fast allen hier betrachteten Störfallabläufen nicht in der Lage, einen ausreichenden Füllstand im RDB zu halten.

Bei einem Ausfall der RDB-Bespeisung bei hohem Druck wird bei Erreichen eines sehr tiefen Füllstandes eine *Druckentlastung* und eine *Einspeisung mit ND-Systemen* automatisch angeregt (RDB-Fluten). Zur automatischen *Druckentlastung* stehen sechs Sicherheits- und Entlastungsventile zur Verfügung. Ein weiteres Entlastungsventil kann zusätzlich von Hand geöffnet werden.

Die Einspeisung im Niederdruckbereich kann mit den Niederdrucksystemen des nuklearen Nachkühlsystems und im Mitteldruckbereich mit dem ZUNA-System (geplante Inbetriebnahme 1994/95) erfolgen. Eine Einspeisung in den RDB ist in einigen Fällen auch mit den Kondensatpumpen über eine Bypassleitung sowie durch eine passive Entleerung des Speisewasserbehälters möglich. Darüber hinaus bestehen weitere Einspeisemöglichkeiten im Rahmen der anlageninternen Notfallmaßnahmen.

Bei hohem RDB-Druck und Versagen der Abschaltung der HD-Einspeisesysteme kann die Funktion und Integrität der Sicherheits- und Entlastungsventile durch Abblasen von unterkühltem Wasser gefährdet werden. Durch die Systemfunktion *Überspeisungsschutz* kann ein Folgeschaden an den S+E-Ventilen vermieden werden. Darunter sind alle Maßnahmen zu verstehen, mit denen bei hohem Druck und äußerst hohem RDB-Füllstand eine Anforderung der S+E-Ventile verhindert wird.

Um eine Überspeisung der Frischdampfleitungen und der Hilfsdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters beim RDB-Fluten und ein mögliches Versagen der Leitungen zu verhindern, wird die Systemfunktion *Durchdringungsabschluß (DDA) bei Überspeisung* angefordert. Bei einem Ausfall des Durchdringungsabschlusses während einer Überspeisung der Frischdampfleitungen und der Hilfsdampfleitung werden diese Leitungen außerhalb des SB überflutet. Für die dabei auftretenden dynamischen Belastungen sind die Frischdampfleitungen und die Hilfsdampfleitung sowie die anschließenden Systeme nicht ausgelegt. Es ist jedoch nicht zwangsläufig von einem Versagen dieser Leitungen auszugehen. Sollten die Hilfsdampfleitung und die Frischdampfleitungen die auftretenden Lasten abtragen können, hätte ein Ausfall des *DDA bei Überspeisung* keine Auswirkungen. Analytische Modelle zur Ermittlung der Lastannahmen bei Überspeisung der Frischdampfleitungen stehen derzeit nicht zur Verfügung. Für eine genauere Ermittlung der Versagenswahrscheinlichkeiten der Leitungen wären noch umfangreiche Modellentwicklungen und Analysen erforderlich.

Bei einer Überspeisung mit Versagen der Frischdampfleitung kann die Kernkühlung mit der geplanten "modifizierten Abfahrkühlleitung" (Inbetriebnahme 1992) sichergestellt werden. Damit kann auch bei einem Füllstand unterhalb der Frischdampfleitungsstutzen die Nachwärme abgeführt werden. Bei einer Bruchlage im Maschinenhaus kann das Abfahrkühlen nach BHB durchgeführt werden, bei einer Bruchlage im Reaktorgebäude sind zusätzliche Maßnahmen nach dem NHB erforderlich.

Die *Nachwärmeabfuhr* kann entweder über die Hauptwärmesenke (Turbine und Kondensator) oder über die nukleare Nachkühlkette aus der Kondensationskammer bzw. direkt aus dem RDB erfolgen.

Die Nachwärmeabfuhr aus der Kondensationskammer und aus dem RDB erfolgt durch die Niederdruckstränge des nuklearen Nachkühlsystems, über den nuklearen Zwischenkühlkreis an das nukleare Nebenkühlwassersystem oder über das zusätzliche Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA).

Bei Ausfall der Systemfunktion *Nachwärmeabfuhr* kommt es zum Temperatur- und Druckanstieg im SB. Mit der gefilterten Druckentlastung des SB (anlageninterne Notfallmaßnahme) ist dann noch eine Wärmeabfuhr in die Atmosphäre und dadurch eine Begrenzung von Temperatur und Druck im SB möglich.

4.2 Mindestanforderungen an die Systemfunktionen

Im folgenden wird beschrieben, welche Anforderungen die Systemfunktionen mindestens erfüllen müssen, um die auslösenden Ereignisse zu beherrschen. Dabei wird auch angegeben, wieviele der teilweise mehrfach vorhandenen Systemstränge bzw. Teilsysteme erforderlich sind, um die Systemfunktion zu erfüllen.

- *Reaktorschnellabschaltung*
Zur Sicherstellung einer ausreichenden Unterkritikalität müssen im Zustand "kalt, xenonfrei" im ungünstigsten Fall 192 von 193 Steuerstäben hydraulisch eingeschossen oder elektrisch eingefahren sein. Für den "heißen" Zustand ist die *Reaktorschnellabschaltung* ausgefallen, wenn vier oder mehr benachbarte Steuerstäbe bzw. mehr als vier, abhängig von der Kombination der Ausfallpositionen, nicht einfahren. Beim Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung wird die *Reaktorschnellabschaltung* ausschließlich über die RDB-Füllstandsgrenzwerte angeregt. Bei allen anderen Fällen stehen dagegen mindestens zwei diversitäre Anregekriterien für die *Reaktorschnellabschaltung* zur Verfügung.
- *Automatische Druckbegrenzung*
Zur erfolgreichen Druckbegrenzung ist das Öffnen von
 - 1 von 11 Sicherheits- und Entlastungsventilen
oder
 - 2 von 3 der diversitären Bypassventile erforderlich.
- *Einspeisung mit HD-Systemen*
Erforderlich sind
 - 1 von 3 Hauptspeisewasserpumpen
oder
 - 1 von 3 Hochdruckpumpen des Nachkühlsystems,

wobei in einem der drei Stränge der Betrieb der HD-Pumpe auch ohne die Vorstufe der Niederdruckpumpe möglich ist.

- *Druckentlastung*

Zum Erreichen des RDB-Flutens mit den Niederdruckpumpen des Nachkühlsystems sind

- 2 von 7 S+E-Ventilen in Offenstellung

erforderlich.

Zum Einspeisen mit dem ZUNA-System ist

- 1 von 7 S+E-Ventilen in Offenstellung
oder
2 von 3 Bypassventilen in Offenstellung

erforderlich.

- *Einspeisung mit ND-Systemen*

Erforderlich sind:

In der Funktion RDB-Fluten:

- 1 von 3 Niederdruckpumpen des Nachkühlsystems
oder
- 1 von 1 ZUNA

- *Nachwärmeabfuhr*

Zur Begrenzung der Temperatur des Kondensationskammerwassers unterhalb 150 °C sind erforderlich:

- 1 von 3 Nachkühlsträngen über die KOKA-Kühlleitung bzw. RDB-Einspeisung
oder
- 1 von 3 Nachkühlsträngen über die Mindestmengenleitung
oder
- 1 von 1 ZUNA
oder
- 2 von 2 Primärfüllpumpen des Nachkühlsystems über die KOKA-Kühlleitung oder die ND-Mindestmengenleitung bei RDB-Bespeisung mit TH14 bzw.

- 3 von 3 Primärfüllpumpen bei RDB-Bespeisung mit dem Hauptspeisewassersystem

Bei den Anforderungen an die Primärfüllpumpen wurde berücksichtigt, daß die KOKA-Temperatur 100 °C (max. zulässige Betriebstemperatur der Primärfüllpumpen) nicht übersteigen darf. Zur Gewährleistung des Betriebs der Hochdruckpumpen des Nachkühlsystems im Auslegungsbereich muß die Temperatur unterhalb von 85 °C gehalten werden. Für diesen Fall sind höhere Anforderungen an die *Nachwärmeabfuhr* zu stellen.

- *Durchdringungsabschluß bei Überspeisung*

Erforderlich sind

- Schließen von 1 von 2 Durchdringungsarmaturen in jeder Frischdampfleitung

oder

- Abschalten der Einspeisung bei äußerst hohem RDB-Füllstand

- *Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen*

Bei einem Frischdampfleitungsleck außerhalb des SB:

- Schließen von 1 von 2 Durchdringungsarmaturen in der vom Leck betroffenen Frischdampfleitung

- *Durchdringungsabschluß der Speisewasserleitungen*

Erforderlich ist die Rückschlagfunktion von

- 1 von 2 Durchdringungsarmaturen in jeder Speisewasserleitung

- *Überspeisungsschutz*

Erforderlich sind:

Bei Überspeisen mit dem Hauptspeisewassersystem:

- Abschalten des Hauptspeisewassersystems

Bei Füllstandhaltung mit den Hochdruckpumpen des Nachkühlsystems:

- Abschalten aller überspeisenden Hochdruck-Einspeisungen

oder

- Öffnen von 2 von 3 Bypassventilen

Beim RDB-Fluten:

- Öffnen von 1 von 7 S+E-Ventilen

oder

- Öffnen von 3 von 3 Bypassventilen

4.3 Ereignisabläufe

Detaillierte Untersuchungen wurden nur für Ereignisse während des Leistungsbetriebs durchgeführt. Für die untersuchten auslösenden Ereignisse wurden Ereignisablaufdiagramme erstellt, die als Basis für die Systemanalysen verwendet werden. Am Beispiel der Transiente "Ausfall der Hauptwärmesenke" werden die wichtigsten Ereignisabläufe erläutert.

Ausgehend vom auslösenden Ereignis werden die Ereignisabläufe soweit entwickelt, bis der Ablauf entweder als beherrscht eingestuft wird oder ein Gefährdungszustand eintritt. Die Gefährdungszustände sind gekennzeichnet durch charakteristische Anlagenzustände und durch die Zeiten bis zu ihrem Eintritt. Die Anlagenzustände werden folgendermaßen klassifiziert:

- b_1 Die Temperatur des Kondensationskammerwassers überschreitet 150 °C infolge Ausfalls der Nachwärmeabfuhr.
Oberhalb dieser Temperatur ist ein Betrieb der Niederdruckstränge des Nachkühlsystems nicht mehr möglich. Die RDB-Bespeisung ist bis zu diesem Zeitpunkt nicht gefährdet. Durch Aufheizen und teilweises Ausdampfen des Kondensationskammerwassers steigen Druck und Temperatur innerhalb des SB, wodurch dessen Integrität nach ca. 10 h gefährdet wird.

- b₂ Der RDB-Füllstand überschreitet bei ausgefallenem Durchdringungsabschluß und nicht abgeschalteter RDB-Bespeisung die Höhe der Frischdampfleitungen, verbunden mit Folgeversagen der Frischdampfleitung oder der anschließenden Systeme.
Die Ausspeisung des Kühlmittels führt zu einem schnellen Absinken des Füllstandes in der Kondensationskammer und nach frühestens 2 h zu einer Gefährdung der Kernkühlung.
- b₂* Der Normalfüllstand in der Kondensationskammer wird um mehr als 6,5 m unterschritten infolge eines Lecks in einer Frischdampfleitung außerhalb des SB und Ausfalls des DDA und dadurch bedingtem Ausdampfen des Kühlmittels.
Bei diesem Anlagenzustand wäre die Kernkühlung frühestens nach zwei Tagen gefährdet.
- b₃ Der RDB-Füllstand erreicht die Kernunterkante infolge Ausfalls der RDB-Bespeisung.
- b₄ Der RDB-Druck überschreitet den 1,3-fachen Auslegungsdruck (ca. 12 MPa) infolge Ausfalls der Druckbegrenzung des Reaktorkühlkreises.

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

Für den Ausfall der Hauptwärmesenke ist ein vereinfachtes Ereignisablaufdiagramm in Bild 4-1 dargestellt. Für den Endpunkt jedes Ereignispfades ist der Gefährdungszustand angegeben. Die angegebenen Zeiten kennzeichnen den frühestmöglichen Zeitpunkt, zu dem der Gefährdungszustand erreicht wird. Das Schließen der S+E-Ventile und die Einspeisung mit der RM/RL-Direktverbindung wurde nicht berücksichtigt, da bei einem Ausfall dieser Funktionen keine grundsätzlich neuen Ereignisabläufe auftreten.

Zur Beherrschung der Transiente ist die *Reaktorschnellabschaltung* und die *automatische Druckbegrenzung*, eine RDB-Bespeisung (eventuell mit vorhergehender

Druckentlastung), die *Nachwärmeabfuhr* und im Fall einer Überspeisung der *Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen* erforderlich.

Im folgenden werden die Auswirkungen von Ausfällen der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunktionen beschrieben:

- *Reaktorschnellabschaltung*

Der Ausfall der *Reaktorschnellabschaltung* führt zu einem ATWS-Fall (Pfad Nr. 16). Dieser wird separat untersucht.

- *Automatische Druckbegrenzung*

Bei Ausfall der *Automatischen Druckbegrenzung* kommt es zu einem raschen Druckanstieg im RDB bis über den Einspeisedruck der Hochdrucksysteme hinaus. Bei einem weiteren Druckanstieg ist ab ca. 12 MPa die Integrität des Reaktorkühlkreislaufs gefährdet.

- *Einspeisung mit HD-Systemen*

Diese Funktion umfaßt das RDB-Einspeisen mit dem Hauptspeisewassersystem oder den Hochdruckpumpen des Nachkühlsystems in der Betriebsweise Füllstandhalten oder RDB-Fluten. Sie wurde zur Vereinfachung der Darstellung in der Kurzfassung mit dem zugehörigen *Überspeisungsschutz* zusammengefaßt.

Bei einem Ausfall der *Einspeisung mit HD-Systemen* sinkt der Füllstand im RDB ab. Eine ausreichende Bespeisung des RDB kann dann nach einer Druckentlastung von den Niederdrucksystemen übernommen werden. Ein Ausfall der HD-Einspeisungen alleine führt nicht zu einem Gefährdungszustand (Pfad 7).

- *Nachwärmeabfuhr*

Die Systemfunktion *Nachwärmeabfuhr* ist zur Beherrschung jedes betrachteten auslösenden Ereignisses erforderlich. Ihr Ausfall führt immer zu Gefährdungszuständen mit Anlagenzuständen der Kategorie b₁ (Pfade 3 bis 6 und 11 bis 14). Nach Überschreiten der maximal zulässigen Temperatur (ca. 85 °C) des Kondensationskammerwassers fallen die Hochdruckpumpen des Nachkühlsystems für die weitere Bespeisung des RDB (Pfade 3 bis 6) aus. Nach einer RDB-Druckentlastung kann die RDB-

Bespeisung zunächst noch mit den Niederdruckpumpen des Nachkühlsystems erfolgen. Bei einer Temperatur des Kondensationskammerwassers von 150 °C (Auslegungstemperatur der Niederdruckpumpen) wird ein Ausfall der Pumpen angenommen. Diese Temperatur, verbunden mit einem Druck von ca. 0,5 MPa im SB, wird etwa zehn Stunden nach Störfallbeginn erreicht (Pfade 3 und 11).

- *Druckentlastung*

Die *Druckentlastung* ist erforderlich, um den RDB nach einem Ausfall der Hochdruck-Einspeisesysteme mit den Niederdruckpumpen des Nachkühlsystems oder mit dem ZUNA-System zu bespeisen. Funktionieren diese Systeme sowie die Nachwärmeabfuhr und der Durchdringungsabschluß, wird die Transiente beherrscht (Pfad 7).

Fällt die *Druckentlastung* aus, können die ND-Bespeisungen nicht wirksam werden. Das Kühlmittelinventar dampft aus, und es kommt zu einem Gefährdungszustand bei hohem RDB-Druck (Pfade 6, 10, 14).

- *Einspeisung mit ND-Systemen*

Die RDB-Bespeisung kann bei funktionierender *Druckentlastung* mit den Niederdrucksträngen des Nachkühlsystems oder dem ZUNA-System erfolgen.

Bei einem Ausfall der *Einspeisung mit ND-Systemen* dampft das Kühlmittelinventar des RDB aus, und es kommt zu einem Gefährdungszustand mit Anlagenzuständen der Kategorie b_3 bei niedrigem RDB-Druck (Pfade 5, 9, 13). Bei den Pfaden 9 und 13 ist *Einspeisung mit HD- und ND-Systemen* von vorneherein nicht verfügbar. Daher kommt es in relativ kurzer Zeit (ca. 30 min) zu einer Gefährdung der Kernkühlung (b_3).

Der Zeitpunkt des Eintritts des Gefährdungszustandes kann durch eine Einspeisung über die RM/RL-Direktverbindung aus dem Kondensator in den RDB verzögert werden. Aufgrund der begrenzt verfügbaren Kondensatmenge kann diese Einspeisung jedoch nicht auf Dauer erfolgen. Sie ist deshalb im vereinfachten Diagramm nicht dargestellt.

- *Durchdringungsabschluß bei Überspeisung*

Der Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen wird angefordert, wenn entweder RDB-Fluten nach Ausfall der Füllstandshaltung mit HD-Einspeisung oder fehlerhaft eine Überspeisung erfolgt.

Fällt der Durchdringungsabschluß aus, werden die betroffenen Frischdampfleitungen außerhalb des SB überflutet. Führt dies zu einem Leck in der Frischdampfleitung oder in den anschließenden Systemen, kommt es zum Gefährdungszustand der Kategorie b_2 (Pfade 2, 4, 8, 12). Können die Einspeisungen in den RDB nach Eintreten eines Lecks unterbrochen werden, was bei Ausfall der RDB-Füllstandsmessung nur mit NHB-Maßnahmen möglich ist, kann bei einer Bruchlage im Maschinenhaus der vorliegende Zustand durch Nutzung der geplanten Abfahrkühlleitung nach BHB und bei anderen Bruchlagen nach NHB beherrscht werden. Bei Versagen der Maßnahmen zur Nutzung der Abfahrkühlleitung kommt es, je nach Zeitpunkt der Abschaltung der Einspeisungen in den RDB, im Zeitbereich von 30 min bis zu mehreren Tagen zu einem Gefährdungszustand der Kategorie b_2^* .

4.4 Thermodynamische Untersuchungen

Zur Ermittlung der Wirksamkeit von Systemfunktionen wurden thermodynamische Untersuchungen mit dem Programm ATHLET durchgeführt.

Als repräsentative Transiente mit Füllstandsabsenkung im RDB wurde der Notstromfall mit Ausfall der Notstromversorgung ausgewählt, da hierbei hohe Anforderungen an die Sicherheitssysteme gestellt werden und weder die Hauptwärmesenke noch die Hauptspeisewasserversorgung zur Verfügung stehen. Bis zum Beginn der Entleerung des Speisewasserbehälters in den RDB ist der nachfolgend dargestellte Ablauf auch für den Ausfall der Hauptwärmesenke gültig. Darüber hinaus wurde in dieser Untersuchung die Wirksamkeit der passiven Entleerung des Speisewasserbehälters in den RDB untersucht, die ohne weitere Maßnahme nur beim Notstromfall erfolgen kann.

Der Notstromfall wird durch den Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (10-kV-Eigenbedarfsschiene) ausgelöst. Die Notstromschienen werden auslegungsgemäß durch Reaktorschutzanregungen von der 110-kV-Reserveeinspeisung versorgt. Fällt diese

Versorgung der Notstromschienen aus, werden automatisch Start und Zuschaltung der Notstromdiesel angeregt. Bei zusätzlichem Versagen aller Notstromdieselaaggregate und geplanter Handmaßnahmen liegt ein Ausfall der Drehstromversorgung (Station Blackout) vor.

Mit Beginn des Notstromfalls wird die Turbinenschnellabschaltung (TUSA) ausgelöst. Parallel dazu öffnen bis zu vier S+E-Ventile, die durch das TUSA-Signal angeregt werden. Gleichzeitig öffnen die Umleitstellventile zum Kondensator, die dann den Systemdruck auf den Sollwert regeln. Die vier S+E-Ventile schließen zwischen 4 s und 10 s. Nach ca. 12 s fällt der Steueröldruck zum Offenhalten der Umleitstellventile (keine Notstromversorgung der Steuerölpumpen) soweit ab, daß diese selbsttätig zufallen. Der Druck im Reaktordruckbehälter steigt dadurch an und löst die Reaktorschnellabschaltung aus. Der Systemdruck steigt nach Einleitung der Reaktorschnellabschaltung weiter an und wird durch die S+E-Ventile begrenzt. Durch den Masseaustrag aus dem RDB über die S+E-Ventile fällt der Füllstand im RDB ab.

Die weitere Beschreibung des Ablaufs beruht auf Rechnungen mit dem Programm ATHLET, wobei der Ablauf des "Station Blackout" untersucht wurde.

Die Einspeisung mit den Nachkühlsystemen wird 24 s nach Störfallbeginn durch niedrigen RDB-Füllstand angeregt, wird aber wegen fehlender Energieversorgung nicht wirksam. Nach ca. 400 s wird bei sehr tiefem RDB-Füllstand die automatische Druckentlastung ausgelöst. Zunächst öffnen zwei S+E-Ventile, weitere vier S+E-Ventile öffnen mit 200 s Verzögerung.

Etwa 12 min nach Störfallbeginn fällt der Systemdruck unter den Sättigungsdruck in der Speisewasserleitung. Durch Verdampfen des Kühlmittels in der Speisewasserleitung werden ca. 60 000 kg Kühlmittel in den RDB verdrängt. Der RDB-Füllstand wird dadurch kurzzeitig angehoben (s. Bild 4-2). Nach ca. 22 min ist der Systemdruck soweit abgefallen, daß auch im Speisewasserbehälter der Sättigungsdruck erreicht ist und ein weiterer Einspeiseschub aus der Speisewasserleitung bzw. dem Speisewasserbehälter erfolgt. Aus dem Speisewasserbehälter erfolgen weitere Einspeiseschübe mit abnehmenden Mengen. Nach ca. 55 min ist die Einspeisung in den RDB beendet. Insgesamt werden in der ersten Stunde nach Störfallbeginn ca. 300 000 kg Wasser aus dem Speisewasserbehälter und der Speisewasserleitung in den RDB eingetragen. Dabei wird der RDB-Füllstand wieder fast auf den Soll-Füllstand angehoben.

