

Deutsche Risikostudie Kernkraft- werke

**Eine Untersuchung zu dem
durch Störfälle in Kernkraftwerken
verursachten Risiko**

Verlag TÜV Rheinland

Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke

Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke

**Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle
in Kernkraftwerken verursachten Risiko**

Hauptband

Eine Studie der Gesellschaft für Reaktorsicherheit
im Auftrage des Bundesministeriums für Forschung
und Technologie

Verlag TÜV Rheinland

2. unveränderte Auflage 1980

ISBN 3-921059-67-4

Herausgeber: Der Bundesminister für Forschung und Technologie

Copyright: Der Bundesminister für Forschung und Technologie, Bonn 1979

Verlegerische Betreuung: Verlag TÜV Rheinland GmbH, Köln

Gesamtherstellung: wico grafik GmbH, St. Augustin 1/Bonn

Printed in Germany 1980

Vorwort

Eine verantwortungsbewußte Nutzung der Kernenergie erfordert auch eine unvoreingenommene und sachliche Auseinandersetzung mit den damit verbundenen Risiken.

Ein erster Versuch, die Sicherheitsprobleme mit neuen Methoden umfassend und systematisch darzustellen und zu analysieren, wurde in den USA unternommen. Die Ergebnisse sind in dem WASH-1400 Bericht, besser bekannt als „Rasmussen-Studie“, veröffentlicht.

Auch in der Bundesrepublik Deutschland bestand das Bedürfnis, vergleichbare Aussagen zum Risiko der Kernenergienutzung zu erhalten. Nachdem sehr schnell deutlich war, daß die amerikanischen Ergebnisse wegen der Unterschiede in der Reaktortechnologie und den Standortgegebenheiten nicht ohne weiteres übertragbar sind, war die Notwendigkeit eigener Arbeiten offenkundig.

Ich habe deshalb eine deutsche Risikostudie in Auftrag gegeben, die analog zur Rasmussen-Studie das störfallbedingte kollektive Risiko durch den Betrieb von Kernkraftwerken in der Bundesrepublik darstellen sollte. Zugleich war beabsichtigt, durch weitgehenden Nachvollzug der Rasmussen-Studie, eine fundierte Meinungsbildung über die Fehlerbandbreite solcher Untersuchungen zu ermöglichen und Ansatzpunkte für deren Weiterentwicklung aufzuzeigen.

Als ein wichtiges Resultat ist herauszustellen, daß die Ergebnisse der deutschen und der amerikanischen Studie innerhalb der Fehlerbandbreiten übereinstimmen. Insoweit wird die Aussage im Rasmussen-Bericht bestätigt, daß störfallbedingte Risiken durch Kernkraftwerke relativ klein sind, insbesondere dort, wo sie sich mit anderen zivilisatorischen Risiken vergleichen lassen.

Als ein weiteres bedeutsames Ergebnis werte ich den Hinweis darauf, daß Spätschäden aus Reaktorstörfällen sehr großflächig verteilt auftreten können, auf deutsche Kernkraftwerke bezogen zur Hälfte jenseits unserer Grenzen. Das bedeutet aber umgekehrt auch, daß wir von den Folgen aus entsprechenden Störfällen in unseren Nachbarländern in gleicher Weise betroffen wären. Hierdurch wird noch einmal deutlich hervorgehoben, daß die Anstrengungen zur Verhinderung von Störfällen und zur Eingrenzung der Folgeschäden international angepackt werden müssen. Dieses ist auch die erklärte Haltung der Bundesregierung, die in ihren Bemühungen um eine internationale Diskussion der Fragen zur Reaktorsicherheit mit Nachdruck fortfahren wird.

Die Studie schafft eine Grundlage für wissenschaftliche Auseinandersetzungen dort, wo bisher die Diskussion an unspezifischen Begriffen wie „hypothetisch“ oder „un glaublich“ scheiterten. Sie liefert Hinweise darauf, welche Fragestellungen im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung vorrangig zu behandeln sind. Sie ist auch Grundlage für eine Diskussion des möglichen Beitrags weiterentwickelter Sicherheitstechnik und sonstiger Maßnahmen zur weiteren Risikominderung.

Die Fehlerbandbreite allerdings ist noch sehr groß, so daß ein vorsichtiger Umgang mit den absoluten Zahlen geboten erscheint.

Zum Zeitpunkt der Auftragsvergabe der deutschen Risikostudie gab es bereits eine rege Diskussion um verschiedene Schwachpunkte der Rasmussen-Studie. Weitere kritische Punkte wurden später im Lewis-Report angesprochen.

Im Wissen um diese Kritik wurde von Anfang an vorgesehen, die Deutsche Risikostudie in zwei Teilen zu erstellen. Bei dem hier vorgelegten Teil A steht der Vergleich mit der Rasmussen-Studie im Vordergrund, unter Berücksichtigung der vorhandenen Unterschiede in Anlagentechnik und Standortgegebenheiten. Anschließend sollen unter Berücksichtigung der Kritik an der Rasmussen-Studie und ferner der in der Phase A zusätzlich erkannten Schwachstellen eine methodische Weiterentwicklung und Modellverbesserungen erfolgen, die dann ebenso wie neue Erkenntnisse der Sicherheitsforschung in einen verbesserten Teil B einfließen werden.

Ich strebe für die Phase B eine möglichst breite Mitarbeit verschiedener qualifizierter Gruppen an, auch solcher, die der Kernenergie skeptisch gegenüber stehen. Ich bin überzeugt, daß eine umfassende Diskussion dieser schwierigen Materie nötig ist. Dabei müssen alle Stimmen zu Wort kommen, um die Ergebnisse in möglichst jeder Hinsicht belastbar zu machen.

Deshalb bitte ich alle Interessierten, sich mit den Ergebnissen dieser Studie kritisch auseinanderzusetzen und mir Anmerkungen und Kommentare, die in der Phase B hilfreich sein können, mitzuteilen.

Mit dieser Studie ist am Beispiel von Kernkraftwerken ein neuer Weg beschritten worden, um die durch den Einsatz moderner Technik bedingten Risiken, einschließlich der ganz entfernten Schadensmöglichkeiten, zu beschreiben. Es besteht kein Zweifel, daß auch andere Bereiche der Technik große Risiken in sich bergen und daß auch dort mit Spätschäden und großräumig auftretenden Effekten gerechnet werden muß. Wegen unseres geringen Wissensstandes ist ein Vergleich möglicher Langzeitschäden noch kaum möglich. Es muß jedoch vermutet werden, daß z. B. die Schadstoffemissionen bei der Nutzung fossiler Energieträger nicht unwesentlich zur Krebsrate beitragen und darüber hinaus auch langfristige Umweltveränderungen bewirken.

Um die Risiken unserer modernen Industriegesellschaft insgesamt besser zu verstehen, kann die Risikoanalyse mit all ihren Möglichkeiten zum Aufdecken, Eingrenzen und Minimieren von schädlichen Einflüssen und damit letztlich zur Verbesserung unserer Lebensqualität eine große Hilfe sein. Ich werde deshalb die Weiterentwicklung und einen breiteren Einsatz von Risikoanalysen fördern und hoffe, daß sich aus einer vertieften Auseinandersetzung mit den Ergebnissen dieser Studie auch wichtige Impulse für entsprechende Analysen in anderen Bereichen ergeben.