Nach ca. 150 min ist der Wasserstand im RDB (Bild 4-2) durch Verdampfung soweit abgesunken, daß die Kernaufheizung beginnt. Bis zu diesem Zeitpunkt sind etwa 430 000 kg Kühlmittel verdampft: durch die Nachzerfallsleistung ca. 67 %, durch die Verdampfung aufgrund der Druckentlastung ca. 20 % und durch die Wärmeentspeicherung aus den Strukturen ca. 13 %.

Die Analyse zum Notstromfall zeigt, daß bei voller Verfügbarkeit der S+E-Ventile die Kühlmittelmengen aus dem Speisewasserbehälter und der Speisewasserleitung zum großen Teil genutzt werden können. Die Kernaufheizung beginnt erst ca. 2 1/2 Stunden nach Störfallbeginn. Spätestens zu diesem Zeitpunkt muß die Bespeisung des RDB durch aktive Systeme erfolgen, um Kernschäden zu verhindern.

Bei einem Ausfall der Hauptwärmesenke mit Ausfall der RDB-Bespeisung erfolgt keine Entleerung des Speisewasserbehälters in den RDB wegen des Druckabfalls durch Sprühen von Kondensatwasser in den Speisewasserbehälter. In diesem Fall würde die Kernaufheizung bereits nach ca. 30 min einsetzen.

4.5 Ereignisse außerhalb des Leistungsbetriebes

Zu Ereignissen außerhalb des Leistungsbetriebes wurden nur orientierende Untersuchungen durchgeführt. Dabei zeigte sich, daß aufgrund stillstandsspezifischer Gegebenheiten die Analysen sehr komplex und umfangreich werden können. Daher sind weitere, vertiefte und systematische Untersuchungen notwendig, um Ereignisse außerhalb des Leistungsbetriebes umfassend bewerten zu können.

In der orientierenden Untersuchung wurden Ereignisse bei

- Abfahren der Anlage zu außerplanmäßigen Stillständen und
- Revision der Anlage anlässlich Brennelementwechsel

berücksichtigt.

Notfallmaßnahmen wurden dabei nicht betrachtet. Bei der Untersuchung wurde zwischen vier Phasen unterschieden, die durch unterschiedliche Anlagenzustände gekennzeichnet sind.

Zusammengefaßt ergibt sich:

- Phase I: Abfahren der Anlage über Turbine und Umleitventile, RDB geschlossen

Grundsätzlich sind in dieser Betriebsphase die gleichen Ereignisabläufe wie im Leistungsbetrieb möglich. Als bedeutsam eingestuft werden die Ereignisabläufe

- Füllstandstransienten infolge zu geringer RDB-Bespeisung oder zu hoher Dampfabfuhr
- Drucktransienten infolge zu geringer Dampfabfuhr.

In dieser Betriebsphase muß mit einer gegenüber dem Leistungsbetrieb erhöhten Häufigkeit für den Eintritt dieser Ereignisse gerechnet werden. Der Verlauf der Transienten ist gegenüber dem Leistungsbetrieb jedoch langsamer.

- Phase II: Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlkette, RDB geschlossen

Untersucht wurden für diese Betriebsphase die Ereignisse

- Ausfall von Komponenten in der Nachkühlkette
- Ausfall des Durchdringungsabschlusses der Frischdampfleitung
- Leck in der Nachkühlkette außerhalb SB.

Gemeinsam ist diesen Ereignisabläufen, daß infolge des noch geschlossenen Reaktors bei einer Störung der Wärmeabfuhr ein Druckaufbau im Reaktor stattfindet und eine Nachwärmeabfuhr über Druckentlastungsventile durch Einleiten von Dampf in die Kondensationskammer und eine RDB-Bespeisung zur Kompensierung des verdampften Wassers möglich sind.

- Phase III: Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlkette, RDB offen, Flutraum nicht gefüllt

In dieser Betriebsphase wurden folgende Ereignisse untersucht:

- Ausfall von Komponenten in der Nachkühlkette
- Ausfall des Durchdringungsabschlusses der Frischdampfleitung

Gemeinsam sind diesen Ereignisabläufen die besonderen Betriebszustände der Nachkühlsysteme aufgrund des Überspeisungsschutzes des RDB. Wegen des offenen RDB-Deckels ist ein Druckaufbau im RDB nicht möglich, jedoch kann durch Erwärmung des Wassers im Reaktor bis zur Siedetemperatur eine Verdampfung von Wasser aus dem offenen RDB in das Reaktorgebäude erfolgen.

- Phase IV: Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlkette, Flutraum gefüllt, Saugen aus Absetzbecken

Folgende Ereignisse wurden für diese Betriebsphase untersucht:

- Ausfall von Komponenten in der Nachkühlkette
- Leckage des Flutkompensators
- Ausfall von Stopfen oder Platten bei Arbeiten an Erstabsperrrarmaturen
- Lastabsturz auf den Reaktordruckbehälter
- Leck im Reaktordruckbehälterboden
- Notstromfall
- Reaktivitätsereignisse und Beladefehler

Für das Ereignis "Ausfall von Komponenten in der Nachkühlkette" steht infolge des trägen Systemverhaltens ausreichend Zeit für Gegenmaßnahmen zur Verfügung. Bei den beiden Leckstörfällen "Leckage des Flutkompensators" bzw. "Ausfall von Stopfen oder Platten" ergeben sich ähnliche Ereignisabläufe. Typisch für diese Ereignisse ist, daß bei Versagen des Schließens der Hauptschleuse der untere Teil des Reaktorgebäudes überflutet wird. Die Möglichkeiten und der Erfolg der erforderlichen Sofortmaßnahmen bei den Leckstörfällen hängt von der hierfür zur Verfügung stehenden Zeit und damit von der Leckgröße ab.

Für das Ereignis "Ausfall von Stopfen oder Platten" wurde das Versagen einer Abdeckplatte an einem Speisewasserstutzen untersucht. Die sich ergebenden Ereignisabläufe sind weitgehend mit denen des großen Flutkompensatorlecks vergleichbar. Unterschiede sind vor allem dadurch bedingt, daß der Füllstand im Reaktor weiter absinkt als beim Flutkompensatorleck und die offene Erstabspernung erst geschlossen

sowie der RDB wieder geflutet werden muß, bevor die Nachzerfallswärme wieder mit dem Nachkühlsystem abgeführt werden kann.

Als relevantes Ereignis für einen Lastabsturz auf den Reaktordruckbehälter wurde für die schwerste mögliche Komponente, den RDB-Deckel (115 000 kg), die Auswirkung eines Absturzes untersucht. Die hierfür durchgeführten Abschätzungen ergaben, daß zwar die Standzarge möglicherweise plastisch verformt wird, jedoch keine Beeinträchtigung der RDB-Anschlußleitungen erfolgt. Der Absturz des RDB-Deckels auf den RDB wird deshalb als nicht relevant angesehen.

Das Ereignis "Leck im RDB-Boden" kann durch Leckagen an den Durchführungen der Hauptkühlmittelpumpen, Steuerstabantriebe und Meßblanzen auftreten. Da die Ausführungen der Abdichtungen an diesen Durchführungen ähnlich sind, wurde als repräsentatives Ereignis eine Leckage an der größten Durchführung (Hauptkühlmittelpumpe) untersucht.

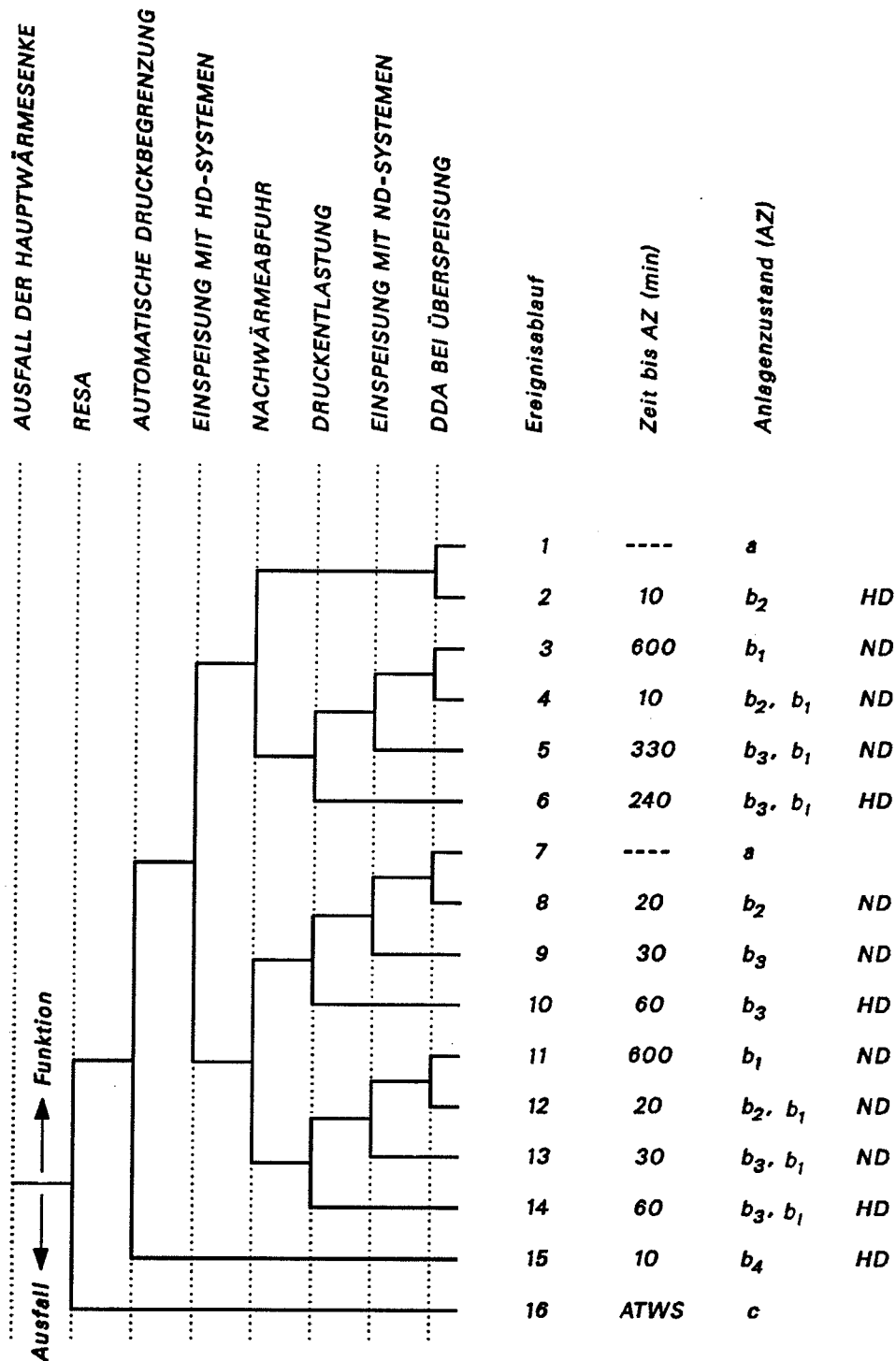
Für Untersuchungen des Notstromfalles wurde als auslösendes Ereignis der Ausfall der netzseitigen Versorgung für unterschiedliche Zustände der Energieversorgungsanlagen untersucht (Freischaltung). Bis zum Eintreten des durch den Stromausfall bedingten Gefährdungszustandes steht eine große Zeitspanne zur Verfügung.

- ◆ Reaktivitäts- und Beladestörfälle

Bei den Reaktivitätsstörfällen ist in diesem Zusammenhang insbesondere das fehlerhafte Ausfahren von Steuerstäben bei Nulllast (Anfahrstörfall) von Bedeutung. Die Untersuchungen ergaben unter konservativen Annahmen, daß insbesondere in Verbindung mit möglichen Beladefehlern prompt kritische Zustände auch während der Kernrevision, d. h. bei offenem RDB, nicht grundsätzlich ausgeschlossen sind. Es wurde dabei angenommen, daß der zentrale Steuerstab gezogen ist und die vier direkt benachbarten Steuerstäbe gemeinsam ausfahren. Voraussetzung hierfür ist das gleichzeitige Eintreten mehrerer Fehler bzw. Fehlhandlungen des Reaktorfahrers. Inwieweit bei einem unterstellten Versagen der Schnellabschaltung der Leistungsanstieg zu einer Zerstörung der betroffenen Brennelemente führen kann, ist ohne eine nähere Analyse unter Berücksichtigung der Aufheizung des Kühlmittels und der Dynamik der Dampfbildung nicht möglich. Insbesondere für die Phase des Kernbeladens wäre es sinnvoll, die Reaktorschnellabschaltung beim fehlerhaften Ausfahren eines Steuer-

stabses zusätzlich zur Anregung durch die Signale der Übergangsbereichsdetektoren durch eine weitere Anregung (z. B. über die Anfahrbereichsdetektoren) abzusichern.

Bei Anwendung von Programmen zur Erstellung des Schrittfolgeplans für die Kernbeladung kann insbesondere ein systematischer Fehler bei der Eingabe von Daten für den abbrandabhängigen Reaktivitätsverlauf oder die geforderte Unterkritikalität zu einer Reihe von Beladefehlern führen, so daß eine ausreichende Abschaltsicherheit auch bei voll eingefahrenen Steuerstäben nicht mehr gegeben ist. Die Möglichkeit solcher Fehler könnte durch diversitäre Kontrollen der Unterkritikalität jedes Beladeschrittes vermindert werden, z. B. durch Überprüfung der Abbrandwerte benachbarter Brennelemente.



- a** Transiente beherrscht
- b₁** KOKA Temperatur > 150 C durch Ausfall NACHWÄRMEABFUHR
- b₂** Überspeisen ohne DDA mit Versagen der FD Leitung
- b₃** RDB Füllstand < Kernunterkante
- b₄** RDB Druck > 1,3 facher Auslegungsdruck (ca. 12MPa)
- c** Fortsetzung ATWS Störfall
- HD** = hoher Druck (keine RDB Druckentlastung)
- ND** = niedriger Druck (nach RDB Druckentlastung)

Bild 4-1 Ausfall der Hauptwärmesenke (vereinfachtes Diagramm)

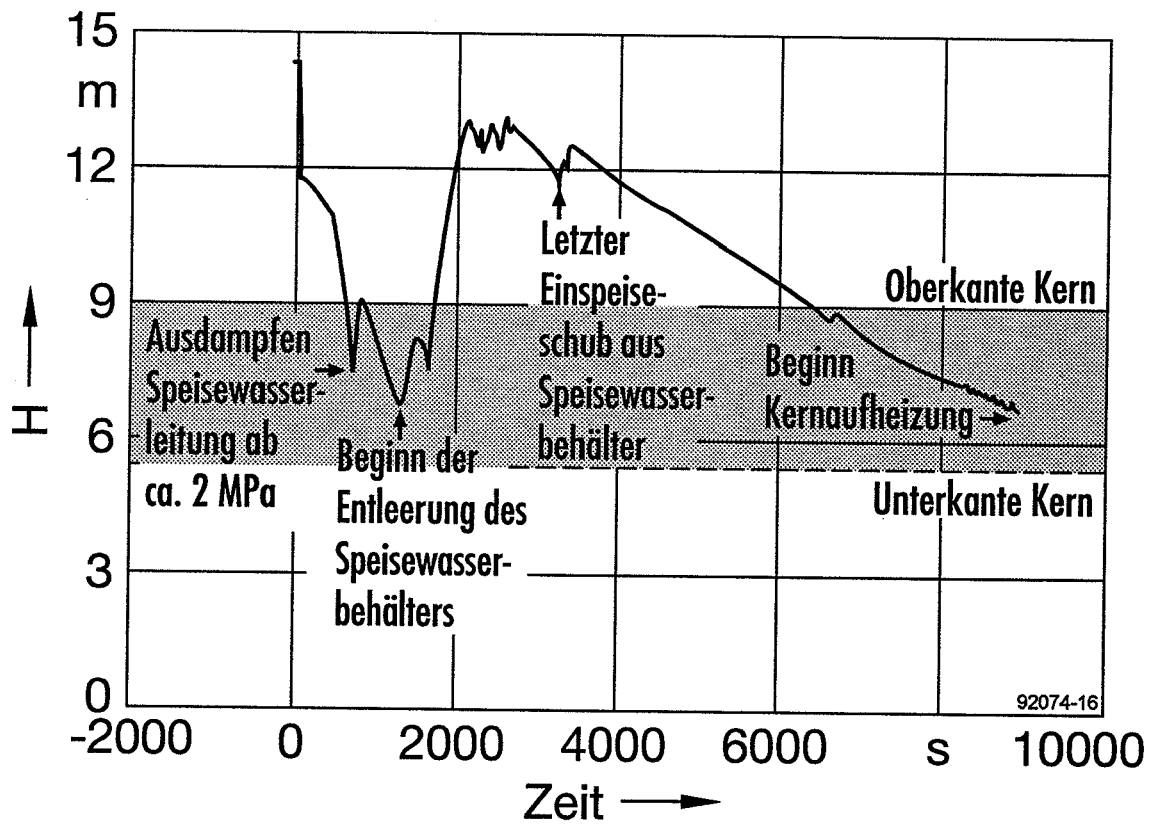


Bild 4-2 Notstromfall mit Nutzung des Speisewassersystems (RL); Höhe H (m) des kollabierten Wasserstands im Reaktordruckbehälter

5 Systemanalysen

Zur Bestimmung der Häufigkeiten der Gefährdungszustände wurden die zugehörigen mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen ermittelt. Hierzu wurden Fehlerbaumanalysen für die verfahrenstechnischen, elektrotechnischen und leittechnischen Systeme durchgeführt, mit denen die relevanten Ausfallkombinationen, die zu einem Gefährdungszustand führen können, identifiziert werden. Dazu werden Informationen benötigt über Systemkonfigurationen, Betriebsanweisungen (Betriebshandbuch, Prüfhandbuch), Ergebnisse aus den Ereignisablaufanalysen sowie Zuverlässigkeitskenngrößen für Komponenten und Operateurhandlungen.

5.1 Zuverlässigkeitskenngrößen

5.1.1 Unabhängige Ausfälle

Zuverlässigkeitskenngrößen werden in Abhängigkeit von der Ausfallart für verfahrens-, elektro- und leittechnische Komponenten benötigt. Die Doppelblockanlage Gundremmingen besteht aus den beiden baugleichen Blöcken B und C und einigen blockgemeinsamen Anlagen. Beide Blöcke gingen mit einer zeitlichen Verschiebung von ca. 8 Monaten in Betrieb. Die Systemtechnik ist in beiden Blöcken weitgehend identisch und mit den gleichen Komponenten eines Herstellers aufgebaut. Die Instandhaltung wird in beiden Blöcken von demselben Instandhaltungspersonal nach gleicher Instandhaltungsstrategie durchgeführt.

Es wurde eine umfangreiche Datenerhebung in beiden Blöcken durchgeführt. Eine Überprüfung der Daten für Komponenten, für die in beiden Blöcken eine ausreichende Datenbasis vorhanden war, ergab nur in Einzelfällen signifikante Unterschiede des Ausfallverhaltens der Komponenten. Aufgrund der überwiegenden Übereinstimmung des Ausfallverhaltens und der Baugleichheit der Komponenten in beiden Blöcken wurden zur Verbreiterung der Datenbasis die Daten aus Block B und C zu einer gemeinsamen anlagenspezifischen Datenbasis zusammengefaßt.

Bei den Komponenten, für die keine anlagenspezifischen Daten ermittelt werden konnten, wurden Daten aus Erhebungen in anderen Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland verwendet. Dabei wurde die Übertragbarkeit der ausgewählten

Daten anhand wichtiger Einflußgrößen auf das Ausfallverhalten im einzelnen überprüft.

5.1.2 Ausfälle aus gemeinsamer Ursache

Der Ausfall von Systemen mit mehreren (redundanten) Strängen aus unabhängiger Ursache ist sehr unwahrscheinlich. Größere Wahrscheinlichkeiten haben Ausfälle infolge Wirkungsmechanismen, die zum gleichzeitigen Ausfall mehrerer Stränge aus gemeinsamer Ursache führen. Diese können die Zuverlässigkeit von Systemen wesentlich beeinflussen. Ausfälle dieser Art werden daher in den Analysen berücksichtigt und bewertet.

Folgende Arten von abhängigen Ausfällen werden unterschieden:

- Funktionsausfälle von mehreren redundanten Komponenten oder Teilsystemen, die als Folge eines einzigen Funktionsausfalls auftreten. Sie werden als Folgeausfälle oder Sekundärausfälle (Causal Failures) bezeichnet.
- Funktionsausfälle von mehreren redundanten Komponenten oder Teilsystemen, die sich aufgrund funktioneller Abhängigkeiten, d. h. unmittelbar aus dem Systemaufbau ergeben. Beispielsweise können funktionelle Abhängigkeiten von einem gemeinsamen Hilfssystem, einer gemeinsamen Ansteuerung oder menschlichen Fehlhandlungen bestehen.
- Funktionsausfälle von mehreren baugleichen oder ähnlichen redundanten Komponenten oder Teilsystemen aufgrund gemeinsamer aber nicht erkannter Ursachen.

Die beiden ersten Abhängigkeiten werden durch die Fehlerbaumanalyse erfaßt.

Die dritte Art von Funktionsausfällen aus gemeinsamer Ursache wird als gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA), international als Common Cause Failure (CCF) bezeichnet. Sie wurden separat modelliert und unter Verwendung spezieller Zuverlässigkeitskenngrößen in der Analyse berücksichtigt.

Die Bewertung der GVA für die SWR-Sicherheitsanalyse stützt sich im wesentlichen auf die Arbeiten zur Deutschen Risikostudie, Phase B ab. Eine Weiterentwicklung der Datenbasis wurde nicht durchgeführt.

Im Rahmen der DRS-B wurden drei Quellen von Betriebserfahrungen im Hinblick auf die Quantifizierung von Ausfällen aus gemeinsamer Ursache ausgewertet. Es waren dies

- Berichte des Incident Reporting System (IRS) der OECD, Erfahrungsumfang ca. 1000 Reaktorbetriebsjahre
- Berichte über besondere Vorkommnisse in der Bundesrepublik Deutschland (Meldepflichtige Ereignisse), ca. 100 Reaktorbetriebsjahre
- Anlagenspezifische Auswertung in der Referenzanlage Biblis-B, 3,75 Reaktorbetriebsjahre.