Volker Hauff

Bundesminister für Forschung und Technologie

Inhalt

	Seite
1 Zielsetzung, Gliederung und Organisation der Studie	1
1.1 Einführung	1
1.2 Zielsetzung und Gliederung der Studie	2
1.3 Begrenzungen der Studie	4
1.4 Wichtige Einzelaspekte	5
1.5 Organisation der Studie	6
Schrifttum	7
2 Grundsätzliches zur Risikoermittlung	9
2.1 Einleitung	9
2.2 Was ist Risiko?	9
2.3 Welches Risiko soll ermittelt werden?	10
2.4 Wie setzt sich der Zahlenwert für das Risiko zusammen?	10
2.4.1 Die Komponente „Schaden“	10
2.4.2 Die Komponente „Ungewißheit“	11
2.4.3 Die Verknüpfung von Schadensumfang und Wahrscheinlichkeit zur Risikozahl	13
2.4.3.1 Das Individualrisiko	13
2.4.3.2 Das Kollektivrisiko	16
2.4.4 Unsicherheiten in Schätzwerten für Wahrscheinlichkeiten	17
2.5 Risikozahlen zu Ereignissen, die selten oder noch nie eingetreten sind	18
2.5.1 Wahrscheinlichkeitsschätzungen anhand von Beobachtungen des komplementären Ereignisses	18
2.5.2 Schätzung von Wahrscheinlichkeiten und zu erwartenden Häufigkeiten anhand von Detailkenntnissen	20
2.5.3 Risikoschätzung anhand von Detailkenntnissen	25
2.5.4 Unsicherheiten in Risikoschätzungen anhand von Detailkenntnissen	27
2.5.4.1 Beschreibt das Modell das Risiko?	27
2.5.4.2 Quantifikation von Unsicherheiten in der Risikoschätzung	28
2.6 Darstellung geschätzter Risikozahlen	29
2.7 Bedeutung kleiner Wahrscheinlichkeiten und Häufigkeiten	30
Schrifttum	33
3 Das Kernkraftwerk	35
3.1 Einleitung	35
3.2 Aufbau und Funktionsweise eines Kernkraftwerkes mit Druckwasser- reaktor	36

3.3	Sicherheitskonzept	38
3.3.1	Einschluß der radioaktiven Stoffe	38
3.3.2	Sicherheitstechnische Auslegung	39
3.3.2.1	Einteilung der Störungen	39
3.3.2.2	Mehrstufenprinzip	40
3.3.2.3	Sicherheitstechnische Auslegungsgrundsätze	41
3.4	Beschreibung der Systeme und Komponenten	42
3.4.1	Reaktorkern	45
3.4.2	Reaktorkühlkreislauf	46
3.4.2.1	Reaktordruckbehälter	46
3.4.2.2	Dampferzeuger, Pumpen, Rohrleitungen und Druckhalter	48
3.4.3	Speisewasser-Dampf-Kreislauf	49
3.4.4	Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem	50
3.4.5	Regeleinrichtungen	51
3.4.6	Reaktorschutzsystem	53
3.4.7	Elektrische Energieversorgung	55
3.4.8	Notspeisewassersystem	57
3.4.9	Not- und Nachkühlsystem	58
3.4.10	Notstandssystem	59
3.4.11	Sicherheitsbehälter und Ringraumabsaugung	61
3.4.12	Schutz gegen Brand	62
3.4.13	Schutz gegen Einwirkungen von außen	62
	Schrifttum	63
4	Gegenstand und Methoden der Risikoanalyse	65
4.1	Gegenstand der Risikoanalyse	65
4.2	Beschreibung von Unfallabläufen, die zur Risikoanalyse zu untersuchen sind	66
4.3	Methoden der Risikoanalyse	70
4.4	Methode der Ereignisablaufanalyse	73
4.5	Methode der Fehlerbaumanalyse	76
4.6	Zuverlässigkeitsdaten	79
4.7	Unsicherheiten der Analyse	83
4.7.1	Unsicherheiten der rechnerischen Simulation von Unfallabläufen	84
4.7.2	Methodische Behandlung statistischer Unsicherheiten	85
	Schrifttum	90
5	Ergebnisse der Ereignisablaufanalyse	91
5.1	Überblick	91
5.2	Anlageninterne Störfälle	91
5.2.1	Kühlmittelverluststörfälle	92
5.2.1.1	Auslösende Ereignisse und Maßnahmen zu ihrer Beherrschung	92
5.2.1.2	Großes und mittleres Leck	95
5.2.1.3	Kleines Leck	99
5.2.1.4	Kleines Leck am Druckhalter	101
5.2.1.5	Leck über eine Anschlußleitung des Reaktorkühlkreislaufes	102
5.2.2	Transienten	103
5.2.2.1	Auslösende Ereignisse und Maßnahmen zu ihrer Beherrschung	103

5.2.2.2	Notstromfall	107
5.2.2.3	Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	110
5.2.2.4	Kleines Leck am Druckhalter	110
5.2.2.5	ATWS-Störfälle	114
5.2.3	Reaktordruckbehälterversagen	115
5.2.4	Einwirkungen aus Brand	119
5.2.5	Andere anlageninterne Störfälle	119
5.2.6	Diskussion der Ergebnisse für anlageninterne Störfälle	121
5.3	Störfälle aus Einwirkungen von außen	124
5.3.1	Überblick	124
5.3.2	Erdbeben	125
5.3.2.1	Einführung	125
5.3.2.2	Häufigkeit und Intensität von Erdbeben	125
5.3.2.3	Vorgehen zur Ermittlung der Störfallauswirkungen	127
5.3.2.4	Versagen von Bauteilen infolge Erdbeben	128
5.3.2.5	Vorläufige Bewertung	129
5.3.3	Hochwasser	130
5.3.4	Unwetter	130
5.3.4.1	Sturm	130
5.3.4.2	Blitzschlag	131
5.3.5	Flugzeugabsturz	131
5.3.6	Explosionsdruckwellen	134
5.3.7	Einwirkungen auf den nuklearen Kraftwerksbereich bzw. auf sicherheitstechnisch relevante Anlagenteile aufgrund des Versagens von sekundären Komponenten	135
5.3.7.1	Turbinenzerknall	135
5.3.7.2	Versagen von Druckbehältern im Maschinenhaus Schrifttum	136
6	Freisetzung von Spaltprodukten	137
6.1	Allgemeines	137
6.2	Untersuchung des Kernschmelzablaufs	139
6.2.1	Einleitung	139
6.2.2	Annahmen und Randbedingungen der Kernschmelzuntersuchungen	140
6.2.3	Ergebnisse der Kernschmelzuntersuchungen	141
6.3	Untersuchungen zum Versagen des Sicherheitsbehälters	144
6.3.1	Allgemeines	144
6.3.2	Diskussion der Versagensarten des Sicherheitsbehälters	145
6.3.2.1	Versagen des Sicherheitsbehälterabschlusses	145
6.3.2.2	Versagen des Sicherheitsbehälters durch Überschreiten zulässiger Belastungen	147
6.3.3	Zusammenfassung	152
6.4	Untersuchungen zur Dampfexplosion	153
6.4.1	Einleitung	153
6.4.2	Wechselwirkung zwischen Kernschmelze und Kühlmittel	154
6.4.3	Belastung der umgebenden Strukturen	155
6.5	Ergebnisse der Freisetzungsberechnungen	156
6.5.1	Einleitung	156

6.5.2	Modellbeschreibung der Transport- und Ablagerungsprozesse	156
6.5.3	Ergebnisse der Untersuchungen zur Spaltproduktfreisetzung	158
6.6	Ermittlung der Freisetzungskategorien	164
6.6.1	Allgemeines	164
6.6.2	Bildung der Freisetzungskategorien	165
6.6.3	Häufigkeiten der Freisetzungskategorien	168
	Schrifttum	172
7	Unfallfolgenmodell	173
7.1	Überblick	173
7.2	Atmosphärische Ausbreitung und Ablagerung	175
7.2.1	Atmosphärisches Ausbreitungsmodell	175
7.2.2	Modellbeschränkungen	177
7.2.3	Meteorologische Standort-Regionen	177
7.3	Dosismodell	178
7.4	Modell der Schutz- und Gegenmaßnahmen	180
7.4.1	Grundlagen des Modells	180
7.4.2	Struktur des Modells	181
7.4.3	Gebiete	182
7.4.4	Maßnahmen	184
7.5	Modell zur Ermittlung der Gesundheitsschäden durch Strahlung	187
7.5.1	Biologische Strahlenwirkungen und Arten von Strahlenschäden	187
7.5.2	Somatische Strahlenfrühschäden	191
7.5.3	Somatische Strahlenspätchäden	193
7.5.4	Genetische Strahlenschäden	198
7.5.5	Berechnung der Unfallfolgen	199
	Schrifttum	200
8	Ergebnisse und Aussagesicherheit der Ergebnisse	201
8.1	Ergebnisse	201
8.1.1	Einleitung	201
8.1.2	Häufigkeitsdichten von Kollektivschäden und Kollektivdosen und deren komplementäre Häufigkeitsverteilungen	202
8.1.2.1	Frühschäden (Todesfälle durch akutes Strahlensyndrom)	204
8.1.2.2	Somatische Spätchäden (Todesfälle durch Leukämie und Krebs)	209
8.1.2.3	Genetische Belastung (Genetisch signifikante Kollektivdosis)	215
8.1.2.4	Von den Gegenmaßnahmen „Evakuierung“, „Schnelle Umsiedlung“ und „Umsiedlung“ betroffene Flächen und Personen	217
8.1.3	Kollektiv- und Individualrisiken sowie Erwartungswerte von Kollektivdosen	221
8.1.4	Grenzen der Aussagefähigkeit	227
8.2	Aussagesicherheit der Ergebnisse	227
8.2.1	Quantifizierte Schätzunsicherheiten	229
8.2.2	Ermittlung subjektiver Vertrauensbereiche	233
8.2.3	Subjektive Vertrauensbereiche zu den Ergebniskurven	235
	Schrifttum	236

9	Schlußfolgerungen	237
9.1	Begrenzungen und Vereinfachungen	237
9.2	Probleme bei der Einordnung von Risiken	238
9.3	Aussagen der Studie	241
9.4	Verwendung der Ergebnisse	244
9.5	Methodische Verbesserungen in Phase B der Studie	245
	Schrifttum	247

Anhang

Der Störfall im Kernkraftwerk Three-Mile-Island	249	
1	Einleitung	249
2	Darstellung des Ereignisablaufs in TMI	249
3	Bezug zur Risikostudie	252
3.1	Auslösendes Ereignis	252
3.2	Ereignisablaufanalyse	252
3.2.1	Ereignisablauf	252
3.2.2	Darstellung des Ereignisablaufs in den Ereignisablaufdiagrammen	253
3.2.3	Folgerungen für die Ereignisablaufanalyse	254
3.3	Fehlerbaumanalyse	255
4	Zusammenfassende Beurteilung	256
	Schrifttum	257
Stichwortverzeichnis	259	

1 Zielsetzung, Gliederung und Organisation der Studie

Im Frühjahr 1976 hat der Bundesminister für Forschung und Technologie eine Risiko-studie für ein Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor in Auftrag gegeben.

Ziel dieser Studie ist es, das durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachte Risiko unter Berücksichtigung deutscher Verhältnisse zu ermitteln. Die hierzu erforderlichen Untersuchungen sollen in Anlehnung an die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie WASH-1400 [1] vorgenommen werden¹⁾.

Mit den Arbeiten zu dieser Studie wurde im Sommer 1976 begonnen. Sie wurden von verschiedenen Institutionen durchgeführt und von der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, als dem Hauptauftragnehmer der Studie, koordiniert.

Die Studie gliedert sich in zwei Arbeitsphasen. Der vorliegende Bericht enthält die Arbeitsergebnisse zur ersten Phase der Studie.

1.1 Einführung

In der Kerntechnik haben Sicherheitsüberlegungen von Anfang an eine wichtige Rolle gespielt. So werden von der Planung über den Bau bis hin zum Betrieb umfangreiche Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke gestellt. Sicherheitstechnische Anforderungen sind zentraler Bestandteil des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens und in den vom Bundesminister des Innern herausgegebenen Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke [2] sowie in weiter ausführenden Leitlinien und Regelwerken (z. B. [3], [4]) formuliert.

Parallel zur Entwicklung des anlagentechnischen Sicherheitskonzepts hat es bereits zu einem frühen Zeitpunkt Überlegungen gegeben, die Auswirkungen schwerer Unfälle in Kernkraftwerken abzuschätzen. Die erste und bekannteste Studie dieser Art ist die Brookhaven-Studie WASH-740 [5], die im Auftrag der damaligen USAEC (United States Atomic Energy Commission) erstellt und im Jahre 1957 veröffentlicht wurde. Allerdings wurde bei dieser Untersuchung der begrenzende Einfluß der in einem Kernkraftwerk vorhandenen Sicherheitseinrichtungen nicht berücksichtigt. Wahrscheinlichkeitsmäßige Beurteilungen erfolgten – soweit überhaupt vorgenommen – sehr pauschal. Sie spielten in der Studie nur eine untergeordnete Rolle.

Untersuchungen, die sich hauptsächlich mit der Ermittlung von Schadensausmaßen befassen, sind für eine Risikobeurteilung ungeeignet. Sie erlauben keine Aussage über das tatsächliche Risiko, das mit dem Betrieb eines Kernkraftwerks verbunden ist. Das Risiko hängt vielmehr entscheidend davon ab, in welchem Ausmaß und mit welchem Erfolg die

1) Wegen der häufigen Bezugnahme auf die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie WASH-1400 wird diese nur im Kapitel 1 ausführlich zitiert. In allen folgenden Kapiteln wird sie im Text mit WASH-1400 abgekürzt.

in einem Kernkraftwerk vorhandenen Sicherheitseinrichtungen eingreifen, um auftretende Störungen zu beherrschen und mögliche Störfälle in ihren Schadensfolgen zu begrenzen. Neben Angaben zu den Schadenshöhen selbst sind vor allem auch die Wahrscheinlichkeiten zu ermitteln, mit denen Sicherheitseinrichtungen versagen und schwere Reaktorunfälle überhaupt erst auftreten können.

Kernkraftwerke sind in verschiedenen Ländern seit mehr als 25 Jahren in Betrieb. In dieser Zeit ist niemand durch radioaktive Freisetzung aus einem Kernkraftwerk getötet oder in nachweisbarer Form gesundheitlich geschädigt worden. Nicht zuletzt aus diesem Grund ist es nicht möglich, für die Kerntechnik Risikowerte aus vorliegenden Erfahrungen über eingetretene Schadensfälle abzuleiten. Das Risiko muß deshalb weitgehend auf analytischem Wege ermittelt werden.

Seit Mitte der 60er Jahre wurden – vor allem in England [6] – Vorschläge in die Diskussion gebracht, neben dem Ausmaß auch die Häufigkeit von Schäden als Kriterium für die Sicherheitsbeurteilung heranzuziehen. Solche Vorschläge konnten damals nur als Konzept diskutiert werden. Der Stand der Methoden und die verfügbaren Erfahrungen reichten nicht aus, eine konkrete Risikoermittlung durchzuführen. In den folgenden Jahren hat die Anwendung probabilistischer Methoden – nicht nur in der Kerntechnik – wesentliche Fortschritte gemacht. Das Hauptziel war dabei, die Zuverlässigkeit von Systemen zu bewerten und gegebenenfalls zu verbessern. Die üblichen deterministischen Kriterien der sicherheitstechnischen Auslegung sollten damit ergänzt werden. Die Zuverlässigkeitsanalyse entwickelte sich dabei zu einem wichtigen Hilfsmittel für die Sicherheitsbeurteilung. Sie erwies sich damit als eine entscheidende Voraussetzung für die Durchführung von Risikoanalysen.