Die verschiedenen Modelle zur Quantifizierung wurden bewertet. Eine modifizierte Form des "Binominal Failure Rate (BFR) Modells" wurde für die Abschätzung der benötigten Zuverlässigkeitsparameter zugrunde gelegt. Modelle, wie das Beta-Faktor- oder das Multiple-Greek-Letter-Modell (MGM-Modell), korrelieren die Häufigkeit von Mehrfachausfällen über einen aus der Betriebserfahrung zu ermittelnden Faktor mit der Häufigkeit unabhängiger Ausfälle. Dabei müssen die Korrelationsfaktoren aus der gleichen Datenquelle ermittelt werden, wie die Häufigkeit unabhängiger Ausfälle. Bei Verwendung anlagenspezifischer Kenngrößen für unabhängige Ausfälle sind die Parameter für diese Modelle nicht ausreichend schätzbar. Sie sind deshalb weniger geeignet.

Bei der Bewertung und Quantifizierung sind folgende Voraussetzungen bzw. Annahmen zu beachten:

- eine Abschätzung auf Systemebene ist nicht möglich, weil die Vergleichbarkeit der Systeme in der Regel nicht gegeben ist.
- Abschätzungen werden für Komponentengruppen vorgenommen, weil hierfür eher eine Vergleichbarkeit gegeben und überprüfbar ist.

- Für jedes relevante Ereignis in den genannten Quellen werden die Anwendbarkeit und Übertragbarkeit technisch bewertet und die Parameter des BFR-Modells geschätzt. Dabei werden die Betriebszeiten mehrfach vorhandener, gleichartiger Komponentengruppen zusammengefaßt.
- Die Übertragbarkeit wird unter Berücksichtigung der Entdeckungswahrscheinlichkeit in der Referenzanlage bewertet.
- Unsicherheitsfaktoren werden abgeschätzt, wobei für die oberen Grenzen auf die Kompatibilität mit der Betriebserfahrung in der Bundesrepublik Deutschland geachtet wird.
- In Fällen sehr hoher Redundanzgrade von Komponenten werden Grenzabschätzungen vorgenommen, wenn der Anwendungsbereich des modifizierten BFR-Modells überschritten ist.

Für einige ausgewählte Komponenten sind die Wahrscheinlichkeiten für Ausfälle aus gemeinsamer Ursache bei Anforderung in Tabelle 5-1 angegeben.

Tabelle 5-1 Ausgewählte Zuverlässigkeitskenngrößen für GVA-Ausfälle (CCF)

Komponenten- gruppe	T _{GVA} (h)	Ausfall- kombi- nationen	Ausfallart	Ausfallwahr- scheinlichkeit (Erwartungs- wert)	K-Faktor
220-V-bzw. 24-V Batterie incl. Sicherung	8 760	3 v 3	keine Spannung	2×10^{-5}	12
Grenzsignalgeber	8 760	für einen Grenzwert	Fehl- justierung	3×10^{-5}	12
Meßwerterfassung RDB-Füllstand	672	8 v 9	Meßwert folgt nicht	5×10^{-6}	12
Notstromdiesel GY10-30D101	672	3 v 3	startet nicht	3×10^{-4}	7
ISO-Ventile RA01-41S101/102	8 760	> 4 v 10	schließen nicht	$1,5 \times 10^{-4}$	12
TF-Zwischenkühler TF10-30B101/102	200	3 v 3	keine Wärme- übertr.	$1,4 \times 10^{-6}$	7
HD-Einspeise- pumpe TH14-34D101	420	3 v 3	startet nicht	$3,7 \times 10^{-5}$	7
ND-Nachkühl- pumpe TH13-33D101	200	3 v 3	startet nicht	$1,6 \times 10^{-5}$	7
Zwischenkühlkreis- pumpen TF10-30D101	168	3 v 3	startet nicht	$1,5 \times 10^{-5}$	7
Nebenkühlwasser- pumpen VE10-30D101	168	3 v 3	startet nicht	$1,5 \times 10^{-5}$	7
Absperrschieber TH13-33S202	200	3 v 3	öffnet nicht	$3,6 \times 10^{-5}$	7

T_{GVA}: Fehlererkennungszeit

K-Faktor: Quotient aus 95 %- und 50 %-Fraktile

5.1.3 Behandlung von Handmaßnahmen

Geplante Handmaßnahmen des Kraftwerkspersonals zur Störfallbeherrschung wurden identifiziert und analysiert. Im Fehlerbaum wurden diejenigen Handmaßnahmen berücksichtigt, deren Ausfall für den betrachteten Ereignisablauf von Bedeutung sind. Dabei wurden nur Handlungen betrachtet, die Bestandteil betrieblicher Routinen sind oder für die schriftliche Anweisungen (Betriebshandbuch) vorliegen.

Um feststellen zu können, welche der identifizierten Handmaßnahmen einen nennenswerten Einfluß auf die Nichtverfügbarkeiten der entsprechenden Systemfunktionen haben, wurden Screening-Werte für Fehlerwahrscheinlichkeiten bei diesen Handlungen zugrunde gelegt, die auf Ergebnissen des "Accident Sequence Evaluation Program - Human Reliability Analysis Procedure (ASEP)" /2/ beruhen. Eine Auswahl der in den Fehlerbaumrechnungen verwendeten Wahrscheinlichkeiten für den Ausfall von Handmaßnahmen ist in Tabelle 5-2 zusammengestellt. Fehlerwahrscheinlichkeiten von 0,08 wurden verwendet, wenn es sich um "kritische Aktionen mit mäßig hohem Streß" handelt. Für Handmaßnahmen, die als "kritische Aktionen mit extrem hohem Streß" eingeschätzt werden, ergibt sich nach ASEP ein Screening-Wert von 0,4. Für eine Diagnose des Anlagenzustandes und Durchführungen von Handmaßnahmen, für die sehr wenig Zeit (ca. 10 min) zur Verfügung steht, wurde eine Ausfallwahrscheinlichkeit von 1 angenommen.

Tabelle 5-2 Ausgewählte Fehlerwahrscheinlichkeiten für Handmaßnahmen
(Screening-Werte)

Bezeichnung der Handmaßnahme	Fehlerwahrscheinlichkeit (Erwartungswert)
Inbetriebnahme der Nachwärmeabfuhr	0,08
Zentrales Speicher-Rücksetzen nach Reaktorschutzanregung	0,08
Zuschalten der Notstromdiesel	0,4
Inbetriebnahme der RDB-Einspeisung vor Kernfreilegung (bei Ausfall der RDB-Füllstandsmessung)	0,4
Nachspeisen von Wasser in die Kondensationskammer vor Erreichen der Kriterien zur Handauslösung des Durchdringungsabschlusses der Frischdampfleitung	0,4
Inbetriebnahme der RDB-Einspeisung vor Erreichen des Grenzwertes "RDB-Füllstand sehr tief" ("LT3")	1

5.2 Ergebnisse der Systemanalysen

Die Ergebnisse der anlagentechnischen Untersuchungen für die untersuchten anlageninternen Ereignisse sind in der Tabelle 5-3 dargestellt. Sie enthält die verschiedenen auslösenden Ereignisse und deren Häufigkeiten, die relevanten Gefährdungszustände und deren Häufigkeiten sowie die bedingten mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen beim Übergang von auslösenden Ereignissen zu Gefährdungszuständen. In Tabelle 5-3 und den Bildern 5-1 bis 5-3 sind die Ergebnisse ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems (zusätzliches Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem) und der modifizierten Abfahrkühlleitung dargestellt. Tabelle 5-4 und die Bilder 5-4 bis 5-6 zeigen die Ergebnisse mit Berücksichtigung dieser Systemänderungen.

Die in den Tabellen verwendeten Abkürzungen haben die folgende Bedeutung:

- T1 = Notstromfall
- T2 = Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung
- T3 = Ausfall der Hauptwärmesenke
- T3T2 = Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung durch gemeinsame Ursache
- T4 = Offenbleiben eines S+E-Ventils
- LA1-FD = Kleines Leck in einer Frischdampfleitung außerhalb SB
- LI1-FD = Kleines Leck in einer Frischdampfleitung innerhalb SB
- LI1-RL = Kleines Leck in einer Speisewasserleitung innerhalb SB
- ATWS = Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung mit Versagen der Anregung der Reaktorschnellabschaltung
- HD = hoher Druck im RDB (keine RDB-Druckentlastung)
- ND = niedriger Druck im RDB (nach RDB-Druckentlastung)

Die Häufigkeit eines Gefährdungszustandes ergibt sich aus der Multiplikation der Häufigkeit eines auslösenden Ereignisses mit der zugehörigen mittleren Nichtverfügbarkeit von Systemfunktionen. Zur Ermittlung der mittleren Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen wurden die Fehlerbäume numerisch ausgewertet. Die Auswertung erfolgte mit dem RALLY-Programm-Paket unter Anwendung eines analytisch-simulativen Verfahrens zur Ermittlung der minimalen Schnittmengen. Als Minimalchnitt wird dabei jene Kombination von Komponenten des Fehlerbaumes bezeichnet, deren gemeinsamer Ausfall gerade hinreicht, einen Systemausfall zu bewirken. Die

mittlere Nichtverfügbarkeit wird dann anhand der ermittelten Ausfallkombinationen berechnet. In der Tabelle sind nur die Summen der mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen für alle Gefährdungszustände angegeben.

Die Häufigkeiten einer Gefährdung mit den Anlagenzuständen b_2 bzw. b_2^* bei Transienten und Kühlmittelverluststörfällen innerhalb des Sicherheitsbehälters sind in den Ergebnissen nicht enthalten, da das Verhalten der Frischdampfleitungen und der anschließenden Systeme nach einem Überspeisen des RDB mit Ausfall des Durchdringungsabschlusses (und Wassereintrag in diese Leitungen) nicht bewertet wurde. Für eine belastbare Quantifizierung der Versagenswahrscheinlichkeit der Frischdampfleitungen und der anschließenden Systeme sind noch vertiefte anlagenspezifische Untersuchungen erforderlich. Daher konnte auch die Überspeisungstransiente T5 nicht bewertet werden.

Aus dem Spektrum der Kühlmittelverluststörfälle (s. Tabelle 3-1) wurden drei wichtige auslösende Ereignisse ausgewählt und bewertet. Das kleine Leck in einer Speisewasserleitung außerhalb des SB wurde nicht analysiert. Im folgenden wird für die einzelnen auslösenden Ereignisse auf die Häufigkeit der Gefährdungszustände und die Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen eingegangen.

- Transienten
- Notstromfall (T1)

Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände: $3,2 \cdot 10^{-6}/a$.
Mittlere Nichtverfügbarkeit der Systemfunktion: $8,0 \cdot 10^{-5}$.

Die mittlere Nichtverfügbarkeit wird zu ca. 94 % von Ausfällen bestimmt, die zum Versagen der RDB-Bespeisung führen (Anlagenzustand b_3). Etwa 6 % gehen auf Ausfälle der Nachwärmeabfuhr zurück, die zu einem Temperaturanstieg in der Kondensationskammer über 150 °C führen (Anlagenzustand b_1). Der Ausfall der RDB-Druckbegrenzung (Anlagenzustand b_4) ist beim Notstromfall mit weniger als 1 % unbedeutend.

Ca. 55 % der mittleren Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen sind auf Ausfälle von Komponenten des nuklearen Zwischenkühlsystems (TF-System), des nuklearen Nebenkühlwassersystems (VE-System) und des nuklearen Nachkühlsystems (TH-

System) zurückzuführen, wobei die folgenden Ausfallkombinationen dominant beitragen:

- Startversagen der 3 von 3 Pumpen des nuklearen Zwischenkühlkreises oder des nuklearen Nebenkühlwassersystems durch Common-Cause-Ausfälle
- Startversagen der 3 von 3 Niederdruckpumpen des Nachkühlsystems durch Common-Cause-Ausfall, bei einer Wassertemperatur der Donau größer als 10 °C.

Das Versagen aller drei Zwischenkühlpumpen oder aller drei Nebenkühlwasserpumpen führt immer zum Ausfall der gesamten Nachwärmeabfuhr sowie zum Ausfall der Niederdruck- und 2 von 3 Hochdruckpumpen durch die fehlende Motor- bzw. Lagerkühlung. Die dritte Hochdruckpumpe (Strang TH10) besitzt eine vom nuklearen Zwischenkühlkreis und nuklearen Nebenkühlwasserkreis unabhängige Kühlung. Es ist jedoch infolge hoher Temperatur in der Kondensationskammer von einem Versagen auch dieser Pumpe auszugehen. Bei Ausfall aller Niederdruckpumpen kann eine zu hohe Kondensationskammertemperatur mit den Primärfüllpumpen verhindert werden, wenn die Temperatur des Wassers der Donau niedriger als ca. 10 °C ist. Oberhalb 10 °C führt der Ausfall aller Niederdruckpumpen auch zum Versagen der Hochdruckpumpen und damit zum Ausfall aller Einspeisungen durch das Nachkühlsystem. Da beim Notstromfall das Hauptspeisewassersystem nicht zur Verfügung steht, kommt es bei Eintritt eines der genannten Common-Cause-Ausfälle der Pumpen zum Versagen der RDB-Bespeisung (Anlagenzustand b_3), wobei eine Gefährdung nach frühestens 5 h eintritt.

Das Versagen der Notstromversorgung trägt mit ca. 35 % zur mittleren Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen im Notstromfall bei, wobei der Common-Cause-Ausfall der 24-V-Gleichstromversorgung, der sowohl zum Versagen der Umschaltung auf die 110-kV-Reserveeinspeisung als auch zum Startversagen der Notstromdiesel führt, den größten Beitrag liefert. Diese Ausfälle führen nach etwa 60 min zu einer Kernfreilegung (Anlagenzustand b_3) bei hohem Druck.

- Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung (T2)

Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände: $5,5 \cdot 10^{-6}/a$.

Mittlere Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen: $2,8 \cdot 10^{-5}$

Wie beim Notstromfall sind Gefährdungszustände, die zum Versagen der RDB-Bespeisung (Anlagenzustand b_3) führen, dominant (ca. 91 %). Für den Ausfall der RDB-Bespeisung sind die beim Notstromfall genannten Common-Cause-Ausfälle der Pumpen maßgebend, wobei diese Ausfälle nur in Verbindung mit einem zusätzlichen Verlust der Hauptwärmesenke zu einer Gefährdung führen. Zum Verlust der Hauptwärmesenke tragen im wesentlichen der Ausfall der rechtzeitigen Nachspeisung von Wasser in die Kondensationskammer (Handmaßnahme) und das Nichtöffnen der Frischdampf-Umleiteinrichtung bei. Erfolgt die Nachspeisung in die Kondensationskammer nicht rechtzeitig, so ist nach BHB ein Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen auszulösen, womit die Hauptwärmesenke nicht mehr verfügbar ist. Der Anlagenzustand b_1 (Temperatur in der Kondensationskammer $> 150\text{ °C}$ infolge Ausfall der Nachwärmeabfuhr) spielt mit ca. 9 % auch hier eine untergeordnete Rolle. Der Beitrag des Ausfalls der RDB-Druckbegrenzung (b_4) ist vernachlässigbar.

- Ausfall der Hauptwärmesenke (T3)

Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit für die Gefährdungszustände: $2,0 \cdot 10^{-5}/a.$
Mittlere Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen: $4,1 \cdot 10^{-5}.$

Das Ergebnis wird vom Ausfall der Nachwärmeabfuhr (Anlagenzustand b_1) dominiert (ca. 96 %), wobei hierzu im wesentlichen Common-Cause-Ausfälle der Pumpen des nuklearen Zwischenkühlkreises sowie des nuklearen Nebenkühlwassersystems beitragen. Die Temperatur in der Kondensationskammer erreicht aufgrund dieser Ausfälle nach etwa 10 Stunden 150 °C . Da bei dieser Transiente das Hauptspeisewassersystem zur RDB-Bespeisung eingesetzt werden kann, spielt der Anlagenzustand b_3 mit ca. 4 % nur eine untergeordnete Rolle. Eine Gefährdung durch Ausfall der RDB-Druckbegrenzung (Anlagenzustand b_4) ist mit weniger als 1 % für das Ergebnis vernachlässigbar.

- Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung durch gemeinsame Ursache (T3T2)

Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit für die Gefährdungszustände: $1,5 \cdot 10^{-5}/a.$
Mittlere Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen: $5,1 \cdot 10^{-5}.$

Dieses Ereignis wird zu ca. 90 % von Ausfällen bestimmt, die zum Versagen der RDB-Bespeisung führen (Anlagenzustand b_3), wobei Common-Cause-Ausfälle der Pumpen

(vergleiche Notstromfall) von wesentlicher Bedeutung sind. Die restlichen ca. 10 % sind auf das Versagen der Nachwärmeabfuhr (Anlagenzustand b_1) zurückzuführen. Der Ausfall der RDB-Druckbegrenzung (Anlagenzustand b_4) spielt mit weniger als 1 % keine nennenswerte Rolle.

- Offenbleiben eines S+E-Ventils (T4)

Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit für die Gefährungszustände: $4,1 \cdot 10^{-6}/a$.
Mittlere Nichtverfügbarkeit der Systemfunktion: $4,1 \cdot 10^{-5}$.

Das Ergebnis wird wie beim Ausfall der Hauptwärmesenke (T3) vom Versagen der Nachwärmeabfuhr bestimmt (ca. 96 %), das nach etwa 10 Stunden zum Anlagenzustand b_1 (Temperatur in der Kondensationskammer erreicht 150 °C) führt. Die Ausfallkombinationen entsprechen denjenigen bei T3. Dies gilt im wesentlichen auch für den Ausfall der RDB-Bespeisung (Anlagenzustand b_3), der etwa 4 % beiträgt.

- Kühlmittelverluststörfälle
- Kleines Leck in einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters (LA1-FD)

Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit: $2 \cdot 10^{-7}/a$.

Mittlere Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen: $7,2 \cdot 10^{-5}$.

Zu etwa gleichen Teilen sind die Anlagenzustände b_1 und b_2^* betroffen. Die wesentlichen Ausfallkombinationen, die zum Anlagenzustand b_1 führen, sind wie beim Ausfall der Hauptwärmesenke (T3) die Common-Cause-Ausfälle von Pumpen, da durch die Auslösung des Durchdringungsabschlusses in allen Frischdampfleitungen die Hauptwärmesenke nicht zur Verfügung steht. Ein Ausfall des Durchdringungsabschlusses in der vom Leck betroffenen Frischdampfleitung führt zum Kühlmittelverlust aus der Kondensationskammer. Ausfallursachen hierfür sind im wesentlichen Common-Cause-Ausfälle der Durchdringungsarmaturen. In Verbindung mit dem Versagen einer Nachspeisung von Wasser in die Kondensationskammer tritt nach frühestens 2 Tagen ein Gefährdungszustand der Kategorie b_2^* ein. Hierbei sind die betrieblichen RDB-Einspeisungen durch das Steuerstab-Spülwassersystem und das Dichtungssperrwassersystem nicht berücksichtigt, was zu einer pessimistischen Einschätzung führt.

- Kleines Leck in einer Frischdampfleitung oder einer Speisewasserleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters (LI1-FD, LI1-RL)

Punktwert der erwarteten Summenhäufigkeit: $4 \cdot 10^{-7}/a$, $3 \cdot 10^{-7}/a$.

Mittlere Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen: $9,7 \cdot 10^{-5}$.

Etwa 95 % dieses Wertes gehen auf den Ausfall der RDB-Bespeisung (Anlagenzustand b_3) und etwa 5 % auf den Ausfall der Nachwärmeabfuhr (Anlagenzustand b_1) zurück. Der Ausfall der RDB-Druckbegrenzung (Anlagenzustand b_4) ist vernachlässigbar.

Zum Ausfall der RDB-Bespeisung (b_3) tragen im wesentlichen Common-Cause-Ausfälle aller drei Motorschieber (öffnen nicht) in den Mindestmengenleitungen der Niederdruckpumpen des Nachkühlsystems sowie Common-Cause-Ausfälle der Niederdruckpumpen, der Zwischenkühlpumpen und der nuklearen Nebenkühlwasserpumpen bei. Beim Versagen des Öffnens der Motorschieber in den Mindestmengenleitungen wird von einem Folgeausfall der Niederdruckpumpen ausgegangen, da in diesem Fall die Pumpen zeitweise gegen geschlossene Schieber fördern.

Bei der Analyse der Kühlmittelverluststörfälle wird angenommen, daß die Funktion des Nachkühlsystems durch Verschmutzung als Folge des auslösenden Ereignisses, z. B. durch Isolationsmaterial, nicht beeinträchtigt ist.

Derartige Verschmutzungsmöglichkeiten wurden schon bei der Auslegung der Anlage untersucht und als nicht relevant bewertet. Neuere Betriebserfahrungen weisen jedoch auf eine alterungsbedingte Veränderung des Isolationsmaterials hin, die die Gültigkeit der Auslegungsannahmen betreffen könnten. Mögliche Auswirkungen auf die Funktion der Nachkühlsysteme konnten im Rahmen dieser Analyse nicht mehr untersucht werden.

- Anlagenzustände b_2 und b_2^*

Zusätzliche Beiträge zur Gesamthäufigkeit von Gefährdungszuständen würden sich ergeben, wenn es aufgrund einer Überspeisung des RDB mit Folgeversagen einer Frischdampfleitung oder daran anschließender Systeme zum Anlagenzustand b_2 bzw.

b_2^* käme. Die Größe dieses Beitrages hängt von der bedingten Versagenswahrscheinlichkeit der Leitungen ab.

Die Häufigkeit der Ereignisabläufe mit einer Überspeisung der Frischdampfleitung, die bereits nach ca. 10 min (ungünstigster Fall) zum Anlagenzustand b_2 führen würden, wird im wesentlichen von den Transienten bestimmt. Dominant sind hier die Ausfälle der Hauptspeisewasserversorgung (auslösende Ereignisse T1, T2, T3T2) sowie die Überspeisungstransiente T5, jeweils in Verbindung mit einem Versagen der Meßwert-erfassung für den RDB-Füllstand aufgrund von Common-Cause-Ausfällen. Dadurch könnten weder die einspeisenden Pumpen bei hohem Füllstand abgeschaltet noch der Durchdringungsabschluß ausgelöst werden.

Zur Häufigkeit der Gefährdungszustände, die durch Unterschreiten eines äußerst tiefen Füllstands in der Kondensationskammer infolge eines durch Überspeisung verursachten Lecks in einer Frischdampfleitung außerhalb des SB gekennzeichnet sind (b_2^* , Eintritt frühestens nach 2 Tagen), würden im wesentlichen die Lecks innerhalb des Sicherheitsbehälters mit Ausfall des Durchdringungsabschlusses beitragen.