Die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie WASH-1400 ist die erste umfassende Studie, in der mit probabilistischen Methoden das durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachte Risiko bestimmt worden ist. Die Studie wurde nach etwa 3jähriger Arbeit im Oktober 1975 veröffentlicht [1]. Damit wurde erstmals der Versuch unternommen, die Risiken einer komplexen Technik im einzelnen zu quantifizieren. Dieses Vorgehen, Risiken theoretisch zu ermitteln, ist bisher in keiner anderen technischen Disziplin in diesem Umfang durchgeführt worden.

1.2 Zielsetzung und Gliederung der Studie

Nach Veröffentlichung der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie WASH-1400 ergab sich die Frage, inwieweit ihre Ergebnisse unmittelbar auf deutsche Verhältnisse übertragen werden können. Obwohl mit dem Leichtwasserreaktor sowohl in den USA als auch in der Bundesrepublik Deutschland überwiegend der gleiche Reaktortyp zur kommerziellen Stromerzeugung zum Einsatz kommt, gibt es eine Reihe von Punkten, die eine unmittelbare Übertragung der amerikanischen Ergebnisse auf deutsche Verhältnisse nicht zulassen. Zu nennen sind hier vor allem zwei Gesichtspunkte:

1. Die in der amerikanischen Studie betrachteten Referenzanlagen unterscheiden sich in ihrem anlagentechnischen Aufbau in wichtigen Punkten von deutschen Anlagen. Dies gilt vor allem für den Aufbau und die Funktion einiger wichtiger Sicherheitseinrichtungen.
2. Die in der Bundesrepublik Deutschland vorliegenden Standortverhältnisse unterscheiden sich erheblich von den in der amerikanischen Studie für die USA betrachteten Standortbedingungen. So ist die mittlere Bevölkerungsdichte in der Bundesrepublik Deutschland etwa zehnmal so groß wie in den USA. Auch in der näheren Umgebung

von Kernkraftwerken ist in der Bundesrepublik die mittlere Bevölkerungsdichte um etwa das dreifache größer als in der Umgebung amerikanischer Reaktorstandorte.

Um die besonderen deutschen Verhältnisse, Standorteinflüsse und die Unterschiede der technischen Anlagenkonzepte unmittelbar beurteilen zu können, waren daher – unabhängig von den Ergebnissen der amerikanischen Studie – eigene Untersuchungen erforderlich.

Der Bundesminister für Forschung und Technologie gab daher im Frühjahr 1976 den Auftrag für eine eigene deutsche Studie. Dem Auftrag entsprechend sind dabei für die Untersuchungen folgende Zielsetzungen und Annahmen festgelegt worden:

Ebenso wie in der amerikanischen Studie wird das kollektive Risiko ermittelt, das mit möglichen Störfällen in Kernkraftwerken verbunden ist.

Um Unterschiede in Anlagentechnik und Standortverhältnissen unmittelbar beurteilen zu können, soll die deutsche Studie Vergleiche mit der amerikanischen Sicherheitsstudie ermöglichen. Die Studie wurde daher in zwei Arbeitsphasen (Phase A und B) gegliedert. Entsprechend der Zielsetzung des Auftrages wurden dabei für die erste Phase der Studie (Phase A) weitgehend die Grundannahmen und Methoden der amerikanischen Studie übernommen. Für die zweite Phase der Studie (Phase B), die vor allem zur Vertiefung einzelner Problemstellungen geplant ist, sollen verstärkt methodische Weiterentwicklungen eingesetzt und der gegenwärtige Stand der Sicherheitsforschung berücksichtigt werden.

Die anlagentechnischen Untersuchungen werden für ein repräsentativ ausgewähltes Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor durchgeführt. Als Referenzanlage wurde das Kernkraftwerk Biblis B ausgewählt. Diese Anlage besitzt einen typischen Druckwasserreaktor deutscher Bauart (Hersteller: Kraftwerk Union AG) mit einer thermischen Leistung von 3 750 MW. Die Anlage wurde im Frühjahr 1976 in Betrieb genommen.

Für die Risikoermittlung werden alle Standorte in der Bundesrepublik Deutschland berücksichtigt, an denen am 1. 7. 1977 Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren mit einer elektrischen Leistung von mindestens 600 MW in Betrieb oder im Bau waren bzw. für die bis zum genannten Stichtag eine atomrechtliche Genehmigung beantragt worden war. Damit werden in der Studie 19 Standorte mit insgesamt 25 Anlagen betrachtet.

Der vorliegende Bericht gibt einen Überblick über die in der ersten Phase der Studie durchgeführten Untersuchungen und erzielten Ergebnisse. Der Bericht gliedert sich in folgende Kapitel:

1. Zielsetzung, Gliederung und Organisation der Studie

2. Grundsätzliches zur Risikoermittlung

Das Kapitel enthält eine Einführung in die grundlegenden Begriffsbestimmungen und Methoden für eine Risikountersuchung. Es werden die unmittelbaren Einflußgrößen, Wahrscheinlichkeit und Höhe eines Schadens, sowie ihre Verknüpfung diskutiert.

3. Das Kernkraftwerk

Das Kapitel gibt einen Überblick über Aufbau und Funktionsweise eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor. Es behandelt im weiteren die Grundzüge des Sicherheitskonzepts und am Beispiel der Referenzanlage die sicherheitstechnische Auslegung eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor.

4. Gegenstand und Methoden der Risikoanalyse

Es werden zunächst die Unfallabläufe beschrieben, die in einer Risikoanalyse behandelt werden. Nach einer Übersicht über die wichtigsten Schritte einer theoretischen Risiko-

analyse werden vor allem die Verfahren der Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalyse erläutert.

5. Ergebnisse der Ereignisablaufanalyse

Dieses Kapitel enthält die Ergebnisse der anlagentechnischen Untersuchungen zur Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalyse. Für die untersuchten Störfälle wird die Wahrscheinlichkeit ermittelt, mit der nach einem Versagen von Sicherheitssystemen Kernschmelzen eintreten kann.

6. Freisetzung von Spaltprodukten

Es werden die Modelle und Untersuchungen vorgestellt, mit denen die Vorgänge bei einem Kernschmelzunfall bis hin zu einer möglichen Freisetzung von Spaltprodukten nach außen beschrieben werden.

7. Unfallfolgenmodell

Das Kapitel gibt einen Überblick über die Grundzüge des Unfallfolgenmodells, die atmosphärische Ausbreitung, das Dosismodell, die in der Studie berücksichtigten Schutz- und Gegenmaßnahmen, sowie das Modell zur Ermittlung gesundheitlicher Schäden.

8. Ergebnisse

Das Kapitel enthält die Ergebnisse der durchgeführten Unfallfolgenrechnungen und die Risikodarstellung zu den verschiedenen in der Studie betrachteten Schadensarten. Im weiteren werden die Verfahren und Rechnungen erläutert, mit denen die Unsicherheiten der erzielten Risikoergebnisse abgeschätzt werden.

9. Schlußfolgerungen

In einem Anhang zu diesem Bericht wird der Störfall von Three Mile Island im Zusammenhang mit den in der Studie vorgenommenen Untersuchungen diskutiert.

Als Ergänzung des vorliegenden Berichts ist eine Reihe von Fachbänden vorgesehen. In diesen Fachbänden sollen die bisher zur Studie durchgeführten Untersuchungen im einzelnen dokumentiert werden. Damit besteht für den interessierten Leser die Möglichkeit, über den vorliegenden Bericht hinaus die Ergebnisse der Untersuchungen im Detail nachzuvollziehen und zu beurteilen.

Vorgesehen sind die folgenden Fachbände:

- F1: Ereignisablaufanalyse
- F2: Zuverlässigkeitsanalyse
- F3: Zuverlässigkeitsdaten und Betriebserfahrungen
- F4: Einwirkungen von außen
- F5: Untersuchung von Kernschmelzunfällen
- F6: Ermittlung der Spaltproduktfreisetzung
- F7: Ergebnisse der anlagentechnischen Untersuchungen
- F8: Unfallfolgenrechnungen und Risikoergebnisse

1.3 Begrenzungen der Studie

Bei der Wertung der Ergebnisse ist zu berücksichtigen, daß die Studie eine Reihe von Begrenzungen aufweist. Einesteils sind sie bedingt durch die Grenzen des fachlichen Kenntnisstandes und der verfügbaren Methoden, andernteils ergeben sie sich aus den Zielsetzungen des Auftrags.

Aufgabe der Studie ist es, das durch Störfälle verursachte Risiko für deutsche Standortverhältnisse zu ermitteln. Da es nicht möglich ist, für jede Anlage separat eine Risiko-untersuchung durchzuführen, wurden die anlagentechnischen Untersuchungen anhand des Modells Biblis B vorgenommen. Das bedeutet, daß in der Studie diese Anlage als repräsentativ für alle anderen Kernkraftwerke in der Bundesrepublik angesehen wird. Diese Annahme ist natürlich nicht bis in alle Einzelheiten der technischen Auslegung zutreffend. Gerechtfertigt aber ist sie dadurch, daß alle Anlagen im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren nach gleichen Sicherheitskriterien und Qualitätsanforderungen beurteilt werden.

Außerdem ist selbst die anlagentechnische Analyse streng genommen nicht gültig für die Referenzanlage. Zwar werden die konstruktiven und sicherheitstechnischen Auslegungsmerkmale der Modellanlage Biblis B zugrunde gelegt, jedoch werden zahlreiche Daten physikalischer Modelle und Nachweisführungen aus Untersuchungen für andere Anlagen verwendet. So werden z. B. die für Zuverlässigkeitsanalysen notwendigen Daten aus statistischen Auswertungen von Betriebserfahrungen gewonnen. Diese stammen vielfach aus Erfahrungen in anderen Kernkraftwerken und auch aus anderen technischen Bereichen.

Die bisherigen Überlegungen zeigen den Modellcharakter der Studie; er wird noch deutlicher bei der Untersuchung von Unfallabläufen, die mit einer Freisetzung von Spaltprodukten verbunden sind. Im wesentlichen handelt es sich um die Modelle, mit denen das Kernschmelzen, die Spaltproduktfreisetzung und -ausbreitung sowie die biologische Strahlenwirkung beschrieben werden. Fehlende Detailkenntnisse werden hier durch vereinfachende Annahmen im allgemeinen zur ungünstigen Seite hin abgedeckt.

Aus diesen Gründen sind die Ergebnisse dieser Studie mit erheblichen Unsicherheiten behaftet, die lediglich eine größenordnungsmäßige Abschätzung des Risikos zulassen.

Die anlagentechnischen Untersuchungen stützen sich soweit wie möglich auf Festlegungen des Genehmigungsverfahrens. So wurden in der Störfallanalyse für die Wirksamkeitsanforderungen an die Sicherheitssysteme die nach dem atomrechtlichen Genehmigungsverfahren festgelegten Mindestanforderungen übernommen. Die Ergebnisse der hierzu durchgeführten Rechnungen wurden in der Studie verwendet, ohne sie im einzelnen zu überprüfen.

Es war nicht die Aufgabe der Studie, alle möglichen Einflüsse, die zum Risiko von Kernkraftwerken beitragen, zu untersuchen. So wurde in der Studie lediglich das durch Störfälle verursachte, nicht aber das mit dem laufenden Betrieb von Kernkraftwerken verbundene Risiko ermittelt. Risikobeiträge aus möglichen Kriegseinwirkungen und Sabotage wurden nicht behandelt.

1.4 Wichtige Einzelaspekte

Die Untersuchungen zur Phase A der Studie konnten nicht in allen Punkten völlig analog zum Vorgehen in WASH-1400 durchgeführt werden. Wesentliche Abweichungen betreffen folgende Punkte:

Die Unterschiede in der Anlagentechnik zwischen der amerikanischen und der deutschen Referenzanlage (Surry I und Biblis B) führten – im Vergleich zu WASH-1400 – vor allem für die Zuverlässigkeitsuntersuchungen zu unterschiedlichen Arbeitsschwerpunkten. So ließen erste Zwischenergebnisse der Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen erkennen, daß zur Beurteilung von Transientenstörungen detailliertere Untersuchungen als ursprünglich geplant erforderlich waren.

Das für die deutsche Studie verwendete Unfallfolgenmodell entspricht in seinen Grundzügen dem der amerikanischen Studie. In verschiedenen Einzelpunkten war es jedoch notwendig, das Modell an die deutschen Standortverhältnisse anzupassen. Insbesondere wurde bereits in Phase A der Studie ein eigenes Modell der Schutz- und Gegenmaßnahmen erstellt, das vorliegende behördliche Rahmenempfehlungen [7] berücksichtigt.

Methoden und Zielsetzungen von Risikountersuchungen sind in den letzten Jahren in zunehmendem Maße diskutiert worden. Dabei ergaben sich, vor allem aus der Diskussion über WASH-1400, auch für die deutsche Studie einige wichtige Anregungen. So wurde z. B., abweichend von WASH-1400, zur Ermittlung gesundheitlicher Spätschäden eine lineare Dosis-Risikobeziehung mit den nach ICRP 26 angegebenen Risikofaktoren [8] verwendet.

Auf weitere Abweichungen von der amerikanischen Studie wird in den entsprechenden Kapiteln dieses Berichts eingegangen.

Im Laufe der Arbeiten zur Studie wurde mehrfach über den jeweiligen Stand der Untersuchungen berichtet [9], [10]. Die dabei diskutierten Zwischenergebnisse zeigten, daß maßgebliche Risikobeiträge auch von einzelnen Schwachstellen herrühren können, die sich aus der Verknüpfung von Leittechnik, Energieversorgung und Verfahrenstechnik ergeben. Derartige Einflüsse können oft durch geringfügige Änderungen, z. B. in der Leittechnik, oder durch Erweiterung des Wartungsumfanges weitgehend beseitigt werden. Änderungen, die im Laufe der Bearbeitungszeit in der Referenzanlage durchgeführt wurden, sind in der Studie weitgehend erfaßt worden. Dabei wurden Änderungen bis in das Jahr 1978 berücksichtigt.

1.5 Organisation der Studie

Mit den Arbeiten zu dieser Studie wurde im Sommer 1976 begonnen. Die fachliche Leitung der Studie liegt bei Prof. Dr. A. Birkhofer, Geschäftsführer der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH. Die Arbeiten werden von mehreren Institutionen gemeinsam durchgeführt, Hauptauftragnehmer ist die GRS. An den durchgeführten Untersuchungen waren hauptsächlich beteiligt:

- Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS):
Anlagentechnische Untersuchungen: Ereignisablaufanalysen, Fehlerbaumanalysen für Sicherheitssysteme, Beschreibung von Kernschmelzunfällen, Ermittlung der Spaltproduktfreisetzung
- Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK):
Erstellung des Unfallfolgenmodells (Ausbreitung und Schadensermittlung), Durchführung der Unfallfolgenrechnungen
- Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung (GSF):
Biologische Strahlenwirkungen und Arten von Strahlenschäden

Für die Bearbeitung verschiedener Teilaufgaben und zur Beratung einzelner Probleme wurde eine Reihe weiterer Institutionen hinzugezogen:

- Institut für Kerntechnik, Technische Universität Berlin:
Ermittlung von Zuverlässigkeitskennwerten
- Lehrstuhl für Elektrische Meßtechnik, Technische Universität München:
Bestimmung von Zuverlässigkeitskennwerten für elektronische Bauteile
- TÜV-Arbeitsgemeinschaft Kerntechnik West:
Auswertung der VdTÜV-Schadensstatistik für konventionelle Druckbehälter und Dampfkessel