■ ATWS

Es wurden zwei verschiedene Ausfallmechanismen berücksichtigt, die zu einem ATWS-Fall führen können.

Fall 1: Versagen der Reaktorschutz-Auslösung der RESA.

Bestimmend für die Nichtverfügbarkeit der Reaktorschutz-Auslösung ist das auslösende Ereignis "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" (Eintrittshäufigkeit $0,2/a$), bei dem die RESA-Signale nur von der RDB-Füllstandsmessung gebildet werden. Die Ausfallwahrscheinlichkeit der Füllstandsmessung beträgt $5 \cdot 10^{-6}/\text{Anforderung}$ (Common-Cause-Ausfall der Meßwert-erfassung, vgl. Tabelle 5-1). Damit ergibt sich für diesen Fall eine Eintrittshäufigkeit von $1 \cdot 10^{-6}/a$ (s. Tabelle 5-3 bzw. 5-4).

Der Fall kann nur beherrscht werden, wenn vor Beginn einer Kernschädigung eine RESA und die RDB-Bespeisung von Hand ausgelöst werden. Als indirekte Information für den Füllstand im Kern steht in der Warte eine Temperaturmessung im Kern (derzeit in einer Testphase) zur Verfügung. Weiterhin ist

vorgesehen, ein Ultraschallmeßverfahren (EMUS) als diversitäre RDB-Füllstandsmessung einzusetzen. Es stehen zwar für den Operateur noch weitere Erkennungsmöglichkeiten zur Verfügung, z. B. Ausfall der RDB-Bespeisung, aufgrund des schnellen zeitlichen Ablaufs wird jedoch bei diesem ATWS-Fall pessimistisch davon ausgegangen, daß Handeingriffe mit der Wahrscheinlichkeit $p = 1$ nicht rechtzeitig erfolgen, und das Ereignis deswegen nicht beherrscht werden kann.

Fall 2: Mehrere nebeneinanderliegende Steuerstäbe können weder eingeschossen noch eingefahren werden.

Für diese ATWS-Fälle wurde die Zuverlässigkeit des Reaktorschnellabschaltssystems untersucht.

- Bei einem Ausfall von zwei oder drei nebeneinander liegenden Steuerstäben läßt sich bei Transienten mit Druck- und Temperaturabsenkung im RDB (Eintrittshäufigkeit 0,2/a) die Unterkritikalität bei kaltem Reaktorzustand nicht herstellen. Die Ausfallwahrscheinlichkeit der Stabmechanik infolge gemeinsamer Ursache beträgt $1,8 \cdot 10^{-4}$ /Anforderung. Die Eintrittshäufigkeit dieses Falles wird damit zu $3,6 \cdot 10^{-5}$ /a abgeschätzt.
- Bei einem Ausfall von vier oder mehr benachbarten Steuerstäben läßt sich auch bei Transienten mit Anforderung der Reaktorschnellabschaltung (Eintrittshäufigkeit 1/a) der heiße, unterkritische Reaktorzustand nicht herstellen. Die Ausfallwahrscheinlichkeit mit einem Wert von $2,9 \cdot 10^{-5}$ /Anforderung wird durch den Common-Cause-Ausfall von vier bis sieben nebeneinander positionierten Steuerstäben bestimmt. Die Eintrittshäufigkeit dieses Falles beträgt damit $2,9 \cdot 10^{-5}$ /a.

Es wurde abgeschätzt, daß die Anforderungen an die Nachwärmeabfuhr gegenüber einer erfolgreichen Abschaltung in Abhängigkeit von der Anzahl der nicht eingefahrenen benachbarten Steuerstäbe geringfügig bzw. bis zur Größenordnung der Nachzerfallsleistung erhöht sind. Detaillierte Berechnungen hierzu wurden jedoch nicht durchgeführt.

Bei einem Ausfall von acht oder mehr benachbarten Steuerstäben ist davon auszugehen, daß die Kapazität des Nachwärmeabfuhrsystems überschritten wird. Die Häufig-

keit solcher mechanischer Ausfallkombinationen ist mit dem BFR-Modell nicht belastbar zu quantifizieren.

Die beiden genannten ATWS-Fälle haben unterschiedliches Zeitverhalten. Im Fall 1 können innerhalb kurzer Zeit Gefährdungszustände eintreten. Im Fall 2 steht ausreichend lange Zeit zur Verfügung, um durch zusätzliche Maßnahmen wie Borierung die Unterkritikalität herzustellen. Der weitere Ereignisablauf ist für die Ausfallkombination des Falles 2 noch zu untersuchen.

■ Einfluß des ZUNA-Systems und der modifizierten Abfahrkühlleitung

Die unter Berücksichtigung des geplanten zusätzlichen Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystems (ZUNA) und der modifizierten Abfahrkühlleitung ermittelten Ergebnisse sind in Tabelle 5-4 und Bild 5-7 dargestellt. Da das ZUNA-System noch nicht realisiert ist, konnte die Zuverlässigkeitsbewertung nur anhand der Planungsunterlagen erfolgen. Auch fehlt die anlagenspezifische Betriebserfahrung zu den einzelnen Komponenten des Systems. Für das ZUNA-System ist der Einbau von Komponenten geplant, die gegenüber denjenigen des Nachkühlsystems diversitär aufgebaut sind, so daß die Möglichkeiten von Ausfällen aus gemeinsamer Ursache von Komponenten des Nachkühl- und des ZUNA-Systems nicht unterstellt werden muß. Dagegen ist derzeit davon auszugehen, daß ein Common-Cause-Ausfall der RDB-Füllstandsmessung auch zum Versagen der Zuschaltssignale für das ZUNA-System führt.

Die Tabelle 5-4 enthält analog zur Tabelle 5-3 keine Häufigkeiten für Gefährdungszustände bei Transienten und Kühlmittelverluststörfällen innerhalb des Sicherheitsbehälters, die durch den Anlagenzustand b_2 bzw. b_2^* gekennzeichnet sind.

Insgesamt verringert sich die Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände durch den Einbau von ZUNA um den Faktor 11. Die größten Verringerungen von Systemnichtverfügbarkeiten bzw. der Häufigkeiten ergeben sich für die Gefährdungszustände mit Ausfall der Nachwärmeabfuhr (Anlagenzustand b_1). Die Häufigkeit des Anlagenzustandes b_1 wird von $2,6 \cdot 10^{-5}/a$ (ohne ZUNA) um einen Faktor von knapp 40 auf $7 \cdot 10^{-7}/a$ (mit ZUNA) reduziert. Beim Anlagenzustand b_3 wird die Häufigkeit um den Faktor 7 auf $3,4 \cdot 10^{-6}/a$ verringert. Hierbei ist zu berücksichtigen, daß das ZUNA-System auf die Häufigkeit von b_3 beim ATWS (Ausfall der Hauptspeiseversorgung mit Versagen der Signale zur Reaktorschnellabschaltung) keinen Einfluß hat, weil der

Common-Cause-Ausfall der Meßwerterfassung für den RDB-Füllstand auch zum Ausfall der Signale für die RDB-Einspeisung durch ZUNA führt. Auch bei den übrigen Transienten mit Ausfällen der Hauptspeisewasserversorgung (T1, T3T2) werden die Beiträge zur Häufigkeit des Anlagenzustandes b_3 , die auf Common-Cause-Ausfälle der Meßwerterfassung zurückzuführen sind, durch das ZUNA-System nicht verringert. Beim Notstromfall kann bei Auftreten eines Common-Cause-Ausfalls der 24-Volt- oder 220-Volt-Gleichstromversorgung (mit zusätzlichem Ausfall der Handmaßnahme zum Start der Notstromdiesel) die zur Einspeisung durch ZUNA erforderliche Druckentlastung durch die ADE nicht erfolgen. ZUNA kann daher trotz der eigenen diversitären Stromversorgung nicht wirksam werden. Auf die Gefährdungszustände der Kategorie b_2 und b_2^* hat das ZUNA-System keinen Einfluß.

■ Einfluß von Common-Cause-Ausfällen und Versagen geplanter Handmaßnahmen

Ohne Berücksichtigung von ZUNA und der zusätzlichen Abfahrkühlleitung tragen Common-Cause-Ausfälle mit ca. 99 % (im Sinne von Importanz) zur Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände bei. Ausfallkombinationen, die ausschließlich Common-Cause-Ausfälle enthalten, liefern einen Beitrag von ca. 80 % zur Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände. Etwa 60 % der Summenhäufigkeit sind durch das Startversagen aller drei nuklearen Zwischenkühlkreispumpen sowie aller drei nuklearen Nebenkühlwasserpumpen bei Störfällen mit Verlust der Hauptwärmesenke (Eintrittshäufigkeit der betreffenden auslösenden Ereignisse ca. 1/a) verursacht. Der Ausfall dieser Zwischenkühlkreis- oder Nebenkühlwasserpumpen führt in diesen Fällen sowohl zu einem Versagen der Nachwärmeabfuhr aus der Kondensationskammer als auch zum Folgeschaden der Nachkühlpumpen aufgrund fehlender Kühlung und damit auch zu einer Gefährdung der Kernkühlung. Bei Ereignissen mit ausgefallener Hauptwärmesenke und funktionierendem Hauptspeisewassersystem kommt es somit zu einer Gefährdung infolge Ausfalls der Nachwärmeabfuhr, die durch den Anlagenzustand b_1 (Temperatur des Wassers in der Kondensationskammer übersteigt 150 °C) und eine sehr lange Zeit bis zu ihrem Eintritt (ca. 10 Stunden) gekennzeichnet ist. Dagegen führen diese Common-Cause-Ausfälle bei Transienten bzw. Kühlmittelverluststörfällen, bei denen weder die Hauptwärmesenke noch das Hauptspeisewassersystem zur Verfügung stehen, frühestens nach ca. 5 h zu einer Gefährdung infolge Ausfalls der RDB-Bespeisung (Anlagenzustand b_3).

Der Ausfall von gleichzeitig drei nuklearen Zwischenkühlkreis- bzw. Nebenkühlwasserpumpen aufgrund von unabhängigen Ausfällen ist gegenüber den Common-Cause-Ausfällen vernachlässigbar. Die geringe Bedeutung unabhängiger Ausfälle, im Vergleich zu Common-Cause-Ausfällen trifft auch auf andere Komponenten zu. Auch beim Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen, der bereits beim Versagen von zwei Armaturen ausfallen kann, sind die Common-Cause-Ausfälle gegenüber den unabhängigen Ausfällen dominant.

Knapp 20% des Ergebnisses sind auf Common-Cause-Ausfälle mit zusätzlichen unabhängigen Ausfällen oder/und zusätzlichem Versagen geplanter Handmaßnahmen zurückzuführen.

Durch das diversitär ausgeführte ZUNA-System verringert sich der Anteil an der Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände ($4,4 \cdot 10^{-6}/a$), die ausschließlich auf Common-Cause-Ausfälle zurückzuführen sind, auf ca. 40 %. Von Bedeutung sind hierbei der Ausfall der Meßwerterfassung für den RDB-Füllstand beim Ausfall Hauptspeisewasser (ATWS) sowie der Common-Cause-Ausfall der 24-Volt-Gleichstromversorgung beim Notstromfall. Dagegen führen die ohne ZUNA dominanten Ausfälle aufgrund gemeinsamer Ursache nicht mehr ausschließlich, sondern nur in Verbindung mit zusätzlichen, unabhängigen Ausfällen von Komponenten des ZUNA-Systems zu Gefährdungszuständen der Kategorie b_1 bzw. b_3 .

Bei der Bewertung der Common-Cause-Anteile ist zu berücksichtigen, daß die verwendeten Daten generischer Art sind, weil Methoden zur Ermittlung anlagenspezifischer Daten nicht zur Verfügung standen. Jedoch wurden bei der Überprüfung der Übertragbarkeit die anlagentechnischen Gegebenheiten berücksichtigt.

Der Einfluß des Versagens geplanter Handmaßnahmen wurde unter Verwendung von "Screening-Werten" für Fehlerwahrscheinlichkeiten ermittelt. Ohne Berücksichtigung von ZUNA und der zusätzlichen Abfahrkühlleitung sind ca. 11 % der Häufigkeit der Gefährdungszustände auf Ausfallkombinationen zurückzuführen, die ein Versagen von Handmaßnahmen in Verbindung mit Common-Cause-Ausfällen enthalten, z. B.:

- kein Nachspeisen in die Kondensationskammer von Hand in Verbindung mit Startversagen der nuklearen Zwischenkühlkreis-, Nebenkühlwasser- oder Nachkühl-

pumpen durch Common-Cause-Ausfall (nur beim Ausfall der Hauptspeisewasser-
versorgung von Bedeutung),

- keine Inbetriebnahme der RDB-Bespeisung von Hand beim Common-Cause-
Versagen der Meßwerterfassung für den RDB-Füllstand,
- kein Zuschalten der Notstromdiesel beim Common-Cause-Ausfall der 220-Volt-
Gleichstromversorgung.

Zu dem relativ geringen Anteil von menschlichen Fehlhandlungen trägt der hohe Au-
tomatisierungsgrad der Anlage wesentlich bei.

Es gibt keine Ereignisabläufe, die ausschließlich aufgrund von Ausfällen geplanter
Handeingriffe zu einem Gefährdungszustand führen.

Tabelle 5-3 Häufigkeiten der Gefährdungszustände für auslösende Ereignisse und Summenhäufigkeiten
(ohne ZUNA, ohne modifiz. Abfahrkühlleitung)

Gefährdungszustand		Auslösende Ereignisse und deren Häufigkeiten 1/a										ATWS kein RESA- Sign. n. T2 1,0E-6	Summen- häufigkeit	
		Transienten					KMV							
Anlagen- zustand	Zeit bis Eintritt der Gefähr- dung (min)	T1	T2	T3	T3T2	T4	LA1-FD	LI1-FD	LI1-RL	LA1-FD	LI1-FD	LI1-RL	ATWS	Summen- häufigkeit
b ₁	ND/HD	4,0E-2	2,0E-1	5,0E-1	3,0E-1	1,0E-1	2,9E-3	4,3E-3	3,1E-3	2,9E-3	4,3E-3	3,1E-3	1,0E-6	2,6E-5
b ₂	ND/HD	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	ε	n. b.	n. b.	ε	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.
b ₂ *	ND	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	9E-8	n. b.	n. b.	9E-8	n. b.	n. b.	n. b.	9E-8
b ₃	HD	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1,0E-6	1,0E-6
b ₃	ND/HD	9E-8	ε	4E-8	7E-7	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	-	8E-7
b ₃ (b ₁)	ND	-	-	-	-	-	-	4E-7	3E-7	-	4E-7	3E-7	-	7E-7
b ₃ (b ₁)	ND	6E-8	1,0E-6	3E-8	5E-7	2E-7	ε	ε	ε	ε	ε	ε	-	1,8E-6
b ₃ (b ₁)	ND	1,7E-6	4,0E-6	7E-7	1,2E-5	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	-	1,9E-5
b ₃ (b ₁)	HD	1,1E-6	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	-	1,1E-6
Summe b ₃		3,0E-6	5,0E-6	8E-7	1,4E-5	2E-7	ε	4E-7	3E-7	ε	4E-7	3E-7	1,0E-6	2,4E-5
b ₄	HD	1E-8	ε	2E-7	9E-8	-	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	3E-7
Summe der Häufigkeiten		3,2E-6	5,5E-6	2,0E-5	1,5E-5	4,1E-6	2E-7	4E-7	3E-7	2E-7	4E-7	3E-7	1,0E-6	5,0E-5
Summe der mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen:		8,0E-5	2,8E-5	4,1E-5	5,1E-5	4,1E-5	7,2E-5	9,7E-5	9,7E-5	7,2E-5	9,7E-5	9,7E-5	1,0	

ε = vernachlässigbarer Beitrag zur Summenhäufigkeit (< 10⁻⁸/a)

n. b. = nicht bewertet

Erläuterungen zu den Abkürzungen auf S. 56

Tabelle 5-4 Häufigkeiten der Gefährdungszustände für auslösende Ereignisse und Summenhäufigkeiten
(mit ZUNA, mit modifizierter Abfahrkühlleitung)

Gefährdungszustand		Auslösende Ereignisse und deren Häufigkeiten 1/a										ATWS kein RESA- Sign. n. T2 1,0E-6	Summen- häufigkeit
		Transienten					KMV						
Anlagen- zustand	Zeit bis Eintritt der Gefähr- dung (min)	T1	T2	T3	T3T2	T4	LA1-FD	LI1-FD	LI1-RL				
b ₁	ND/HD	600	8E-9	2E-8	6E-7	3E-8	1E-7	3E-9	€	€	7E-7		
b ₂	ND/HD	10	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	
b ₂ *	ND	600	n. b.	n. b.	n. b.	n. b.	2E-8	n. b.	n. b.	n. b.	2E-8	2E-8	
b ₃	HD	<15	-	-	-	-	-	-	-	-	1,0E-6	1,0E-6	
b ₃	ND/HD	30	8E-8	€	7E-8	7E-7	1E-8	€	€	€	8E-7	8E-7	
b ₃ (b ₁)	ND	15	-	-	-	-	-	8E-9	6E-9	€	1E-8	1E-8	
b ₃ (b ₁)	ND	30	€	2E-8	€	€	€	€	€	€	2E-8	2E-8	
b ₃ (b ₁)	ND	300	5E-8	1E-7	3E-8	2E-7	5E-9	€	€	€	4E-7	4E-7	
b ₃ (b ₁)	HD	60	1,1E-6	€	€	€	€	€	€	€	1,1E-6	1,1E-6	
Summe b ₃			1,3E-6	1E-7	1E-7	9E-7	2E-8	€	9E-9	6E-9	1,0E-6	3,4E-6	
b ₄	HD	10	1E-8	€	2E-7	9E-8	-	€	€	€	€	3E-7	
Summe der Häufigkeiten			1,3E-6	1E-7	8E-7	1,0E-6	1E-7	2E-8	9E-9	6E-9	1E-6	4,4E-6	
Summe der mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen:			3,2E-5	7E-7	1,6E-6	3,4E-6	1,3E-6	6,5E-6	2,0E-6	2,0E-6	1,0		

€ = vernachlässigbarer Beitrag zur Summenhäufigkeit (< 10⁻⁹/a)

n. b. = nicht bewertet

Erläuterungen zu den Abkürzungen auf S. 56

TRANSIENTEN

Auslösendes Ereignis und Eintrittshäufigkeit	Beitrag des Ereignisses zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände ($5,0 \cdot 10^{-5}/a$)	Prozentuale Anteile der Kategorien von Gefährdungszuständen
Notstromfall (T1) $h = 0,04/a$	$H = 3,2 \cdot 10^{-6}/a$ 6,4%	<p>93,5% 0,4% 6,1%</p>
Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung (T2) $h = 0,2/a$	$H = 5,5 \cdot 10^{-6}/a$ 11,0%	<p>90,6% 9,4%</p>
Ausfall der Hauptwärmesenke (T3) $h = 0,5/a$	$H = 2,0 \cdot 10^{-5}/a$ 40,5%	<p>95,6% 3,7% 0,7%</p>
Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung durch gemeinsame Ursache (T3T2) $h = 0,3/a$	$H = 1,5 \cdot 10^{-5}/a$ 30,3%	<p>89,8% 0,6% 9,6%</p>
Offenbleiben eines S+E - Ventils (T4) $h = 0,1/a$	$H = 4,1 \cdot 10^{-6}/a$ 8,0%	<p>96,3% 3,7%</p>

92074-10

b_1 : Kokatemperatur >150 °C infolge Ausfall NWA

b_3 : Kernfreilegung infolge Ausfall RDB-Bespeisung

b_2 : Versagen FD-Leitung bei Überspeisung und Ausfall DDA ¹⁾

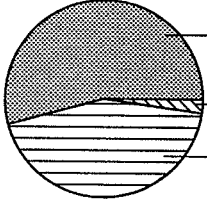
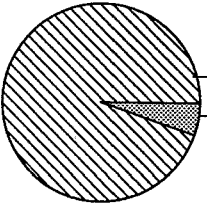
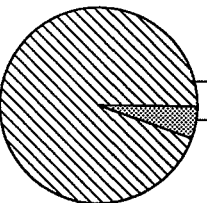
b_4 : Hoher Druck im RDB infolge Versagen der Druckbegrenzung

b_2^* : Entleerung der KOKA durch Dampfaustrag über Leck außerhalb SB bei ausgefallenem DDA ¹⁾






¹⁾ Die Gefährdungszustände der Kategorie b_2 und b_2^* wurden bei Transienten und KMV innerhalb SB nicht bewertet

Bild 5-1 Transienten; Beiträge zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände (ohne ZUNA, ohne modifizierte Abfahrkühlleitung)

KÜHLMITTELVERLUSTSTÖRFÄLLE

Auslösendes Ereignis und Eintrittshäufigkeit	Beitrag des Ereignisses zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände ($5,0 \cdot 10^{-5}/a$)	Prozentuale Anteile der Kategorien von Gefährdungszuständen
Kleines FD-Leck außerhalb SB (LA1-FD) $h = 2,9 \cdot 10^{-3}/a$	$H = 2 \cdot 10^{-7}/a$ 0,4%	
Kleines FD-Leck innerhalb SB (LI1-FD) $h = 4,3 \cdot 10^{-3}/a$	$H = 4 \cdot 10^{-7}/a$ 0,8%	
Kleines RL-Leck innerhalb SB (LI1-RL) $h = 3,1 \cdot 10^{-3}/a$	$H = 3 \cdot 10^{-7}/a$ 0,6%	

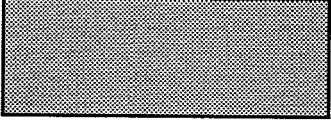
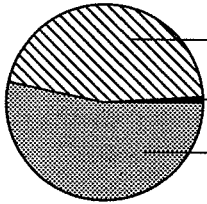

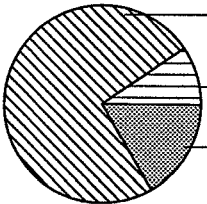

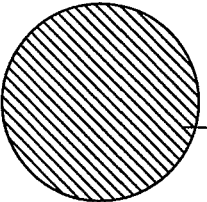
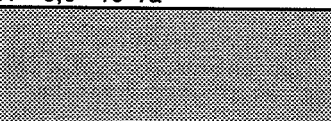
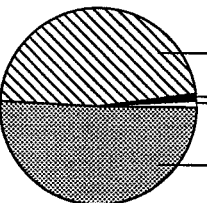
92074-11

- b_1 :  Kokatemperatur > 150°C infolge Ausfall NWA
- b_2 :  Versagen FD-Leitung bei Überspeisung und Ausfall DDA ¹⁾
- b_2^* :  Entleerung der KOKA durch Dampfaustrag über Leck außerhalb SB bei ausgefallenem DDA ¹⁾
- b_3 :  Kernfreilegung infolge Ausfall RDB-Bespeisung
- b_4 :  Hoher Druck im RDB infolge Versagen der Druckbegrenzung






¹⁾ Die Gefährdungszustände der Kategorie b_2 und b_2^* wurden bei Transienten und KMV innerhalb SB nicht bewertet

Bild 5-2 Kühlmittelverluststörfälle; Beiträge zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände (ohne ZUNA, ohne modifizierte Abfahrkühlleitung)

ALLE STÖRFÄLLE

Auslösende Ereignisse und Eintrittshäufigkeiten	Beiträge der Ereignisse zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände ($5,0 \cdot 10^{-5}/a$)	Prozentuale Anteile der Kategorien von Gefährdungszuständen
Alle Transienten $h = 1,1 \cdot 10^{-1}/a$	$H = 4,8 \cdot 10^{-5}/a$  96,2%	 46,7% 0,5% 52,8%
Alle Kühlmittelverluststörfälle $h = 1,0 \cdot 10^{-2}/a$	$H = 9 \cdot 10^{-7}/a$  1,8%	 74,0% 9,8% 16,2%
ATWS (Ausfall RESA-Signale nach Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung) $h = 1,0 \cdot 10^{-6}/a$	$H = 1,0 \cdot 10^{-6}/a$  2,0%	 100%
Alle Störfälle	$H = 5,0 \cdot 10^{-5}/a$  100%	 48,2% 0,5% 0,2% 51,1%

92074-12

- b_1 :  Kokatemperatur $> 150^\circ\text{C}$ infolge Ausfall NWA
- b_2 :  Versagen FD-Leitung bei Überspeisung und Ausfall DDA ¹⁾
- b_2^* :  Entleerung der KOKA durch Dampfaustrag über Leck außerhalb SB bei ausgefallenem DDA ¹⁾
- b_3 :  Kernfreilegung infolge Ausfall RDB-Bespeisung
- b_4 :  Hoher Druck im RDB infolge Versagen der Druckbegrenzung

¹⁾ Die Gefährdungszustände der Kategorie b_2 und b_2^* wurden bei Transienten und KMV innerhalb SB nicht bewertet

Bild 5-3 Anlageninterne auslösende Ereignisse; Beiträge zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände (ohne ZUNA, ohne modifizierte Abfahrkühlleitung)

TRANSIENTEN

Auslösendes Ereignis und Eintrittshäufigkeit	Beitrag des Ereignisses zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände ($4,4 \cdot 10^{-6}/a$)	Prozentuale Anteile der Kategorien von Gefährdungszuständen
Notstromfall (T1) $h = 0,04/a$	$H = 1,3 \cdot 10^{-6}/a$ 29,4%	 98,5% 0,6% 0,9%
Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung (T2) $h = 0,2/a$	$H = 1,4 \cdot 10^{-7}/a$ 3,2%	 14,3% 85,7%
Ausfall der Hauptwärmesenke (T3) $h = 0,5/a$	$H = 8 \cdot 10^{-7}/a$ 18,1%	 68,7% 18,8% 12,5%
Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung durch gemeinsame Ursache (T3T2) $h = 0,3/a$	$H = 1,0 \cdot 10^{-6}/a$ 23,1%	 88,3% 2,9% 8,8%
Offenbleiben eines S+E - Ventils (T4) $h = 0,1/a$	$H = 1,3 \cdot 10^{-7}/a$ 2,9%	 84,6% 15,4%

92074-13

b_1 : Kokatemperatur >150°C infolge Ausfall NWA

b_2 : Versagen FD-Leitung bei Überspeisung und Ausfall DDA ¹⁾

b_2^* : Entleerung der KOKA durch Dampfaustrag über Leck außerhalb SB bei ausgefallenem DDA ¹⁾


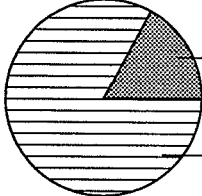

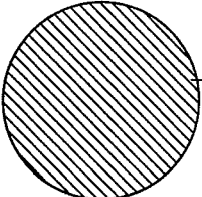

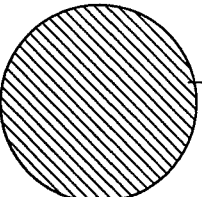
b_3 : Kernfreilegung infolge Ausfall RDB-Bespeisung

b_4 : Hoher Druck im RDB infolge Versagen der Druckbegrenzung


¹⁾ Die Gefährdungszustände der Kategorie b_2 und b_2^* wurden bei Transienten und KMV innerhalb SB nicht bewertet


Bild 5-4 Transienten; Beiträge zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände (mit ZUNA, mit modifizierter Abfahrkühlleitung)



KÜHLMITTELVERLUSTSTÖRFÄLLE


Auslösendes Ereignis und Eintrittshäufigkeit	Beitrag des Ereignisses zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände ($4,4 \cdot 10^{-6}/a$)	Prozentuale Anteile der Kategorien von Gefährdungszuständen
Kleines FD-Leck außerhalb SB (LA1-FD) $h = 2,9 \cdot 10^{-3}/a$	$H = 2 \cdot 10^{-8}/a$  0,4%	
Kleines FD-Leck innerhalb SB (LI1-FD) $h = 4,3 \cdot 10^{-3}/a$	$H = 9 \cdot 10^{-9}/a$  0,2%	
Kleines RL-Leck innerhalb SB (LI1-RL) $h = 3,1 \cdot 10^{-3}/a$	$H = 6 \cdot 10^{-9}/a$  0,1%	

92074-14

- b_1 :  Kokatemperatur >150°C infolge Ausfall NWA

b_2 :  Versagen FD-Leitung bei Überspeisung und Ausfall DDA ¹⁾

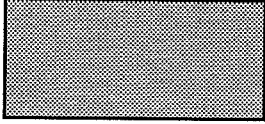
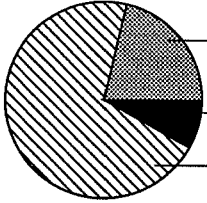

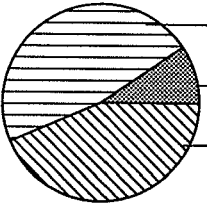
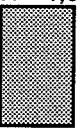
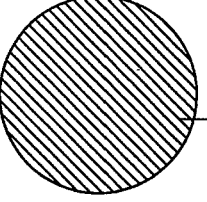
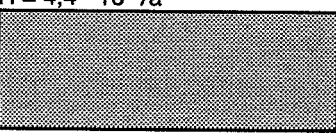
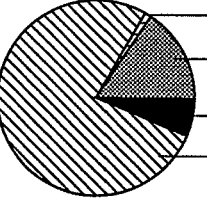
b_2^* :  Entleerung der KOKA durch Dampfaustrag über Leck außerhalb SB bei ausgefallenem DDA ¹⁾
- b_3 :  Kernfreilegung infolge Ausfall RDB-Bespeisung

b_4 :  Hoher Druck im RDB infolge Versagen der Druckbegrenzung

¹⁾ Die Gefährdungszustände der Kategorie b_2 und b_2^* wurden bei Transienten und KMV innerhalb SB nicht bewertet

Bild 5-5 Kühlmittelverluststörfälle; Beiträge zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände (mit ZUNA, mit modifizierter Abfahrkühlleitung)

ALLE STÖRFÄLLE


Auslösende Ereignisse und Eintrittshäufigkeiten	Beiträge der Ereignisse zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände ($4,4 \cdot 10^{-6}/a$)	Prozentuale Anteile der Kategorien von Gefährdungszuständen
Alle Transienten $h = 1,1 \cdot 10^{-1}/a$	$H = 3,4 \cdot 10^{-6}/a$  76,6%	 21,2% 7,4% 71,4%
Alle Kühlmittelverluststörfälle $h = 1,0 \cdot 10^{-2}/a$	$H = 3 \cdot 10^{-8}/a$  0,8%	 46,4% 9,5% 44,1%
ATWS (Ausfall RESA-Signale nach Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung) $h = 1,0 \cdot 10^{-6}/a$	$H = 1,0 \cdot 10^{-6}/a$  22,6%	 100%
Alle Störfälle	$H = 4,4 \cdot 10^{-6}/a$  100%	 0,4% 16,3% 5,7% 77,6%


92074-15

b_1 :  Kokatemperatur $>150^\circ\text{C}$ infolge Ausfall NWA

b_3 :  Kernfreilegung infolge Ausfall RDB-Bespeisung

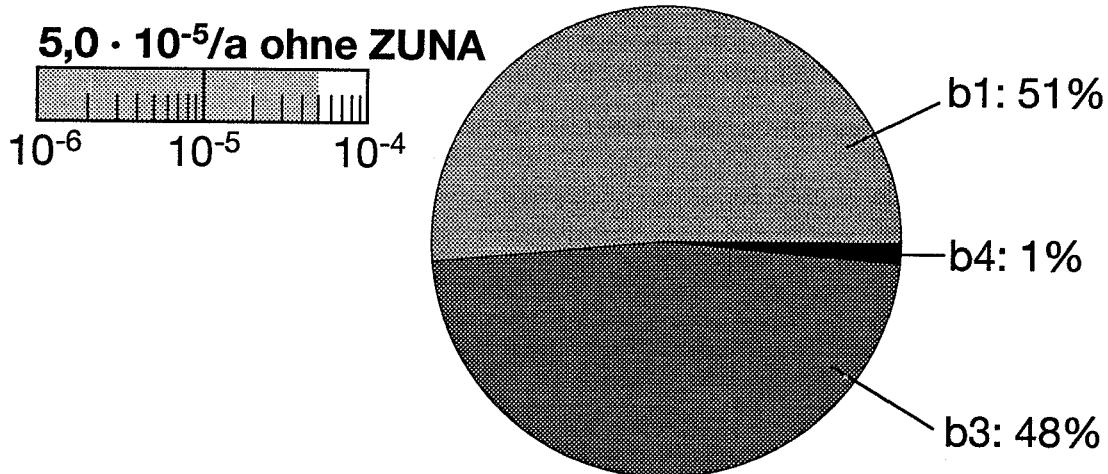
b_2 :  Versagen FD-Leitung bei Überspeisung und Ausfall DDA ¹⁾

b_4 :  Hoher Druck im RDB infolge Versagen der Druckbegrenzung

b_2^* :  Entleerung der KOKA durch Dampfaustrag über Leck außerhalb SB bei ausgefallenem DDA ¹⁾

¹⁾ Die Gefährdungszustände der Kategorie b_2 und b_2^* wurden bei Transienten und KMV innerhalb SB nicht bewertet

Bild 5-6 Anlageninterne auslösende Ereignisse; Beiträge zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände (mit ZUNA, mit modifizierter Abfuhrkühlleitung)



- b1: Temperatur in KOKA > 150°C infolge Ausfall Nachwärmeabfuhr
- b3: Kernfreilegung infolge Ausfall RDB-Bespeisung
- b4: Druck im RDB > 1.2 MPa infolge Ausfall Druckbegrenzung

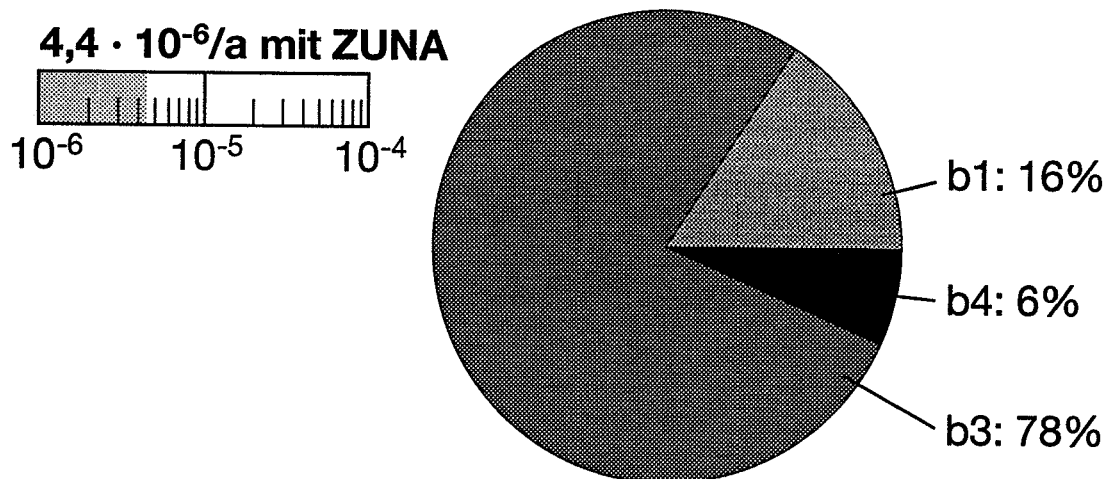


Bild 5-7 Häufigkeit der Gefährdungszustände und Beiträge der Anlagenzustände ohne und mit Berücksichtigung von ZUNA

6 Anlageninterne Notfallmaßnahmen

Anlageninterne Notfallmaßnahmen umfassen alle Maßnahmen, die in der Anlage ergriffen werden können, um auslegungsüberschreitende Ereignisse frühzeitig und sicher zu erkennen, zu kontrollieren und mit möglichst geringen Auswirkungen zu beenden. Eine wesentliche Grundlage ist die flexible Nutzung der Sicherheits- und Betriebssysteme auch außerhalb ihres auslegungsgemäß vorgesehenen Einsatzgebietes sowie die Verwendung externer Systeme.

Durch präventive anlageninterne Notfallmaßnahmen können bei vielen Ereignisabläufen Gefährdungszustände beherrscht und Schadenszustände verhindert werden. Kommt es beim Versagen solcher Maßnahmen zu einem Schadenszustand, so können noch schadensbegrenzende anlageninterne Notfallmaßnahmen durchgeführt werden.

Präventive anlageninterne Notfallmaßnahmen werden eingeleitet, wenn nach dem Ausfall von Systemfunktionen vorgegebene Anlagenzustände erreicht werden. Diese Maßnahmen sind in der Regel im Notfallhandbuch (NHB) beschrieben.

Die Maßnahmen dienen zur Sicherstellung bzw. Wiederherstellung von

- Unterkritikalität
- RDB-Einspeisung bei hohem Druck, z. B. Reaktivierung des Hauptspeisewassersystems
- RDB-Einspeisung bei niedrigem Druck, z. B. Einspeisen mit mobilen Pumpen
- Wärmeabfuhr
- Aktivitätsrückhaltung und Integrität des SB, z. B. durch gefilterte Druckentlastung (Venting) des SB
- Stromversorgung.

6.1 Möglichkeiten der Schadensverhinderung durch die Notfallmaßnahmen

Nachfolgend werden exemplarisch für charakteristische Anlagenzustände die Notfallmaßnahmen diskutiert, die geeignet sind, Schadenszustände zu verhindern.

■ Temperatur in der Kondensationskammer überschreitet 150 °C infolge Ausfalls der Nachwärmeabfuhr (b₁)

Eine unzureichende Nachwärmeabfuhr führt zu einem Anstieg der Temperatur des Kondensationskammerwassers und nach Überschreiten von Temperaturgrenzwerten zu einem Ausfall der RDB-Bespeisungen. Durch Aufheizen und teilweises Ausdampfen des Kondensationskammerwassers steigen der Druck und die Temperatur innerhalb des SB an, wodurch dessen Integrität gefährdet wird. Die Temperatur des Kondensationskammerwassers erreicht frühestens nach ca. 10 h einen Wert von 150 °C.

Vor Erreichen dieses Zustandes kann die Nachwärmeabfuhr durch Wiederinbetriebnahme ausgefallener Nachkühlsysteme wiederhergestellt werden. Gelingt dies nicht, so muß die Nachwärme durch Druckentlastung des SB abgeführt werden. Damit kann die Integrität des SB erhalten werden.

Diese Maßnahme soll bei einem SB-Druck von $p_{SB} = 0,3 \text{ MPa}$ eingeleitet werden. Das System ist so ausgelegt, daß bei einem SB-Druck von $p_{SB} = 0,6 \text{ MPa}$ etwa 1 % der thermischen Leistung (ca. 40 MW) aus dem SB abgeführt werden können.

Die RDB-Bespeisung mit den Pumpen des Nachkühlsystems fällt mit Erreichen einer Wassertemperatur von 150 °C in der Kondensationskammer aus. Die Bespeisung des RDB kann dann nur mit dem Hauptspeisewassersystem, unabhängig von der Temperatur des Kondensationskammerwassers, erfolgen. Bei einem Ausfall auch dieses Systems sind Maßnahmen, die für den Ausfall der RDB-Bespeisung (b₃) vorgesehen sind, möglich.

- **Der RDB-Füllstand überschreitet bei ausgefallenem Durchdringungsabschluß und nicht abgeschalteter RDB-Bespeisung die Höhe der Frischdampfleitungen, verbunden mit Folgeversagen der Frischdampfleitung oder der anschließenden Systeme (b₂)**

Die Überspeisung der Frischdampfleitungen außerhalb des SB kann entweder beim "RDB-Fluten" und Versagen des Durchdringungsabschlusses oder bei "RDB-Füllstandshaltung" mit Versagen der Abschaltung der RDB-Bespeisungen und Versagen des Durchdringungsabschlusses erfolgen. Nach Unterbrechung der Bespeisung und Herstellung des Durchdringungsabschlusses von Hand ist die Nachwärmeabfuhr sicherzustellen. Versagen alle Maßnahmen, die zur Wiederherstellung des Durchdringungsabschlusses vorgesehen sind, so kann die Nachwärmeabfuhr aus dem RDB noch mit der modifizierten Abfahrkühlleitung sichergestellt werden. Sollten auch diese Maßnahme nicht wirksam sein, bestehen zur Sicherstellung der Kernkühlung noch weitere Einspeisemöglichkeiten in den RDB.

- **Der Normalfüllstand in der Kondensationskammer wird um mehr als 6,5 m unterschritten infolge eines Lecks in einer Frischdampfleitung außerhalb des SB und Ausfalls des DDA und dadurch bedingtem Ausdampfen des Kühlmittels (b₂*)**

Der Durchdringungsabschluß muß durch Handmaßnahmen hergestellt werden. Versagen diese Maßnahmen, so kann die Nachwärmeabfuhr aus dem RDB mit der modifizierten Abfahrkühlleitung sichergestellt werden.

- **RDB-Füllstand erreicht die Kernunterkante infolge Ausfalls der RDB-Bespeisung (b₃)**

Bei einem Ausfall der Bespeisung des RDB stehen mehrere Maßnahmen zur Einspeisung von Kühlmittel zur Verfügung. Die Bespeisungen, die automatisch zur Wirkung kommen (RM/RL-Direktverbindung, Entleerung Speisewasserbehälter), führen zu einer Verlängerung der Zeiten bis zum Eintritt einer Gefährdung. Bei der Bewertung der Bespeisungsmöglichkeiten ist zu berücksichtigen, daß einige Maßnahmen, bedingt durch die begrenzten Wasservorräte, keine dauerhafte Bespeisung ermöglichen.

Werden nach einem Ausfall der Einspeisesysteme anlageninterne Notfallmaßnahmen mit Pumpen niedriger Förderhöhe erforderlich, muß zunächst der RDB-Druck abgesenkt werden. Dies ist jedoch immer mit einem Kühlmittelverlust aus dem RDB verbunden. Unter welchen Umständen die dann verfügbaren Maßnahmen (z. B. Feuerlöschsystem, mobile Pumpen, Nebenkühlwassereinspeisung über Querverbindung) noch rechtzeitig wirksam werden können, ist noch zu untersuchen.

6.2 Bewertung von anlageninternen Notfallmaßnahmen in anderen probabilistischen Sicherheitsanalysen

Die Erfolgswahrscheinlichkeiten der beschriebenen Notfallmaßnahmen werden in der Analyse nicht bewertet, da noch umfangreiche Untersuchungen zur Durchführbarkeit und Wirksamkeit der Maßnahmen erforderlich sind.

In mehreren anderen Studien werden anlageninterne Notfallmaßnahmen bewertet. Dabei ist allerdings zu berücksichtigen, daß im Ausland die Notfallmaßnahmen Bestandteil von Prozedurenpaketen sind, in denen nicht, wie in Deutschland, zwischen Maßnahmen nach BHB und NHB unterschieden wird. Eine umfangreiche Basis für die Bewertung von Operateurhandlungen findet sich in den französischen Studien EPS 900 und EPS 1300, dort allerdings für Druckwasserreaktoren. Grundlage dafür sind umfangreiche Simulatorexperimente der Electricité de France (EDF). Für ausgewählte Fälle erfolgte die Bewertung direkt unter Verwendung der mit den Simulatorexperimenten erstellten Statistiken. Für Fälle, auf die die Simulatorexperimente nicht unmittelbar übertragbar waren, erfolgte die Bewertung auf der Basis der Statistiken unter Heranziehung von Übertragbarkeitskriterien. Die ermittelten Wahrscheinlichkeiten ergeben sich aus den Wahrscheinlichkeiten für erfolgreiche Diagnosen unter verschiedenen Randbedingungen und für den Erfolg der auszuführenden Handlungen, ebenfalls unter verschiedenen Randbedingungen.

Die Tabelle 6-1 enthält eine Aufbereitung der Angaben in den französischen Studien zu den Versagenswahrscheinlichkeiten bei zwei unterschiedlichen Schwierigkeitsgraden von Diagnose und Ausführung sowie für verschiedene Karenzzeiten.