- Staatliche Materialprüfanstalt, Universität Stuttgart:
Beurteilung des Reaktordruckbehälters
- TÜV Norddeutschland:
Auswertung von Betriebserfahrungen
- Ingenieur F. Mayinger u. Co., Barsinghausen:
Untersuchungen zur Dampfexplosion
- König & Heunisch, Beratende Ingenieure, Frankfurt:
Beurteilung von Bauwerksstrukturen zu Erdbebeneinwirkungen
- TÜV Rheinland, Institut für Unfallforschung:
Arbeiten zum Modell der Schutz- und Gegenmaßnahmen
- Bonnenberg & Drescher Ingenieurgesellschaft mbH (B+D) Aldenhoven:
Bereitstellung von Bevölkerungsdaten

Allen Institutionen und Arbeitsgruppen, die an der Studie und an diesem Bericht mitgearbeitet haben, sei für ihre Beiträge und die gute Zusammenarbeit gedankt. Gleiches gebührt denen, die die Arbeiten in anderer Weise unterstützt und beraten haben. Ein besonderer Dank gilt der United States Nuclear Regulatory Commission, die verschiedene in WASH-1400 verwendete Rechenprogramme zur Verfügung gestellt hat. Schließlich muß auch den Autoren der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie, die in Diskussionen wertvolle Anregungen gegeben haben, gedankt werden.

Schrifttum

- [1] Rasmussen, N. C.: Reactor Study – An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants, United States Nuclear Regulatory Commission, WASH-1400 (NUREG-75/014), October 1975
- [2] Der Bundesminister des Innern: Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, Verabschiedet vom Länderausschuß für Atomkernenergie am 12. Oktober 1977, Bekanntmachung vom 21. Oktober 1977 im Bundesanzeiger Nr. 206 vom 3. November 1977; Druck und Versand: GRS, Köln
- [3] Reaktor-Sicherheitskommission: RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren. 2. Ausgabe, 24. Jan. 1979, Druck und Versand: GRS, Köln
- [4] Kerntechnischer Ausschuß: Sicherheitstechnische Regeln des KTA, Bekanntmachung durch den Bundesminister des Innern vom 21. Oktober 1977, Hrg.: KTA-Geschäftsstelle, Köln, erhältlich bei Carl Heymanns Verlag KG, Köln
- [5] Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants. United States, Atomic Energy Commissions WASH-740, 1957
- [6] Farmer, F. R.: Siting Criteria – A New Approach, IAEA Proceedings Series Containment and Siting of Nuclear Power Plants, Wien 1977
- [7] Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung Kerntechnischer Anlagen GMB 1 Nr. 31, S. 638–718
- [8] International Commission on Radiological Protection Recommendation, ICRP Publication No. 26, 1977
- [9] Birkhofer, A., F. W. Heuser und K. Köberlein: Zielsetzung und Stand der deutschen Risikostudie, atw 22 (1977), Nr. 6
- [10] Kernenergie und Risiko – Fachvorträge –. 1. GRS-Fachgespräch in München, 3.–4. November 1977 GRS-10 (März 1978)

2 Grundsätzliches zur Risikoermittlung

2.1 Einleitung

In der Studie wird Risiko in Zahlen ausgedrückt. Nur so ist ein Vergleich verschiedener Risiken möglich. Doch was ist Risiko? Wie erhält man einen Zahlenwert dafür? Was sagt er aus?

Diese Fragen sollen in den folgenden vier Abschnitten dieses Kapitels beantwortet werden. Die beiden letzten Abschnitte behandeln die Darstellung von Zahlenwerten für Risiken und die Bedeutung sehr kleiner Wahrscheinlichkeiten.

2.2 Was ist Risiko?

Wer in der Umgangssprache das Wort „Risiko“ benutzt, denkt an „Wagnis“ oder „Gefahr“, also an Möglichkeiten, Schaden zu erleiden, von denen er nicht weiß, ob sie realisiert werden.

Wer z. B. mit dem Auto fährt, könnte in einen Auffahrunfall, einen Frontalzusammenstoß, eine Massenkarambolage usw. verwickelt werden. Jede dieser Möglichkeiten beschreibt ein mögliches Ereignis. Wird eines dieser Ereignisse bei der nächsten Fahrt eintreten?

Wer an einer Börse spekuliert, „riskiert“. Er schafft für sich die Möglichkeit, durch einen Kursverfall Geld zu verlieren. Bei Arzneimitteln gibt es ein Nebenwirkungsrisiko. Mit dem Verzicht auf das Arzneimittel riskiert man aber das Ausbleiben der Heilung oder gar eine Verschlimmerung der Krankheit.

Auch auf die Größe des Risikos geht die Umgangssprache ein. So wird das Risiko, von einem Meteor erschlagen zu werden, für Gedankenspielerei gehalten, hingegen das Risiko, im Winter an Grippe zu erkranken, als hoch eingeschätzt, weil das Ereignis sehr wahrscheinlich ist.

Wer sich an einem Unternehmen mit 100 Mark beteiligt, stuft sein Risiko niedriger ein als bei einer Beteiligung in Höhe von 10 000 Mark, weil der mögliche Schaden sehr viel niedriger ist.

Exakter beschäftigen sich Versicherungsgesellschaften mit dem Risiko. Sie kalkulieren das Risiko, etwa eines Feuerschadens oder eines Einbruchs, und rechnen danach die Prämie aus, die jemand zu entrichten hat, wenn er sich gegen solche Risiken versichern lassen möchte.

2.3 Welches Risiko soll ermittelt werden?

Zu Beginn einer Risikoermittlung muß klar beschrieben werden, welches der vielen erdenklichen Risiken in Zahlen ausgedrückt werden soll. Dabei helfen folgende Fragen:

– Wessen Risiko soll ermittelt werden?

Für jede Person und jede Personengemeinschaft (Familie, Gemeinde, Staat usw.) bestehen ganz spezielle Risiken. Man spricht bei einer Einzelperson vom Individualrisiko, andernfalls vom Kollektivrisiko (auch Gesellschafts-, Populations- oder Gemeinschaftsrisiko).

– Welches Risiko der Person oder Gemeinschaft soll ermittelt werden?

Es kann sich dabei um ein ganz spezielles Risiko handeln, z. B. um den Tod durch Blitzschlag oder um die Summe der Risiken, die in einem näher bezeichneten Zusammenhang wie etwa „Tätigkeit im Haushalt“, „Kraftfahrzeugverkehr“ oder „Betrieb von Kernkraftwerken“ stehen.

– Für welchen Zeitraum soll das Risiko ermittelt werden?

Die Person oder Gemeinschaft ist dem Risiko ausgesetzt (man sagt auch „exponiert“), solange die betreffende Möglichkeit, Schaden zu erleiden, besteht. Manche Möglichkeiten bestehen tagein, tagaus, andere nur zu bestimmten Tages- oder Jahreszeiten oder nur bei deutlich abgrenzbaren Handlungen (z. B. bei Start oder Landung eines Flugzeugs). Häufig wird der Zahlenwert eines Risikos für die Expositionszeit eines ganzen Kalenderjahres ermittelt und als „Risiko pro Jahr“ bezeichnet.

2.4 Wie setzt sich der Zahlenwert für das Risiko zusammen?

Jede Möglichkeit, Schaden zu erleiden, stellt ein Risiko dar, sofern es ungewiß ist, ob sie realisiert wird. Somit sind Schaden und Ungewißheit die Komponenten des Risikos. Also muß sich der Zahlenwert des Risikos aus einem Zahlenwert für den Schaden und einem für die Ungewißheit zusammensetzen. Im folgenden wird der Zahlenwert des Risikos einfach kurz „Risikozahl“ genannt.