Tabelle 6-1 Versagenswahrscheinlichkeiten (p_{OP}) von Operateurhandlungen bei anlageninternen Notfallmaßnahmen nach Simulatorexperimenten der EdF

Schwierigkeitsgrad von Diagnose und Ausführung	Zeitspanne in min ab Erreichen von Einleitungskriterien für Notfallmaßnahmen bis zum Eintritt des Gefährdungszustandes bzw. Schadenszustandes (Karenzzeit)			
	$t \leq 20$	$20 < t < 30$	$30 < t \leq 60$	$60 < t \leq 200$
durchschnittlich	1	$1 \geq p_{OP} > 0,1$	$0,1 \geq p_{OP} > 0,06$	$0,06 \geq p_{OP} > 0,04$
groß	1	$1 \geq p_{OP} > 0,2$	$0,2 \geq p_{OP} > 0,08$	$0,08 \geq p_{OP} > 0,06$

Die Versagenswahrscheinlichkeiten beziehen sich auf den Fall, daß "eine Maßnahme mit einem vorhandenen System" ausgeführt werden kann, das von seiner Kapazität her eine ausgefallene Funktion übernehmen kann. Sind mehrere Maßnahmen unter Nutzung mehrerer vorhandener Systeme möglich, von denen jedes mit seiner Kapazität die ausgefallene Funktion ersetzen kann, so ergeben sich kleinere Versagenswahrscheinlichkeiten.

Die angegebenen Zahlenwerte geben nur die Versagenswahrscheinlichkeiten für Diagnose und Handlungen zur Durchführung der Notfallmaßnahmen an. Dazu kommen noch die Versagenswahrscheinlichkeiten p_A der benötigten Systeme. Die Gesamtversagenswahrscheinlichkeiten p_{AM} ergeben sich dann zu:

$$p_{AM} = p_{OP} + p_A - p_{OP}p_A$$

In amerikanischen Untersuchungen (NUREG-1150), /3/ zu den LWR-Anlagen Surry, Sequoyah und Peach Bottom sind die Versagenswahrscheinlichkeiten für Operateurchandlungen ebenfalls bewertet, jedoch nicht so detailliert klassifiziert wie in EPS 900 /4/ und EPS 1300. Sie liegen zwischen 0,01 für einfache Situationen und 0,5 für komplexe Situationen.

Die Bewertung der Versagenswahrscheinlichkeiten von anlageninternen Notfallmaßnahmen in publizierten PSA führt integral zu den in der nachfolgenden Tabelle 6-2 angegebenen Resultaten. Diese Bewertung schließt zum Teil Maßnahmen ein, die in deutschen Anlagen gemäß BHB durchgeführt werden. Dadurch ergibt sich meistens eine numerisch größere Wirksamkeit der Notfallmaßnahmen als in der Deutschen Risikostudie, Phase-B (DRS-B) /1/.

Tabelle 6-2 Integrale Bewertung von anlageninternen Notfallmaßnahmen in verschiedenen Studien

Kernschmelzhäufigkeit mit Maßnahmen / Kernschmelzhäufigkeit ohne Maßnahmen					
Surry /3/	Sequoyah /3/	Peach Bottom /3/	EPS 900 /4/	Japan 1100 MWe /5/	Biblis B 1300 MWe /1/
DWR	DWR	SWR	DWR	DWR	DWR
1/23 (0,043)	1/4,7 (0,21)	1/50 (0,02)	1/18 (0,055)	1/26 (0,038)	1/7,5 (0,13)

6.3 Zusammenfassung und Ausblick

Die Werte in Tab. 6-1 sind auf die Referenzanlage der SWR-Sicherheitsanalyse nicht ohne weiteres übertragbar. Sie können aber als Orientierung dienen, um die Erfolgsaussichten von anlageninternen Notfallmaßnahmen für einige typische Fälle einzuschätzen. Entscheidend dafür sind die Parameter Karenzzeit und Anzahl der durchzuführenden und möglichen Maßnahmen.

- Temperatur in der Kondensationskammer überschreitet 150°C infolge Ausfalls der Nachwärmeabfuhr (b_1).

Die ermittelte Häufigkeit von Gefährdungszuständen, bei denen der Anlagenzustand b_1 bestimmend ist, beträgt ohne ZUNA $2,6 \cdot 10^{-5}/a$. Zur Beherrschung des Gefährdungszustandes bzw. zur Verhinderung eines Schadenszustandes muß die Maßnahme Druckentlastung des SB und eine Maßnahme zur RDB-Bespeisung durchgeführt werden. Die Karenzzeit dafür beträgt mindestens 8 h.

- Der RDB-Füllstand überschreitet bei ausgefallenem Durchdringungsabschluß und nicht abgeschalteter RDB-Bespeisung die Höhe der Frischdampfleitungen, verbunden mit Folgeversagen der Frischdampfleitung oder der anschließenden Systeme (b_2).

Die Häufigkeit von Gefährdungszuständen, bei denen der Anlagenzustand b_2 bestimmend ist, wurde nicht ermittelt. Zur Beherrschung des Gefährdungszustandes bzw. zur Verhinderung eines Schadenszustandes muß die RDB-Bespeisung durch Handmaßnahmen unterbrochen werden. Dafür stehen ca. 30 min zur Verfügung. Kann der DDA durch Handmaßnahmen hergestellt werden, ist die Nachwärmeabfuhr über die KOKA sicherzustellen. Dafür stehen ca. 100 min ab Unterbrechung der RDB-Bespeisung zur Verfügung. Kann der DDA nicht hergestellt werden, so muß die Nachwärmeabfuhr aus dem RDB unter Nutzung der modifizierten Abfahrkühlleitung innerhalb dieser 100 min sichergestellt werden.

- Der Normalfüllstand in der Kondensationskammer wird um mehr als 6,5 m unterschritten infolge eines Lecks in einer Frischdampfleitung außerhalb des SB und Ausfalls des DDA und dadurch bedingtem Ausdampfen des Kühlmittels (b_2^*).

Zur Beherrschung des Gefährdungszustandes bzw. zur Verhinderung eines Schadenszustandes müssen die Handmaßnahmen zur Wiederherstellung des DDA oder die Maßnahmen zum Abfahren der Anlage über die Abfahrkühlleitung durchgeführt werden. Die Karenzzeit dafür beträgt mindestens 2 Tage.

- RDB-Füllstand unterschreitet die Kernunterkante infolge Ausfalls der RDB-Bespeisung (b_3).

Die ermittelte Häufigkeit von Gefährdungszuständen, bei denen Maßnahmen zu deren Beherrschung bzw. zur Verhinderung von Schadenszuständen innerhalb von 30 - 60 min durchgeführt werden müssen, beträgt ohne ZUNA $4,3 \cdot 10^{-6}/a$. Aufgrund der geringen Zeitspanne bzw. der erschwerten Bedingungen bei der Diagnose (Totalausfall der RDB-Füllstandsmessung) sind für diese Fälle nur geringe Erfolgswahrscheinlichkeiten für die Durchführung von Notfallmaßnahmen zu erwarten. Dies gilt auch für den Notstromfall mit Ausfall der gesamten Gleich-

stromversorgung ($1,1 \cdot 10^{-6}/a$), bei dem 1 h zur Verfügung steht und ein hoher RDB-Druck vorliegt.

Die ermittelte Häufigkeit von Gefährdungszuständen, bei denen der Anlagenzustand b_3 durch unzureichende Wärmeabfuhr herbeigeführt wird, beträgt ohne ZUNA $1,9 \cdot 10^{-5}/a$. Zur Beherrschung des Gefährdungszustandes bzw. zur Verhinderung eines Schadenszustandes müssen die Maßnahmen zur RDB-Bespeisung sowie die Maßnahmen, die zur Verhinderung eines Anlagenzustandes b_1 erforderlich sind, durchgeführt werden. Die Karenzzeit dafür beträgt mehr als 200 min.

- Der RDB-Druck überschreitet den 1,3-fachen Auslegungsdruck (ca. 12 MPa) infolge Ausfalls der Druckbegrenzung des Reaktorkühlkreises (b_4).

Die ermittelte Häufigkeit von Gefährdungszuständen, bei denen der Anlagenzustand b_4 bestimmend ist, beträgt ohne ZUNA $3 \cdot 10^{-7}/a$. Die Zeitspanne, in der Maßnahmen zur Verhinderung von Schadenszuständen durchgeführt werden müssen, beträgt ca. 10 Minuten. Deswegen werden für diesen Fall keine Notfallmaßnahmen berücksichtigt.

Die Untersuchungen zeigen, daß bei ca. 90 % der Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände lange Karenzzeiten und mehrere Möglichkeiten zur Durchführung von Notfallmaßnahmen vorliegen, also günstige Bedingungen für deren erfolgreiche Durchführung. Bei ca. 10 % der Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände mit kurzen Karenzzeiten ist eine geringe Erfolgswahrscheinlichkeit für die Durchführung von Notfallmaßnahmen zu erwarten. Werden für eine orientierende Einschätzung der Erfolgswahrscheinlichkeiten Untersuchungsergebnisse für andere Anlagen herangezogen, ergibt sich ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems für die Summenhäufigkeit von Schadenszuständen aus anlageninternen Ereignissen ein Wert von $< 10^{-5}/a$.

Für eine belastbare quantitative Bewertung der anlageninternen Notfallmaßnahmen sind noch eingehende Untersuchungen zur Wirksamkeit und Durchführbarkeit der Maßnahmen unter Berücksichtigung der Gegebenheiten in der Referenzanlage erforderlich.

7 Übergreifende Ereignisse

In diesem Abschnitt werden Ereignisse diskutiert, durch die größere Bereiche der Anlage redundanz- und systemübergreifend betroffen sein können. Derartige Ereignisse führen entweder zu einer mechanischen und/oder thermischen Beaufschlagung von Strukturen, Komponenten und Systemen oder zu einer Überflutung von Anlagenbereichen.

Die Ursachen und die Einwirkungen der Ereignisse auf die Anlage werden beschrieben und die Eintrittshäufigkeiten ermittelt. Dabei wird unterschieden zwischen "übergreifenden anlageninternen Ereignissen" wie Brand und Überflutung sowie "anlagenexternen Ereignissen" wie Erdbeben und Flugzeugabsturz.

Vertiefte Untersuchungen wurden für die Ereignisse Überflutung, Brand und Erdbeben durchgeführt. Für die übrigen Ereignisse Flugzeugabsturz, Hochwasser, Explosionsdruckwelle und Einwirkungen vom Nachbarblock sind keine relevanten Beiträge zur Häufigkeit von Gefährdungs- und Schadenszuständen zu erwarten.

7.1 Überflutung

Anlageninterne Überflutungen können Transienten auslösen, bei denen die zur Störfallbeherrschung notwendigen Systeme in ihrer Funktion beeinträchtigt werden können.

Für die Referenzanlage wurden Überflutungen (z. B. Bruch einer Rohrleitung) durch Versagen wasserführender Systeme in den folgenden Gebäuden untersucht: Reaktorgebäude, Reaktorhilfsanlagegebäude, Nukleares Betriebsgebäude, Maschinenhaus, Schaltanlagegebäude, Notstromdieselgebäude, Notstromdiesel- und Kältemaschinengebäude sowie Nebenkühlwasserpumpenbauwerke.

Im Reaktorgebäude sind die Bereiche der einzelnen Teilsysteme (Redundanzen) sowie der Schnellabschaltbereich gegeneinander bautechnisch bis zur Kote $\pm 0,00$ m (d. h. 8,30 m oberhalb der Bodenplatte) abgeschottet, so daß bis zu dieser Höhe bei möglichen Überflutungen kein Wasser von einer Redundanz zur Nachbarredundanz bzw. in den Schnellabschaltbereich überlaufen kann.

Ob eine Überflutung von Gebäuden bzw. Gebäudebereichen zu sicherheitstechnisch relevanten Auswirkungen auf die Gesamtanlage führt, hängt von den möglichen Leckmengen, den betroffenen Raumbereichen, den in diesen Raumbereichen aufgestellten Sicherheitseinrichtungen, den Entdeckungsmöglichkeiten sowie den möglichen Gegenmaßnahmen durch die Betriebsmannschaft ab.

Die Untersuchungen zeigen, daß es nur bei einem Leck im nuklearen Nebenkühlwassersystem (VE) aufgrund der großen Fördermenge der Nebenkühlwasserpumpe mit ca. 3.500 m³/h sowie der unbegrenzt zur Verfügung stehenden Wassermenge (Donauwasser) zu Überflutungen größeren Ausmaßes im Reaktorgebäude kommen kann.

Von dem dreisträngig aufgebauten nuklearen Nebenkühlwassersystem führen nur zwei Stränge in die entsprechenden Redundanzen des Ringraumes. Ein Strang führt ins nukleare Betriebsgebäude und kann damit nicht den Ringraum überfluten. Lecks in den beiden erstgenannten Strängen können durch Meldungen des Gebäudeentwässerungssystems, des Leckage-Erkennungssystems sowie durch die Füllstandsmessung in den jeweiligen Nachkühlräumen erkannt werden.

Dadurch werden in der betroffenen Redundanz die automatische Abschaltung der Pumpe des Nebenkühlwassersystems, des Zwischenkühlsystems sowie der Niederdruck- und Hochdruck-Pumpe des Nachkühlsystems und die automatische Abspernung der im Wasserbereich der Kondensationskammer liegenden Leitungen eingeleitet. Damit bleibt die Überflutung auf den betroffenen Bereich eines Teilsystems beschränkt.

Bei Versagen der oben aufgeführten Maßnahmen wäre, z. B. bei einem Rohrleitungsbruch der Nebenkühlwasserleitung, wegen der großen Fördermenge der Nebenkühlwasserpumpe der betroffene Bereich des Teilsystems nach ca. 20 Minuten überflutet und es käme zum Überströmen von Wasser in den Bereich der benachbarten Teilsysteme und/oder in den Schnellabschaltbereich. Die Eintrittshäufigkeit solcher Ereignisse sowie die Häufigkeit von Gefährdungszuständen werden unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen Gegebenheiten mit $< 10^{-7}/a$ abgeschätzt.

Eine Überflutung in den Gebäuden Reaktorhilfsanlagegebäude, Nukleares Betriebsgebäude, Maschinenhaus, Schaltanlagegebäude, Notstromdieselgebäude, Not-

stromdiesel- und Kältemaschinengebäude sowie der Nebenkühlwasserpumpenbauwerke ist wegen der baulichen und systemtechnisch getroffenen Maßnahmen sicherheitstechnisch nicht von Bedeutung.

7.2 Brand

Wesentliche brennbare Materialien sind Kabelisolationen und Öle zur Schmierung maschinentechnischer Komponenten. Beide Materialien sind räumlich in unterschiedlichen Mengen vorhanden. Es wurden folgende Gebäude oder Gebäudebereiche der Referenzanlage näher betrachtet:

- Reaktorgebäude mit
 - Sicherheitsbehälterinnenraum
 - Räumen außerhalb des Sicherheitsbehälters
 - Schaltanlagegebäude
 - Notstromdieselgebäude
 - Maschinenhaus
 - Nukleares Betriebsgebäude
 - Reaktorhilfsanlagegebäude
 - Gebäude zur sicherheitsrelevanten Nebenkühlwasserversorgung
- **Mögliche Brandverläufe innerhalb des Sicherheitsbehälters und ihre Häufigkeit**

Die Untersuchungen zeigen, daß nur Brände innerhalb des Sicherheitsbehälters sicherheitstechnisch relevant sind. Innerhalb des Sicherheitsbehälters gibt es, von Kabelkanälen im Sumpfbereich abgesehen, keine weitere brandschutztechnische Unterteilung. Wesentliche brennbare Materialien sind Kabelisolationen (ca. 8000 kg), von denen etwa 20 % innerhalb des Steuerstabantriebsraums vorhanden sind, und Schmieröle im Fall einer Leckage der Ölversorgung der Kühlmittelpumpen. Dement-

sprechend wurden die Ereignisse Kabelbrand und Ölbrand mit induziertem Kabelbrand untersucht.

Zur Ermittlung der Eintrittshäufigkeit für den Kabelbrand wird aufgrund zu geringer Datenbasis für deutsche Anlagen auf generische Daten aus amerikanischen Betriebserfahrungen zurückgegriffen. Danach ist ein Kabelbrand im Sicherheitsbehälter mit einer Häufigkeit von $3 \cdot 10^{-3}/a$ einzuschätzen.

Die Eintrittshäufigkeit einer Ölleckage (Leckrate größer 10 kg/h bis 150 kg/h), von der angenommen wird, daß sie bis zur Ansammlung einer relevanten Ölmenge nicht detektiert wird, wird aufgrund generischer Daten mit einem Erwartungswert von $10^{-3}/a$ abgeschätzt. Größere Leckagemengen stellen aufgrund der geringeren Eintrittshäufigkeit für größere Lecks, der besseren Detektierbarkeit und der damit verbundenen schnellen Absperrung, kein relevantes Einleitungsereignis dar. Die Untersuchungen ergeben, daß potentielle Zündmechanismen wie Entzündung an heißen Anlagenteilen, Autooxidation in Isoliermaterialien oder Entzündung an elektrischen Einrichtungen im Bereich möglicher Leckagen oder Ölsammlungen nicht erkennbar, jedoch nicht gänzlich auszuschließen sind. Daher wird zur Quantifizierung der Eintrittshäufigkeit eines Ölbrandes die bedingte Entzündungswahrscheinlichkeit mit kleiner 10^{-2} abgeschätzt. Derzeit wird kein methodischer Ansatz gesehen, diesen Schätzwert anlagen-spezifisch weiter zu präzisieren.

Der kombinierte Öl-/Kabelbrand ist aufgrund seines schnelleren Temperatur- und Druckanstieges im Sicherheitsbehälter von größerer Bedeutung als der Kabelbrand. Nach den Untersuchungen ergeben sich Temperaturen, die anfänglich im Steuerstabantriebsraum bei etwa 400 °C liegen, mit Entwicklung des Kabelbrandes dort im Brandbereich kurzzeitig Werte von etwa 1200 °C annehmen und auch im weiter entfernten Raumbereich der oberen Druckkammer kurzzeitig noch über 400 °C liegen. Maßnahmen zur Brandbekämpfung wurden bei diesen Berechnungen nicht berücksichtigt. Ein solcher Brand würde aufgrund des Sauerstoffmangels nach ca. 20 bis 30 min zum Erliegen kommen.

Bei einem Kabelbrand können ohne Brandbekämpfungsmaßnahmen auch so hohe Temperaturen wie beim Öl-/Kabelbrand auftreten. Ausgehend von einer lokalen Entzündung von Kabeln ist aber die Brandausbreitungsgeschwindigkeit und damit auch der Temperaturanstieg deutlich geringer anzunehmen und demzufolge die Brandbe-

kämpfung günstiger zu bewerten.

■ **Auswirkungen auf Strukturen, Komponenten und Bauteile**

Anhand der für den kombinierten Öl-/Kabelbrand ermittelten Temperaturzeitverläufe für bestimmte Raumbereiche des Sicherheitsbehälters und des Druck-Zeitverlaufes wurden folgende Auswirkungen näher untersucht:

- Standsicherheit von baulichen Strukturen, des Reaktordruckbehälters und Integrität der kühlmittelführenden Umschließung
- Funktion von maschinentechnischen Komponenten, z. B. Armaturen
- Versagen von Kabeln infolge hoher Temperatur oder durch Abbrennen
- Verhalten von Instrumentierungen
- Druckaufbau im Sicherheitsbehälter

Die Untersuchungen zeigen, daß die Standsicherheit von baulichen Strukturen, des Reaktordruckbehälters und die Integrität der kühlmittelführenden Umschließung sowie der Steuerstabantriebsrohre nicht gefährdet sind. Die Dichtheit des Sicherheitsbehälters unter Berücksichtigung der thermischen Belastungen wurde nicht untersucht.

Maschinentechnische Komponenten können unterschiedlich stark betroffen sein. Eine Beeinträchtigung der in der oberen Druckkammer angeordneten Durchdringungsarmaturen der Frischdampfleitungen, der Rückschlagarmaturen des Hauptspeisewassersystems und des Nachkühlsystems sowie der Sicherheits- und Entlastungsventile hinsichtlich deren automatischer, federbetätigter Funktion ist nicht anzunehmen. Die Ansteuerung dieser Ventile über die magnetisch betätigten Vorsteuerventile könnte allerdings aufgrund thermischen Versagens von Kabeln gefährdet sein.

Nach den Analysen werden in allen Raumbereichen Temperaturen erreicht, die oberhalb der angenommenen Versagenstemperatur (200°C) von Kabeln liegen. Demzufolge ist grundsätzlich von einem Ausfall aller elektrischen Instrumentierungen auszugehen. Eine Ausnahme ist die Neutronenflußmessung für die Überwachung des Anlagenzustandes nach einer Reaktorschnellabschaltung aufgrund der getroffenen Brandschutzmaßnahmen an einem Meßkanal. Durch thermische Einwirkung kann auch die

RDB-Füllstandsanzeige höhere Füllstände, als sie tatsächlich vorliegen, anzeigen. Die Rechenergebnisse zeigen einen ausreichenden Abstand des brandbedingten Druckaufbaus im SB zum Auslegungswert.

■ **Anlagenverhalten beim Brand im Sicherheitsbehälter und Bewertung**

Bei einem Brand im Sicherheitsbehälter wird eine Reaktorschnellabschaltung mit großer Wahrscheinlichkeit aufgrund der Meldung der sehr zuverlässigen automatischen Brandmeldeanlage durch das Wartpersonal von Hand ausgelöst. Im anderen Fall kann davon ausgegangen werden, daß automatische Maßnahmen des Reaktorschutzsystems insbesondere durch den brandbedingten Druckanstieg im Sicherheitsbehälter angeregt werden (KMV-Signal).

Die Funktionen der außerhalb des SB angeordneten verfahrens- und elektrotechnischen Komponenten des Nachkühlsystems für Einspeisungen in den RDB und zur Nachwärmeabfuhr sind durch den Brand nicht unmittelbar beeinträchtigt. Dagegen können im SB Auslegungsgrenzen für die Meßwerterfassungen brandbedingt überschritten werden; sich daraus ergebende Auswirkungen auf deren Verfügbarkeit wurden nicht untersucht. Bei einer Anregung der Einspeisung durch Druckanstieg im SB (P10-Signal) wird neben dem DDA auch die Druckentlastung unmittelbar angeregt. Da ein Ausfall der Magnetvorsteuerventile der S+E-Ventile durch temperaturbedingtes Kabelversagen später als die Anregung der Druckentlastung durch das KMV-Signal (P10-Signal) eintreten wird und die Druckbegrenzung durch die Federvorsteuerventile mit großer Wahrscheinlichkeit nicht gefährdet ist, ist ein Ausfall der Einspeisung durch zu hohen RDB-Druck sehr unwahrscheinlich.