2.4.1 Die Komponente „Schaden“

Um einen Zahlenwert für den Schaden zu erhalten, muß der Schaden meßbar, also in einer Maßeinheit ausdrückbar sein. Meistens sind wertneutrale Einheiten (z. B. Anzahl der betroffenen Personen) mit individuell verschiedenen Wertgewichten verbunden. So wiegt z. B. der Tod Angehöriger allgemein schwerer als der Tod fremder Personen. Da diese Gewichte in der Regel nicht bekannt und häufig auch gar nicht in Zahlen ausdrückbar sind, muß der Schaden, in wertneutralen Einheiten gemessen, in die Risikozahl eingehen. Bei einer Katastrophe, die Menschenleben gefordert hat, mißt man deshalb den Schaden in der Anzahl der Todesfälle. Entsteht Sachschaden, etwa beim Brand einer Fabrikhalle, so mißt man ihn in Geldeinheiten. Schäden sind also der verschiedenen Maßeinheiten wegen nicht ohne weiteres vergleichbar. Folglich ist für jede Schadensart, die in einer eigenen Einheit gemessen werden muß, eine gesonderte Risikozahl zu bestimmen.

Beispiele für Schadens-Maßeinheiten:

Schadensart	Maß
Verlust von Menschenleben	Anzahl der Todesfälle
Gesundheitliche Beeinträchtigung	Anzahl der betroffenen Personen (z. B. Verletzte)
Unbewohnbar gewordene Gebiete	Flächenmaß
Rein materielle Einbußen (Wiederbeschaffbares)	Währungseinheiten

Steht fest, in welchen Einheiten der Schadensumfang eines Ereignisses auszudrücken ist, so bleibt zu ermitteln, wie hoch er in diesen Einheiten sein wird. Die Beschreibung des Ereignisses enthält in erster Linie nur jene Details, die erforderlich sind, um es gegen andere, nicht in der Risikozahl zu erfassende Ereignisse abzugrenzen. Anhand der übrigen Details kann man noch viele Teilereignisse unterscheiden, die alle der „groben“ Ereignisbeschreibung genügen, aber in der Regel zu Schäden unterschiedlicher Art und unterschiedlichen Umfangs führen. So genügen z. B. der groben Ereignisbeschreibung „Arbeitsunfall“ Teilereignisse wie „Stromschlag bei der Montage“, „Sturz vom Baugerüst“ und „Tod durch Staubexplosion“. Jedes trägt seinen Teil zur Risikozahl des Ereignisses „Arbeitsunfall“ bei, und zwar in den Schadensarten „Verlust von Menschenleben“, „gesundheitliche Beeinträchtigung“, „materielle Einbußen“ usw. Bei einer Einzelperson gibt es in der erstgenannten Schadensart nur die Alternative „die Person ist betroffen“ oder „die Person ist nicht betroffen“, d. h. in der wertfreien Maßeinheit nur Schaden vom Umfang 1 (eine Person) oder 0. Im Falle einer Personengemeinschaft sind auch in dieser Schadensart viele verschiedene Zahlenwerte möglich, da das Ereignis von der Gemeinschaft mehrere Menschenleben fordern kann.

2.4.2 Die Komponente „Ungewißheit“

Die Ungewißheit kommt in der Frage „Wie wahrscheinlich ist der Eintritt des Ereignisses?“ zum Ausdruck. Mithin spricht man von der Wahrscheinlichkeit als einer in Zahlen ausdrückbaren Größe für die Ungewißheit. In der Mathematik ist der Begriff der Wahrscheinlichkeit präzisiert worden (siehe z. B. [1]).

Ein unmögliches Ereignis hat die Wahrscheinlichkeit 0, einem mit Gewißheit eintretenden Ereignis mißt man die Wahrscheinlichkeit 1 zu. Was möglich, jedoch ungewiß ist, dessen Wahrscheinlichkeit wird mit einer Zahl ausgedrückt, die zwischen 0 und 1 liegt. Je wahrscheinlicher das Ereignis ist, desto näher wird diese Zahl an 1 liegen.

Unter den 733 400 Sterbefällen in der Bundesrepublik im Jahr 1976 wurde z. B. 14 616 mal „Lungenentzündung“ als Todesursache verzeichnet [2] – übrigens fast ebenso häufig wie der Tod durch einen Kraftfahrzeugunfall.

Angenommen, jeder einzelne Sterbefall des Jahres 1976 sei auf einer gesonderten Karteikarte notiert, und alle diese Karten befänden sich in einem Karteiasten. Jemand soll nun eine der Karten entnehmen, auf der „Lungenentzündung“ als Todesursache vermerkt ist. Wenn er das Ordnungsprinzip der Kartei nicht kennt, also wahllos zugreifen muß, ist es ungewiß, ob er eine solche Karte zieht. Wie wahrscheinlich ist es?

Es gibt 14 616 solcher spezieller Karten unter insgesamt 733 400 Karten in dem Kasten. Mithin ist die Chance, eine spezielle Karte zu ziehen, 14 616 in 733 400. Die Wahrscheinlichkeit, bei wahllosem Zugriff in die Kartei eine der gesuchten Karten zu erhalten, beträgt darum:

$$\frac{14\,616}{733\,400} \cong \frac{2}{100} = 0,02.$$

Sie errechnet sich aus der Anzahl der verschiedenen gleichberechtigten Möglichkeiten, eine der gesuchten Karten zu ziehen, geteilt durch die Anzahl der verschiedenen gleichberechtigten Möglichkeiten, irgendeine Karte aus dem Kasten zu ziehen.

Hätte man eine Kartei, in der jeder zu Jahresbeginn 1976 lebende Einwohner der Bundesrepublik mit einer Karte vertreten ist, so enthielte diese Kartei 61 645 000 Karten entsprechend der Einwohnerzahl.

Die Wahrscheinlichkeit, daß auf einer wahllos aus dem Kasten entnommenen Karte ein Einwohner verzeichnet steht, der während des Jahres 1976 an Lungenentzündung gestorben ist, beträgt:

$$\frac{14\,616}{61\,645\,000} \cong \frac{24}{100\,000} = 0,00024.$$

Errechnet man diese Wahrscheinlichkeit jedes Jahr neu und stellt sich dabei heraus, daß sie sich von Jahr zu Jahr nur unwesentlich ändert, dann taugt sie als Schätzwert für das kommende Jahr. In der Tat war die soeben errechnete Wahrscheinlichkeit für einige Jahre vor 1976 recht konstant gewesen (für 1974 $\cong 0,00021$, aber für 1960 z. B. noch $\cong 0,00041$). Man hätte also Anfang 1977 mit gutem Grund geschätzt, daß bei wahllosem Zugriff in die Bevölkerung der Bundesrepublik mit der Wahrscheinlichkeit 0,00024 eine Person herausgegriffen wird, die im Laufe des Jahres 1977 an Lungenentzündung stirbt. 0,00024 wäre also genau dann ein Schätzwert für die Wahrscheinlichkeit eines jeden Einwohners, im bevorstehenden Jahr an Lungenentzündung zu sterben, wenn jeder Einwohner die gleichen Chancen hätte, tödlich an Lungenentzündung zu erkranken, ebenso wie jede Karte der Kartei die gleiche Chance hatte, gezogen zu werden. Um gleiche Chancen geht es in der Realität jedoch selten, so daß 0,00024 nur Schätzwert der mittleren individuellen Wahrscheinlichkeit ist, gemittelt über alle 61 645 000 Personen. Wie sehr die individuelle Wahrscheinlichkeit von der mittleren abweichen kann, deutet die noch recht grobe Auflösung nach Altersgruppen in Tabelle 2-1 an. Die dort angegebenen Wahrscheinlichkeiten sind nicht mehr über die ganze Bevölkerung gemittelt, sondern nur über jeweils eine nach Lebensjahren näher beschriebene Gruppe. Danach ist tödliche Erkrankung an Lungenentzündung im Alter durchschnittlich über 50 mal wahrscheinlicher als in der Jugend.