Die Ermittlung der Häufigkeit für die durch Brand verursachten Gefährdungszustände ist mit großen Unsicherheiten verbunden. Die Untersuchungen ergaben eine Eintrittshäufigkeit für Kabelbrände von $3 \cdot 10^{-3}/a$ sowie für Ölbrände eine Eintrittshäufigkeit von $< 10^{-5}/a$, wobei eine bedingte Zündwahrscheinlichkeit von $< 10^{-2}$ verwendet wurde. Für die Ausfallwahrscheinlichkeit der Brandbekämpfung wurde für Ölbrände eine Bandbreite von 1 bis 0,1 und für Kabelbrände von $< 10^{-2}$ abgeschätzt. Bei nicht erfolgreicher Brandbekämpfung werden bei dem Öl-/Kabelbrand Reaktorschutzmaßnahmen durch den brandbedingten Druckaufbau im SB angeregt. Dadurch kommt es zunächst zur automatischen Druckentlastung und im weiteren Verlauf zu ei-

nem Druckanstieg wegen brandbedingten Ausfalls der Druckentlastungsfunktion. Ein solcher Ablauf wird beherrscht, wenn die Druckbegrenzung funktioniert und die RDB-Bespeisung bei hohem Druck sichergestellt ist.

Ereignisabläufe und die Randbedingungen zu ihrer Beherrschung sind aufgrund der vielfältigen Ausfallmöglichkeiten der elektrischen Instrumentierungen im Sicherheitsbehälter äußerst schwierig erfaßbar und nur mit großen Unsicherheiten quantifizierbar. Für die Häufigkeit von Gefährdungszuständen, die sich aus Ereignissequenzen bei hohem Druck entwickeln könnten, wird ein Wert von $< 10^{-6}/a$ abgeschätzt. Eine wirksame Maßnahme, Brände im Sicherheitsbehälter während des Leistungsbetriebes praktisch ausschließen zu können, wäre die Inertisierung der Druckkammer. Diese Maßnahme wäre nicht nur wegen der untersuchten Brandszenarien sondern insbesondere im Zusammenhang mit der Vermeidung einer H_2 -Verbrennung infolge schwerer Kernschäden zu diskutieren. Eine Inertisierung des SB wurde bereits bei allen deutschen Kernkraftwerken der SWR-Baulinie 69 sowie bei ausländischen Anlagen mit einem vergleichbaren Sicherheitsbehälter realisiert.

7.3 Erdbeben

Die von einem Erdbeben ausgehenden Erschütterungen des Bodens übertragen sich über den Baugrund auf die Bauwerke eines Kernkraftwerks. Durch das Erdbeben werden die Bauwerke entsprechend ihrem dynamischen Verhalten zu Schwingungen angeregt. Diese Bauwerksschwingungen werden auf die innerhalb der Gebäude vorhandenen Anlagenteile und Komponenten übertragen. Die sicherheitstechnisch relevanten Bauwerke und Komponenten der Referenzanlage sind gegen derartige dynamische Belastungen durch Erdbebeneinwirkungen ausgelegt.

Die einzelnen Schritte bei der Ermittlung des Erdbebenrisikos von Bauwerken und Komponenten der Referenzanlage sind:

- ◆ Bestimmung realistischer seismischer Lastannahmen
 - Intensitätsabhängige standortspezifische ingenieurseismische Kenngrößen (z. B. maximale Beschleunigungen, Antwortspektren von Bodenbeschleunigungen)

- Standortsspezifische Eintrittshäufigkeiten für Erdbebenintensitäten
- ◆ Dynamische Bauwerksberechnungen
 - Linear-elastische Analysen der Standsicherheit der Bauwerke
 - Ermittlung von intensitätsabhängigen Etagenantwortspektren als Erdbebenanregungen von Komponenten
 - Abschätzung von Eintrittshäufigkeiten für das Überschreiten von Auslegungsgrenzwerten
- ◆ Dynamische Komponentenberechnungen
 - Linear-elastische Analysen der Standsicherheit und Integrität von maschinentechnischen Komponenten
 - Beurteilung der Funktionssicherheit
 - Abschätzung von Eintrittshäufigkeiten für das Überschreiten von Auslegungsgrenzwerten

■ Seismische Lastannahmen

Ein Schwerpunkt der Untersuchungen war die Ermittlung von realistischen seismischen Lastannahmen am Standort der Referenzanlage. Zur Beschreibung der Erdbebenstärke wurde die unmittelbar mit Bauwerksbeanspruchungen und -schäden verbundene makroseismische Intensität I verwendet (nach der Medvedev-Sponheuer-Karnik (MSK)-Skala). Die für dynamische Berechnungen benötigten ingenieurseismischen Kenndaten, insbesondere Freifeldantwortspektren und Starkbebendauern, wurden intensitätsabhängig ermittelt. Es wurden drei Intensitätsstufen betrachtet, die nach dem vorliegenden Erfahrungsstand das Erdbebenrisiko am Standort der Referenzanlage abdecken:

$I_1 = 6$ (entsprechend Auslegungserdbeben)

$I_2 = 7$ (entsprechend Sicherheitserdbeben; Bemessungserdbeben nach KTA 2201)

$I_3 = 8$

Die Freifeld-Antwortspektren und Starkbebendauern wurden durch eine statistische Auswertung gemessener Erdbebenzeitverläufe an Standorten mit ähnlichen Bodenverhältnissen gewonnen. Als Lastannahmen am Standort wurden die Medianwerte (50 %-Fraktile) der den einzelnen Intensitätsstufen zugeordneten Freifeld-Antwortspektren verwendet. Die Starkbebendauer ist nur relativ schwach von der Intensität abhängig und wurde für die vorliegende Untersuchung mit 4 s abgeschätzt.

Mit probabilistischen Methoden und geo-seismischen Modellen für den Standort und dessen weiterer Umgebung wurde die Häufigkeit von Erdbeben bestimmt, die die Intensität I am Standort überschreiten. In diese Seismizitätsmodelle eingearbeitet sind empirisch bekannte Beziehungen zwischen folgenden stochastischen Größen: am Erdbebenherd freigesetzte Wellenenergie (Magnitude), Herdentfernung vom Standort, Energie am Standort (Intensität). Durch rechnerische Simulation (Monte-Carlo-Methode) einer großen Zahl von Energiefreisetzungsereignissen an potentiellen Erdbebenherden (z. B. Verwerfungen in den Schichten des Untergrunds) kann mit solchen Modellen die Häufigkeit einer bestimmten Intensität am Standort bestimmt werden.

Wesentliches Ergebnis sind die Überschreitungsraten der drei Stufen der makroseismischen Intensität mit:

$3 \cdot 10^{-4}/a$	für	$I = 6$
$3 \cdot 10^{-6}/a$	für	$I = 7$
$4 \cdot 10^{-8}/a$	für	$I = 8$

Zu den Intensitäten werden Bandbreiten der maßgebenden makroseismischen Kenngrößen - Herdentfernung R und Magnitude M - angegeben.

■ Verhalten von Bauwerken

Unter Zugrundelegung standortspezifischer seismischer Lastannahmen wurden dynamische Analysen für folgende Bauwerke der Referenzanlage durchgeführt:

- Reaktorgebäude
- Notstromdieselgebäude

- Nukleares Betriebsgebäude und Hilfsanlagegebäude
- Maschinenhaus

Die Analysen dienen dem Nachweis der Standsicherheit der Gebäudestrukturen und der Ermittlung von Erdbebenanregungen an Auflagerpunkten von Komponenten.

Die durchgeführten linear-elastischen Analysen führen zu dem Ergebnis, daß die Standsicherheit der untersuchten Gebäude für die folgenden Erdbebenintensitäten I sichergestellt ist:

- Reaktorgebäude I = 8
- Notstromdieselgebäude I = 8
- Nukleares Betriebsgebäude und Hilfsanlagegebäude I = 6
- Maschinenhaus I = 6

Durch weitere Untersuchungen zum Nuklearen Betriebsgebäude und Hilfsanlagegebäude wurde nachgewiesen, daß die globale Standsicherheit der Gebäude auch für Erdbebenintensitäten I = 7 und I = 8 noch gegeben ist.

Beim Maschinenhaus stellt der Anschlußpunkt der Dachbinder an die Stahlbetonaußenwand einen möglichen Schwachpunkt dar. Dieser Anschlußpunkt ist für die Erdbebenintensität I = 6 deterministisch noch ausreichend bemessen.

Unter Berücksichtigung der Beiträge der verschiedenen Erdbebenintensitäten und der Streuung der Erdbebenbeschleunigung (60 % Variationskoeffizient) wurden die folgenden Häufigkeiten für das Überschreiten von Auslegungsgrenzwerten der Gebäude abgeschätzt:

- Reaktorgebäude $6 \cdot 10^{-7}/a$
- Notstromdieselgebäude $6 \cdot 10^{-7}/a$
- Nukleares Betriebsgebäude und Hilfsanlagegebäude $6 \cdot 10^{-7}/a$
- Maschinenhaus $2,4 \cdot 10^{-3}/a$

Die Grenzwerte in den Gebäudestrukturen entsprechen den in Auslegungsrechnungen verwendeten "zulässigen Beanspruchungen".

Für das Maschinenhaus ist der Anschlußpunkt der Dachbinder hinsichtlich der Überschreitung von Grenzwerten maßgebend. Es ergeben sich hier neben der Intensität $I = 6$ noch Beiträge zur Häufigkeit der Grenzwertüberschreitung aus der Intensität $I = 5$. Beiträge aus $I = 4$ sind hingegen vernachlässigbar. Als Grenzwert wurde beim Maschinenhaus die Fließgrenze der Auflagekonstruktion der Dachbinder gewählt (linear-elastische Analyse). Die auf dieser Basis ermittelte Häufigkeit von $2,4 \cdot 10^{-3}/a$ wurde auch als oberer Schätzwert für die Eintrittshäufigkeit von Lecks in den Frischdampfleitungen infolge erdbebenbedingten Absturzes der Dachkonstruktion des Maschinenhauses zugrunde gelegt. Für eine genauere Ermittlung der Versagenswahrscheinlichkeit der Dachkonstruktion mit Folgebrüchen der Frischdampfleitungen wären nichtlinear-plastische Analysen erforderlich.

■ Verhalten von Komponenten

Aufgrund der sicherheitstechnischen Bedeutung der Zwischenkühler des TF-Systems und der Schnellabschaltbehälter im Reaktorgebäude wurde die Standsicherheit dieser Komponenten bei seismischer Einwirkung untersucht. Die maßgeblichen Beschleunigungen an den Verankerungen der Komponenten wurden im Rahmen der vorausgegangenen Untersuchungen des Reaktorgebäudes für eine Erdbebenintensität $I = 8$ ermittelt.

Die durchgeführten Analysen zeigen, daß die Standsicherheit der untersuchten Komponenten für die Erdbebenintensität $I = 8$ gewährleistet ist.

In analoger Vorgehensweise zu den Bauwerken (s .o.) wurden für die untersuchten Komponenten die folgenden Häufigkeiten für das Überschreiten von Grenzwerten (Fließgrenze, Verschiebungsgrenzwerte) aufgrund von Erdbebeneinwirkungen abgeschätzt:

- Zwischenkühler (TF) $2 \cdot 10^{-7}/a$
- Schnellabschaltbehälter (YT) $2 \cdot 10^{-7}/a$

Die angegebenen Werte sind insbesondere für die Zwischenkühler als konservativ zu bewerten.

In einer vereinfachten dynamischen Analyse wurde die Erdbebenauslegung der RDB-Standzarge überprüft. Die für die erdbebensichere Auslegung der Standzarge zugrunde gelegten Schnittkräfte konnten insgesamt bestätigt werden. Ein Vergleich mit anderen Lastfällen zeigte, daß die Erdbebenbelastungen für die Standzarge nicht auslegungsbestimmend sind. Die sich ergebenden höheren Belastungen sind durch die Auslegung mit abgedeckt. Die Untersuchungen führen zu dem Ergebnis, daß die Standsicherheit bei der Erdbebenintensität $I = 8$ mit großer Sicherheit gegeben ist. Die Häufigkeit eines Tragfähigkeitsverlusts aufgrund von Erdbeben wird für die RDB-Standzarge mit $< 2 \cdot 10^{-7}/a$ abgeschätzt.

Die Bewertung der Erdbebensicherheit von Rohrleitungssystemen innerhalb und außerhalb des Reaktorgebäudes kann dahingehend zusammengefaßt werden, daß im Erdbebenfall vor dem Auftreten größerer Gebäudeschäden nicht mit sicherheitstechnisch relevanten Leckagen an den Rohrleitungen des Speisewasser-Dampf-Kreislaufes zu rechnen ist.

Daraus ergibt sich, daß die Häufigkeiten erdbebeninduzierten Überschreitens von Grenzwerten für die druckführenden Umschließungen kleiner sind als für die entsprechenden Gebäudebereiche, in denen die Rohrleitungen geführt werden (d. h. $6 \cdot 10^{-7}/a$ im Reaktorgebäude bzw. $2,4 \cdot 10^{-3}/a$ im Maschinenhaus). Eine Beherrschung von Lecks in Frischdampfleitungen infolge des Versagens der Dachkonstruktion des Maschinenhauses setzt voraus, daß alle Frischdampfleitungen und die Hilfsdampfleitung durch die Durchdringungsarmaturen isoliert werden. Eine Untersuchung zur Funktionssicherheit der Durchdringungsarmaturen der Frischdampfleitungen (ISO-Ventile) ergab, daß diese auch bei einer Erdbebenintensität $I = 8$ nicht beeinträchtigt ist. Damit ergibt sich für den Ausfall der Abspermaßnahmen in mindestens einer von fünf Frischdampfleitungen eine bedingte Wahrscheinlichkeit von $1,4 \cdot 10^{-3}/Anforderung$. Der Beitrag zur Eintrittshäufigkeit von Gefährdungszuständen, verbunden mit einem Kühlmittelverlust außerhalb des SB, ist somit $< 3 \cdot 10^{-6}/a$. Die Kernkühlung und die Nachwärmeabfuhr könnten nach Eintritt von Gefährdungszuständen durch Abfahren der Anlage über die modifizierte Abfahrkühlleitung sichergestellt werden. Der Aktivitätseinschluß wäre damit jedoch nicht gewährleistet.

8 Zusammenfassung und Schlußfolgerungen

Im Auftrag des BMFT hat die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) nach Abschluß der Deutschen Risikostudie (DRS-B) erstmals eine Sicherheitsanalyse für Siedewasserreaktoren (SWR) durchgeführt.

Die Sicherheitsanalyse verfolgt insbesondere das Ziel, die Ausgewogenheit der Sicherheitstechnik zu bewerten, sicherheitstechnische Verbesserungsmöglichkeiten anzuregen und zu bewerten sowie das Potential von anlageninternen Notfallmaßnahmen aufzuzeigen.

In der Sicherheitsanalyse wurden ausgewählte, sicherheitstechnisch relevante Ereignisse untersucht, die zu einer Kernschädigung führen können. Die sehr detailliert durchgeführten Untersuchungen konzentrierten sich dabei auf die Anlagentechnik. Bei derartigen Analysen wird die Häufigkeit von Ereignissen (z. B. Lecks, Ausfall von Komponenten) und die Wahrscheinlichkeit des Versagens der dann zur Beherrschung erforderlichen Sicherheitseinrichtungen ermittelt. Das Versagen solcher Sicherheitseinrichtungen führt zunächst zu einer Gefährdung der Kühlung des Reaktorkerns. Nach Eintritt eines Gefährdungszustands können noch anlageninterne Notfallmaßnahmen durchgeführt werden, um einen Schadenszustand (z. B. Kernschädigung) zu verhindern. Im Rahmen dieser Analyse erfolgte die Sicherheitsbeurteilung bis zur Ebene der Gefährdungszustände.

Die Untersuchungen berücksichtigen systemtechnische Verbesserungen und Änderungen des Betriebshandbuchs, die vom Betreiber der Anlage bereits realisiert worden sind oder in nächster Zeit durchgeführt werden. Das geplante zusätzliche Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA-System) und die modifizierte Abfahrkühlleitung wurden getrennt bewertet.

Das Potential von anlageninternen Notfallmaßnahmen zur Beherrschung von Gefährdungszuständen wurde aufgezeigt. Unter Nutzung von Untersuchungen für andere Anlagen erfolgte eine erste Einschätzung zu den Erfolgsaussichten, jedoch keine quantitative Bewertung. Es wurden keine Häufigkeiten von Schadenszuständen (z. B. Kernschmelzen) ermittelt.

Zu Störfällen außerhalb des Leistungsbetriebs erfolgten orientierende Untersuchungen, um eine Ausgangsbasis für vertiefte Analysen zu schaffen.

Zur Möglichkeit einer Rekritikalität bei schweren Störfällen wurden erste Untersuchungen durchgeführt. Die Ergebnisse dieser Analysen sind im Hauptband der SWR-Sicherheitsanalyse beschrieben.

8.1 Zusammenfassung der Ergebnisse

Die quantitativen Ergebnisse der Untersuchungen sind in verschiedenen Tabellen und Bildern zusammengestellt. Im einzelnen enthalten sie Angaben zu erwarteten Häufigkeiten von auslösenden Ereignissen und Gefährdungszuständen sowie zu bedingten Wahrscheinlichkeiten der Ausfälle von Systemfunktionen. Die Zahlenwerte sind Punktwerte, die unter Verwendung der Erwartungswerte der auslösenden Ereignisse und der Zuverlässigkeitsdaten der Komponenten ermittelt wurden. Die Verwendung von Punktwerten ist bei der im Vordergrund stehenden Beurteilung der Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung sinnvoll, weil es in erster Linie auf Relationen zwischen den ermittelten Zahlen ankommt. Der Vergleich mit Punktwerten aus anderen Studien ist nur unter Vorbehalt möglich, da keine Unsicherheitsanalyse durchgeführt wurde und deswegen keine abgesicherte Aussage zur Lage der Punktwerte relativ zu den meistens verwendeten Verteilungskenngrößen Median- und Erwartungswert (Mean) gemacht werden kann.

Die Durchführung einer aufwendigen Unsicherheitsanalyse erschien nicht gerechtfertigt, weil bisher nur ausgewählte Ereignisse untersucht und einige Phänomene, die Einfluß auf das Ergebnis und dessen Unsicherheit haben können, noch nicht abschließend bewertet wurden. Deshalb ist eine umfassende Unsicherheitsanalyse für die Phase II der Untersuchungen vorgesehen, in der die relevanten phänomenologischen Unsicherheiten eingegrenzt werden sollen.

■ Auslösende Ereignisse

Störungen und Schäden an Komponenten und Anlagenteilen, die Anforderungen von Sicherheitssystemen auslösen, werden als "auslösende Ereignisse" bezeichnet. Die untersuchten auslösenden Ereignisse mit ihren erwarteten Eintrittshäufigkeiten sind in

Tabelle 3-1 dargestellt. In der Tabelle sind anlageninterne auslösende Ereignisse zu den folgenden Ereignisgruppen zusammengefaßt: Betriebstransienten, Transienten durch Lecks im Nachkühlsystem, Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS), Lecks innerhalb des Sicherheitsbehälters sowie Lecks außerhalb des Sicherheitsbehälters.

Brand und anlageninterne Überflutung bilden die Ereignisgruppe "übergreifende anlageninterne Ereignisse", und Erdbeben und Sonstige (Flugzeugabsturz, Hochwasser, Explosionsdruckwelle, Einwirkungen vom Nachbarblock) die "anlagenexternen Ereignisse".

Zur Ermittlung der erwarteten Eintrittshäufigkeit auslösender Ereignisse wurden verwendet:

- Anlagenspezifische Informationen für Ereignisse, für die eine ausreichende Datenbasis aus der Betriebserfahrung in der Anlage vorlag (z. B. Betriebstransienten).
Beim Notstromfall, der in der Referenzanlage nicht aufgetreten ist und bei dem die Betriebserfahrung aus anderen Anlagen nicht ohne weiteres übertragen werden kann, wurde die Nullfehlerstatistik verwendet.
- Anlagenspezifische und zusätzliche Informationen aus anderen Kernkraftwerken für Ereignisse, für die die anlagenspezifische Betriebserfahrung allein unzureichend war (z. B. kleine Lecks (bis 10 cm²).
- Die Methodik der DRS-B für kleine (ab 10 cm²), mittlere und große Lecks in Leitungen.
- Anlagenspezifische und zusätzliche Informationen aus anderen Kernkraftwerken für Ereignisse, für die die anlagenspezifische Betriebserfahrung allein unzureichend war, und Modellvorstellungen (z. B. ATWS, Überflutung, Brand).

- **Gefährdungszustände**

- Anlageninterne Ereignisse

Zur Beherrschung eines auslösenden Ereignisses werden bestimmte Funktionen der Betriebs- und Sicherheitssysteme benötigt. Diese beinhalten auch Handlungen des Betriebspersonals gemäß Betriebshandbuch (BHB). Sind die Mindestanforderungen an die Systemfunktionen nicht erfüllt, so kommt es zu Gefährdungszuständen. Werden dann keine anlageninternen Notfallmaßnahmen durchgeführt, so führen die Gefährdungszustände zu Schadenszuständen, z. B. Kernschmelzen.

Die Gefährdungszustände sind gekennzeichnet durch charakteristische Anlagenzustände und durch die Zeiten bis zu ihrem Eintritt. Die Anlagenzustände werden folgendermaßen klassifiziert:

- b₁ Die Temperatur des Kondensationskammerwassers überschreitet 150 °C infolge Ausfalls der Nachwärmeabfuhr.
Oberhalb dieser Temperatur ist ein Betrieb der Niederdruckstränge des Nachkühlsystems nicht mehr möglich. Die RDB-Bespeisung ist bis zu diesem Zeitpunkt nicht gefährdet. Durch Aufheizen und teilweises Ausdampfen des Kondensationskammerwassers steigen Druck und Temperatur innerhalb des Sicherheitsbehälter (SB), wodurch dessen Integrität nach ca. 10 h gefährdet wird.

- b₂ Der RDB-Füllstand überschreitet bei ausgefallenem Durchdringungsabschluß und nicht abgeschalteter RDB-Bespeisung die Höhe der Frischdampfleitungen, verbunden mit Folgeversagen der Frischdampfleitung oder der anschließenden Systeme.
Die Ausspeisung des Kühlmittels führt zu einem schnellen Absinken des Füllstandes in der Kondensationskammer und nach frühestens 2 h zu einer Gefährdung der Kernkühlung.

- b_2^* Der Normalfüllstand in der Kondensationskammer wird um mehr als 6,5 m unterschritten infolge eines Lecks in einer Frischdampfleitung außerhalb des SB und Ausfalls des DDA und dadurch bedingtem Ausdampfen des Kühlmittels.
Bei diesem Anlagenzustand wäre die Kernkühlung frühestens nach 2 Tagen gefährdet.
- b_3 Der RDB-Füllstand erreicht die Kernunterkante infolge Ausfalls der RDB-Bespeisung.
- b_4 Der RDB-Druck überschreitet den 1,3-fachen Auslegungsdruck (ca. 12 MPa) infolge Ausfalls der Druckbegrenzung des Reaktorkühlkreises.

Zur zusätzlichen Kennzeichnung des Anlagenzustandes wird zwischen niedrigem Druck (ND) im RDB, d. h. nach einer Druckentlastung, und hohem Druck (HD) bei Eintritt der Gefährdung unterschieden. Die Gefährdungszustände sind so ausgewählt, daß es für deren Beurteilung keine Rolle spielt, von welchem auslösenden Ereignis der Zustand verursacht wird.

Für die untersuchten anlageninternen Ereignisse zeigt die Tabelle 5-3 die erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems und die Tabelle 5-4 die erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände mit Berücksichtigung des ZUNA-Systems sowie der modifizierten Abfahrkühlleitung.

Die Bilder 5-1 bis 5-3 enthalten weitere Auswertungen der Tabelle 5-3. Sie zeigen für die anlageninternen auslösenden Ereignisse die Beiträge einzelner Ereignisse zur Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände sowie die prozentualen Anteile der Gefährdungszustände.

Die Häufigkeiten einer Gefährdung mit den Anlagenzuständen b_2 bzw. b_2^* bei Transienten und Kühlmittelverluststörfällen innerhalb des Sicherheitsbehälters sind in den Ergebnissen nicht enthalten, da das Verhalten der Frischdampfleitungen und der anschließenden Systeme nach einem Überspeisen des RDB mit Ausfall des Durchdringungsabschlusses (und Wassereintrag in diese Leitungen) nicht bewertet wurde. Für eine belastbare Quantifizierung der Versagenswahrscheinlichkeit der Frischdampf-

leitungen und der angrenzenden Systeme sind noch vertiefte anlagenspezifische Untersuchungen erforderlich.

Ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems beträgt der ermittelte Punktwert für die Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände aus anlageninternen auslösenden Ereignissen $5,0 \cdot 10^{-5}/a$. Das Gesamtergebnis wird zu etwa gleichen Teilen durch die Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen Nachwärmeabfuhr (b_1) und RDB-Bespeisung (b_3) bestimmt, wobei ca. 90 % des Ergebnisses auf Ereignisabläufe zurückzuführen sind, die frühestens nach 5 h zu einer Gefährdung führen.

Der Beitrag zur Häufigkeit des Gefährdungszustandes mit der Kategorie b_4 (Möglichkeit des Überdruckversagens) spielt wegen der diversitären Bypassventile für das Ergebnis nur eine untergeordnete Rolle (1 %).

Die Transienten mit Verlust der Hauptwärmesenke (einschließlich Notstromfall und Offenbleiben eines S+E-Ventils) liefern mit ca. 85 % die wichtigsten Beiträge. Die Häufigkeit der Gefährdungszustände für Ereignisse mit Kühlmittelverlust innerhalb oder außerhalb des SB beträgt ca. $1 \cdot 10^{-6}/a$. Sie liefern somit keinen signifikanten Beitrag zur Gesamthäufigkeit der Gefährdungszustände. Bei der Analyse der Kühlmittelverluststörfälle wird davon ausgegangen, daß die Funktion des Nachkühlsystems durch Verschmutzung (z. B. Isolationsmaterial) als Folge des auslösenden Ereignisses nicht beeinträchtigt ist. Derartige Verschmutzungsmöglichkeiten wurden schon bei der Auslegung der Anlage untersucht und als nicht relevant bewertet. Neuere Betriebserfahrungen weisen jedoch auf eine alterungsbedingte Veränderung des Isolationsmaterials hin, die die Gültigkeit der Auslegungsannahmen betreffen könnten. Mögliche Auswirkungen auf die Funktion der Nachkühlsysteme konnten im Rahmen dieser Analyse nicht mehr untersucht werden.

Bei Betriebstransienten mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS) ist der Ausfall der Reaktorschutz-Auslösung der Reaktorschnellabschaltung (RESA) infolge Versagens der RDB-Füllstandsmessung der relevante Fall. Er führt zu einem Gefährdungszustand der Kategorie b_3 mit einer Eintrittshäufigkeit von $1 \cdot 10^{-6}/a$. Maßgebend dafür ist der Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung, bei dem das RESA-Signal nur von der Füllstandsmessung abgeleitet wird. Der Fall kann langfristig nur beherrscht werden, wenn vor Beginn einer Kernschädigung (ca. 10 bis 15 min nach Störfallbe-

ginn) eine RESA und eine RDB-Bespeisung von Hand ausgelöst wird. Derartige Handmaßnahmen wurden im Rahmen dieser Analyse nicht berücksichtigt. Bei Betriebstransienten mit mechanischem Versagen von zwei oder mehr benachbarten Steuerstäben können möglicherweise Gefährdungszustände auftreten. Hierzu sind noch detaillierte Untersuchungen erforderlich.

Zusätzliche Beiträge zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen würden sich ergeben, wenn es aufgrund von RDB-Überspeisung und Ausfall des Durchdringungsabschlusses zum Folgeversagen einer Frischdampfleitung (Anlagenzustand b_2 bzw. b_2^*) käme. Die Größe dieser Beiträge hängt von der bedingten Versagenswahrscheinlichkeit der Frischdampfleitungen ab. Mit Hilfe der im Zusammenhang mit dem ZUNA-System geplanten, aber bereits 1992 in Betrieb gehenden modifizierten Abfahrkühlleitung können die Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr jedoch sichergestellt werden.

Mit Berücksichtigung des ZUNA-Systems verringert sich die Summe der Häufigkeiten der Gefährdungszustände auf $4,4 \cdot 10^{-6}/a$ (s. Tabelle 5-4 und Bilder 5-4 bis 5-6). Es ergibt sich somit eine Verringerung der Summe der Häufigkeiten der Gefährdungszustände um den Faktor 11. Das ZUNA-System führt zu einer deutlichen Verbesserung der Systemfunktionen Nachwärmeabfuhr (b_1) und RDB-Bespeisung (b_3). Die Häufigkeiten der entsprechenden Gefährdungszustände werden dadurch um den Faktor 40 (b_1) bzw. den Faktor 7 (b_3) reduziert. Bei allen Transienten mit Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung und Common-Cause-Ausfällen der Meßwerverfassung für den RDB-Füllstand werden die Häufigkeiten von Gefährdungszuständen der Kategorie b_3 durch Berücksichtigung des ZUNA-Systems nicht verringert, da der Ausfall der Meßwerverfassung derzeit auch zum Ausfall der Signale für die RDB-Einspeisung durch das ZUNA-System führt. Bei einem Notstromfall mit gleichzeitigem Ausfall der Gleichstromversorgung kann ZUNA nicht wirksam werden, da keine Druckentlastung erfolgen kann. Die Häufigkeiten der nicht bewerteten Gefährdungszustände der Kategorie b_2 werden durch das ZUNA-System nicht beeinflusst.

Ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems und der zusätzlichen Abfahrkühlleitung tragen Common-Cause-Ausfälle mit ca. 99 % (im Sinne von Importanz) zur Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände bei. Ausfallkombinationen, die ausschließlich Common-Cause-Ausfälle enthalten, liefern einen Beitrag von ca. 80 %. Ca. 60 % der Summenhäufigkeit sind durch das Startversagen aller drei nuklearen Zwischenkühl-

kreispumpen sowie aller drei nuklearen Nebenkühlwasserpumpen verursacht, die sowohl direkt zur Nachwärmeabfuhr als auch zur Kühlung von Komponenten des Nachkühlsystems verwendet werden. Etwa 20 % des Ergebnisses sind auf Common-Cause-Ausfälle mit zusätzlichen unabhängigen Ausfällen oder/und zusätzlichem Versagen geplanter Handmaßnahmen zurückzuführen.

Durch das diversitär ausgeführte ZUNA-System verringert sich der Anteil an der Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände, die ausschließlich auf Common-Cause-Ausfälle zurückzuführen sind, auf ca. 40 %. Von Bedeutung sind hierbei der Common-Cause-Ausfall der Meßwerterfassung für den RDB-Füllstand beim Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung (ATWS) sowie der Common-Cause-Ausfall der 24-Volt-Gleichstromversorgung beim Notstromfall. Dagegen führen die ohne ZUNA dominanten Common-Cause-Ausfälle von Pumpen nicht mehr ausschließlich, sondern nur in Verbindung mit zusätzlichen unabhängigen Ausfällen von Komponenten des ZUNA-Systems zu Gefährdungszuständen der Kategorie b_1 bzw. b_3 .

Bei der Bewertung der Common-Cause-Anteile ist zu berücksichtigen, daß die verwendeten Daten generischer Art sind, weil Methoden zur Ermittlung anlagenspezifischer Daten nicht zur Verfügung standen. Jedoch wurden bei der Überprüfung der Übertragbarkeit die anlagentechnischen Gegebenheiten berücksichtigt.

Der Anteil von menschlichen Fehlhandlungen an den Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen ist ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems mit ca. 11 % relativ gering, wobei pessimistisch angenommene Wahrscheinlichkeiten für Fehler bei den betrachteten Handmaßnahmen zugrunde gelegt wurden. Zu dem geringen Anteil trägt der hohe Automatisierungsgrad der Anlage wesentlich bei.

- Übergreifende Ereignisse

Die Häufigkeit von Gefährdungszuständen durch Überflutung wurde mit $< 10^{-7}/a$ abgeschätzt. Ihr Beitrag ist somit unbedeutend.

Öl- und Kabelbrände im Steuerstabantriebsraum des SB haben sich als relevant herausgestellt. Die Eintrittshäufigkeiten für Brände im SB und die bedingte Wahrscheinlichkeit für den Eintritt eines Gefährdungszustandes sind nur mit großen Unsicherhei-

ten quantifizierbar. Die Häufigkeit von Gefährdungszuständen infolge Brand im SB wurde mit $< 10^{-6}/a$ abgeschätzt.

Die Standsicherheit und Integrität der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude und Komponenten der Anlage ist auch bei extrem seltenen Erdbeben der Intensität 8 gewährleistet. Das Maschinenhaus ist deterministisch gegen Erdbeben der Intensität 6 ausgelegt. Eine Untersuchung zum Überschreiten von Grenzwerten der Gebäudekonstruktionen weist als relative Schwachstelle die Auflagekonstruktion der Dachbinder des Maschinenhauses aus. Mit einer Häufigkeit von $2,4 \cdot 10^{-3}/a$ wird die Fließgrenze dieser Konstruktion überschritten. Die auf dieser Basis ermittelte Häufigkeit wurde auch als oberer Schätzwert für die Eintrittshäufigkeit von Lecks in den Frischdampfleitungen infolge erdbebenbedingten Absturzes der Dachkonstruktion des Maschinenhauses zugrunde gelegt. Zur genaueren Ermittlung der Häufigkeit für den erdbebenbedingten Absturz der Dachbinder mit Folgelecks der Frischdampfleitungen wären noch weitere Analysen erforderlich. Versagt in mindestens einer von fünf Frischdampfleitungen der Durchdringungsabschluß (bedingte Versagenswahrscheinlichkeit $1,4 \cdot 10^{-3}$), so kommt es zu einem Kühlmittelverlust außerhalb des SB (Gefährdungszustand der Kategorie b_2^*). Die entsprechende Häufigkeit beträgt damit $< 3 \cdot 10^{-6}/a$. Die Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr könnten dann durch Abfahren der Anlage über die modifizierte Abfahrkühlleitung sichergestellt werden. Der Aktivitätseinschluß wäre damit jedoch nicht gewährleistet.

Von den anlagenexternen Ereignissen Flugzeugabsturz, Hochwasser, Explosionsdruckwellen und Einwirkungen vom Nachbarblock sind keine relevanten Beiträge zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen zu erwarten.

■ **Anlageninterne Notfallmaßnahmen**

Durch präventive anlageninterne Notfallmaßnahmen können bei vielen Ereignisabläufen Gefährdungszustände beherrscht und Schadenszustände verhindert werden. Kommt es beim Versagen solcher Maßnahmen zum Schadenszustand, so können schadensbegrenzende anlageninterne Notfallmaßnahmen durchgeführt werden.

Im Notfallhandbuch der Referenzanlage werden Maßnahmen zur Sicherstellung bzw. Wiederherstellung von

- Unterkritikalität

- RDB-Einspeisung bei hohem Druck, z. B. Reaktivierung des Hauptspeisewassersystems
- RDB-Einspeisung bei niedrigem Druck, z. B. Einspeisen mit mobilen Pumpen
- Wärmeabfuhr
- Aktivitätsrückhaltung und Integrität des SB, z. B. durch gefilterte Druckentlastung (Venting) des SB
- Stromversorgung

beschrieben.

Bei ca. 90 % der Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände liegen lange Karenzzeiten und mehrere Möglichkeiten zur Durchführung von Notfallmaßnahmen vor, also günstige Bedingungen für deren erfolgreiche Durchführung. Bei ca. 10 % der Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände mit kurzen Karenzzeiten bzw. erschwerten Bedingungen bei der Diagnose ist eine geringe Erfolgswahrscheinlichkeit für die Durchführung von Notfallmaßnahmen zu erwarten. Werden für eine orientierende Einschätzung der Erfolgsaussichten Untersuchungsergebnisse für andere Anlagen herangezogen, ergibt sich eine Summenhäufigkeit von Schadenszuständen aus anlageninternen Ereignissen von $< 10^{-5}/a$ ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems.

Für eine belastbare quantitative Bewertung der anlageninternen Notfallmaßnahmen sind noch eingehende Untersuchungen zur Wirksamkeit und Durchführbarkeit der Maßnahmen unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen Gegebenheiten erforderlich.

8.2 Schlußfolgerungen

Der Schwerpunkt der Arbeiten der SWR-Sicherheitsanalyse lag bei den anlagentechnischen Untersuchungen. Es wurden dabei wesentliche Verbesserungen der Anlagentechnik und der Prozeduren zur Störfallbeherrschung angeregt. Diese sind zum größten Teil bereits in der Anlage verwirklicht und haben zu einer Erhöhung der Anlagensicherheit geführt. Durch die bereits realisierten und noch vorgesehenen Systemänderungen wird ein insgesamt hohes Sicherheitsniveau erreicht.

Untersuchungen auf der Basis der vorliegenden Planungsunterlagen für das ZUNA-System zeigen, daß die Eintrittshäufigkeiten von Gefährdungszuständen, die mit dem Ausfall der RDB-Bespeisung und/oder dem Ausfall der Nachwärmeabfuhr verbunden sind, durch dieses System deutlich reduziert werden. Eine weitergehende Verringerung der Häufigkeit von Gefährdungszuständen würde sich ergeben, wenn für das ZUNA-System eine unabhängige und diversitäre Meßwerterfassung des RDB-Füllstands vorhanden und wenn eine RDB-Druckentlastung mit der diversitären ZUNA-Notstromversorgung möglich wäre. Die diversitäre Meßwerterfassung könnte auch die Eintrittshäufigkeit der Überspeisungstransienten und des wichtigsten ATWS-Falls reduzieren.

Durch die SWR-Sicherheitsanalyse wurden auch Kenntnisdefizite aufgezeigt, die weitere Untersuchungen bzw. Entwicklungsarbeiten erforderlich machen. So könnte das Folgeversagen von Frischdampfleitungen oder der anschließenden Systeme bei Überspeisung und Versagen des Durchdringungsabschlusses einen nicht zu vernachlässigenden Beitrag zu den Gefährdungszuständen liefern. Der derzeitige Wissensstand ist jedoch nicht ausreichend, um eine belastbare quantitative Beurteilung der Versagenswahrscheinlichkeit der Frischdampfleitungen und der anschließenden Systeme zu ermöglichen. Hierzu wären noch vertiefte Untersuchungen erforderlich. Bei Verbesserung des Durchdringungsabschlusses (z. B. diversitäre Abschlußarmatur, verbesserte Meßwerterfassung des RDB-Füllstandes) würden Lecks in den Frischdampfleitungen außerhalb des SB infolge Überspeisung keinen signifikanten Beitrag zur Häufigkeit der Gefährdungszustände liefern. Bei Gefährdungszuständen mit Lecks in der Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters können mit der modifizierten Abfahrkühlleitung die Nachwärmeabfuhr und Kernkühlung, jedoch nicht der Aktivitätseinschluß sichergestellt werden.

Zu ATWS-Fällen mit mechanischem Versagen von Steuerstäben aufgrund gemeinsamer Ursache, die derzeit als unbedeutend eingestuft werden, wären noch absichernde Analysen zur Wirksamkeit der Nachwärmeabfuhr und des Boriersystems notwendig.

Lecks in Kühlmittelleitungen sind in der Referenzanlage nicht beobachtet worden, jedoch in anderen deutschen SWR-Anlagen. Unter Berücksichtigung der relativ geringen Betriebserfahrungen mit deutschen Siedewasserreaktoren wäre es für die Ab-

sicherung der Eintrittshäufigkeiten von kleinen Lecks notwendig, in weiterführenden Arbeiten über die Verwendung rein statistischer Daten hinaus auch mögliche Mechanismen der Rißentstehung unter den speziellen Bedingungen der Wasserchemie bei SWR in die methodische Behandlung einzubeziehen.

Weiterhin ergaben die Analysen, daß Ausfälle aus gemeinsamer Ursache (Common-Cause-Ausfälle) sehr hohe Anteile an der Nichtverfügbarkeit der Systeme haben. Große Bedeutung kommt daher der Fortentwicklung der Datenbasis und der eingesetzten Modelle zu. Dazu ist eine fortlaufende und systematische Auswertung von Betriebserfahrungen sowie die Entwicklung von Modellen erforderlich, die die anlagenspezifisch angewandten Schutzmaßnahmen gegen das Auftreten von Common-Cause-Ausfällen und die Maßnahmen zum frühzeitigen Erkennen sich anbahnender Common-Cause-Ausfälle besser quantitativ erfassen können.

Die Beurteilung menschlicher Zuverlässigkeit wird bei Berücksichtigung der anlageninternen Notfallmaßnahmen von großer Bedeutung sein. Hier besteht Forschungsbedarf, Simulationsmodelle zu entwickeln, mit deren Hilfe menschliche Handlungen, insbesondere im Rahmen von anlageninternen Notfallmaßnahmen, realistisch bewertet werden können.

Verschiedene Anlagenzustände und Ereignisabläufe bei abgeschalteter Anlage wurden einer ersten orientierenden Analyse unterzogen. Dabei zeigte sich, daß aufgrund stillstandsspezifischer Gegebenheiten die Analysen sehr komplex und umfangreich werden können. Daher sind weitere, vertiefte und systematische Untersuchungen notwendig, um Ereignisse außerhalb des Leistungsbetriebes umfassend bewerten zu können.

Der abgeschätzte Wert der Eintrittshäufigkeit von Gefährdungszuständen ($< 10^{-6}/a$) aufgrund eines Brandes weist große Unsicherheiten auf. Eine wirksame Maßnahme, Brände im Sicherheitsbehälter während des Leistungsbetriebs praktisch ausschließen zu können, wäre die Inertisierung der Druckkammer. Diese Maßnahme wäre nicht nur wegen der untersuchten Brandszenarien sondern insbesondere im Zusammenhang mit der Vermeidung einer H_2 -Verbrennung infolge schwerer Kernschäden zu diskutieren.

Für die Bewertung der Funktion des Sicherheitsbehälters bei Kernschmelzunfällen in einer weitergehenden Analyse (Level-2) ist für Siedewasserreaktoren die Kühlbarkeit der Schmelze, z. B. in einer Wasservorlage, von entscheidender Bedeutung. Dazu ist es erforderlich, Prioritäten für die Planung und Durchführung entsprechender Forschungsvorhaben zu setzen.

Die SWR-Sicherheitsanalyse zeigte, daß die Einzelergebnisse vielfach von technischen Auslegungsdetails abhängen und anlagenspezifisch sind. Gleichwohl liefern die Untersuchungen konkrete Hinweise auch für die Beurteilung anderer Anlagen, so daß Fragestellungen generischer Art fundiert diskutiert werden können.

Mit dieser Sicherheitsanalyse wurde ein Referenzdokument des technischen Wissensstandes über das Anlagenverhalten bei nicht auslegungsgemäß ablaufenden Störfällen in Siedewasserreaktoren und der Analysemethodik erstellt, das für zukünftige probabilistische Sicherheitsanalysen herangezogen werden kann.

Insgesamt hat sich die vorliegende probabilistische Sicherheitsanalyse mit ihrem systematischen Vorgehen und hohem Detaillierungsgrad als wertvolles Instrumentarium für die Sicherheitsbewertung von Siedewasserreaktoren sowie als ein effizientes Mittel zur Erhöhung der Anlagensicherheit erwiesen. Sie liefert damit ein Beispiel für anwendungsnahe Forschung mit hohem, kurzfristig erreichbarbarem Nutzen.

9 Literatur

- /1/ Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B,
Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1990
- /2/ A.D. Swain
Accident Sequence Evaluation Program
Human Reliability Analysis Procedure
NUREG-CR-4772, 2.87
- /3/ Severe Accident Risks: An Assessment for Five US Nuclear Power Plants, Fi-
nal Summary Report, NUREG-1150, Vol. 1 and 2,
Dec. 1990
- /4/ Etude Probabiliste de Sureté des Reacteurs à Eau sous Pression du Palier
900 MWe, Rapport de Synthese, IPSN, April 1990
- /5/ M. Hirano et al.:
Recent Results of Level-1 PSA for Nuclear Power Plants in Japan; Procee-
dings of the OECD/CSNI Workshop on PSA Applications and Limitations,
USA, September 1990, NUREG/CR-0115 (1991)

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

Schwertnergasse 1
5000 Köln 1

Telefon (02 21) 20 68-0
Telefax (02 21) 20 68 442
Telex 2 214 123 grs d

Forschungsgelände
8046 Garching b.München

Telefon (0 89) 3 20 04-0
Telefax (0 89) 3 20 04 299
Telex 5 215 110 grs md

Kurfürstendamm 200
1000 Berlin 15

Telefon (0 30) 88 41 89-0
Telefax (0 30) 88 23 655