Tab. 2-1: Schätzwert der mittleren individuellen Wahrscheinlichkeit für das Ereignis „tödliche Erkrankung an Lungenentzündung im bevorstehenden Jahr, bei einem Lebensalter zwischen X_1 und X_2 Jahren“

Lebensalter zwischen X_1 X_2 Jahren	Personen am 31.12.1975 (Wohnbevöl- kerung)	Sterbefälle 1976 (Todesursache Lungenentzündung)	Mittlere individuelle Wahrscheinlichkeit pro Jahr \cong
0 15	13 084 000	338	0,000026
15 45	26 042 400	381	0,000015
45 65	13 513 400	1 108	0,000082
65 -	9 004 700	12 789	0,001420

2.4.3 Die Verknüpfung von Schadensumfang und Wahrscheinlichkeit zur Risikozahl

Wie läßt sich nun aus der Wahrscheinlichkeit eines Schadens und dem Maß dieses Schadens, dem „Schadensumfang“, eine Größe errechnen, die als Maß für das Risiko gelten kann?

2.4.3.1 Das Individualrisiko

Als Beispiel soll wieder das Ereignis „tödliche Erkrankung an Lungenentzündung“ dienen. Im Falle einer Einzelperson führt es in der Schadensart „Verlust von Menschenleben“ auf den Schadensumfang 1. Die mittlere individuelle Wahrscheinlichkeit dafür kann man in der Bundesrepublik für das kommende Jahr zu 0,00024 schätzen.

Für jede Person bestehen viele verschiedene Möglichkeiten für den Ablauf des kommenden Jahres. Genau eine davon wird verwirklicht werden, nur ist ungewiß, welche. Die Wahrscheinlichkeit besagt, daß in jeweils 100 000 verschiedenen, gleichberechtigten Möglichkeiten für den Ablauf des kommenden Jahres 24 enthalten sind, die mit einer tödlichen Erkrankung an Lungenentzündung enden, also auf Schadensumfang 1 aus diesem Ereignis führen. Von den vielen verschiedenen Möglichkeiten wird genau eine verwirklicht. Man nennt deshalb den Schaden, bezogen auf die einzelne Möglichkeit für den Ablauf des kommenden Jahres, das Risiko und erhält somit

$$\frac{1 \times 24}{100\,000} = 1 \times 0,00024 = 0,00024$$

als individuelle Risikozahl für das kommende Jahr. Präzise gesagt, ist dies ein Schätzwert des mittleren Individualrisikos „tödliche Erkrankung an Lungenentzündung“ in der Bundesrepublik im kommenden Jahr.

Nach der gleichen Überlegung läßt sich die Risikozahl R als die Summe der Produkte aus möglichem Schadensumfang und zugehöriger Wahrscheinlichkeit

$$R = y_1 \times w(y_1) + y_2 \times w(y_2) + y_3 \times w(y_3) + \dots \quad (2.1)$$

für jedes Ereignis berechnen, sofern der jährliche Schadensumfang nur abzählbar viele verschiedene Werte annehmen kann. Hierin bedeuten y_1, y_2, \dots die verschiedenen möglichen Schadensumfänge pro Jahr, und $w(y_1)$ ist z. B. die Wahrscheinlichkeit, mit der das Ereignis im Laufe des Jahres Schaden vom Umfang y_1 verursacht¹⁾.

Der Zahlenwert R ist ein Schätzwert des Risikos, wenn Schadensumfänge oder Wahrscheinlichkeiten Schätzwerte sind. Er stimmt stets dann mit dem Schätzwert der mittleren individuellen Wahrscheinlichkeit des Ereignisses überein, wenn es pro Jahr höchstens einmal eintreten und pro Ereigniseintritt nur Schaden vom Umfang 1 verursachen kann.

Tabelle 2–2 zeigt, wie das mittlere Individualrisiko vom Detaillierungsgrad der Ereignisbeschreibung abhängt. Erweitert man sie, wie in der Tabelle geschehen, um das Detail

1) Ist der jährliche Schadensumfang y nicht auf abzählbar viele verschiedene Werte beschränkt, sondern stetig verteilt mit der Wahrscheinlichkeitsdichte $w(y)$, so erhält man die Risikozahl ganz analog gemäß

$$R = \int_0^{\infty} y \times w(y) dy.$$

„Lebensalter der Person im kommenden Jahr“, so werden deutliche Risikounterschiede erkennbar. Das Individualrisiko ist also bei diesen Ereignisbeispielen keinesfalls für jede Person gleich. Nicht nur das Alter, auch zahlreiche andere, oft ungenau oder gar nicht bekannte Faktoren wie Krankheitsgeschichte, gesundheitlicher Zustand, Lebensgewohnheiten usw. üben Einfluß aus. Daher ist bei vielen Ereignissen nur das mittlere Individualrisiko (gemittelt über eine größere Gruppe von Personen) sinnvoll schätzbar. Interessiert im Ereignisbeispiel nur das mittlere Individualrisiko der Bewohner der Bundesrepublik, so genügt die Beobachtung, daß von den 61 645 000 Bewohnern im Jahre 1976 14 616 an Lungenentzündung gestorben sind. Daraus kann, wie hier geschehen, geschlossen werden, daß die mittlere individuelle Chance im Jahre 1976 etwa gleich 14 616 in 61 645 000 oder einfacher 24 in 100 000 gewesen sein muß und somit das mittlere Individualrisiko gleich 0,00024. Ganz analog wurden die anderen mittleren Individualrisiken in Tabelle 2-2 geschätzt.

Tab. 2-2: Schätzwerte verschiedener mittlerer Individualrisiken pro Jahr in der Bundesrepublik Deutschland [2]

Ereignis: Tod durch	Sterbefälle in der Bundesrepublik 1976 /2/	Schätzwert der mittleren indivi- duellen Chancen pro Jahr	Schätzwert des mittleren Indi- vidualrisikos pro Jahr	Schätzwert des mittleren Individualrisikos pro Jahr bei einem Lebensalter zwischen			
				0 und 15 Jahren	15 und 45 Jahren	45 und 65 Jahren	65 und - Jahren
Herzkrank- heiten	203 586	330 in 100 000	0,00330	0,00001	0,00012	0,00217	0,01899
bosartige Neubildun- gen (Krebs)	152 590	247 in 100 000	0,00247	0,00005	0,00024	0,00282	0,01194
Lungenent- zündung	14 616	24 in 100 000	0,00024	0,00003	0,00001	0,00008	0,00142
Bluthoch- druck	13 360	22 in 100 000	0,00022	x	0,00001	0,00011	0,00129
Kraftfahr- zeugunfall	14 445	23 in 100 000	0,00023	0,00011	0,00028	0,00018	0,00037
sonstigen Unfall	17 214	28 in 100 000	0,00028	0,00011	0,00010	0,00016	0,00122
Summe	415 811	674 in 100 000	0,00674	0,00031	0,00076	0,00552	0,03523

x = kleiner als 0,00001

Wie wird das Individualrisiko ermittelt, wenn das Ereignis für den einzelnen nicht nur einmal, sondern mehrmals pro Jahr eintreten kann? An Grippe kann man auch zweimal im Jahr erkranken. Drei und mehr Grippeerkrankungen in einem Jahr dürften so selten sein, daß die mittlere individuelle Wahrscheinlichkeit für die Zwecke des Beispiels sicher als 0 geschätzt werden darf.

Die Wahrscheinlichkeiten in Tabelle 2-3 besagen, daß die Chancen, ohne Grippe durch das bevorstehende Jahr zu kommen, 5 in 10 stehen. Die Chancen für nur eine Grippeerkrankung sind 4 in 10 und für zwei Erkrankungen 1 in 10.

Das heißt, im Mittel sind unter jeweils 10 verschiedenen, gleichberechtigten Möglichkeiten für den Ablauf des kommenden Jahres 5 ohne Grippeerkrankung, 4 mit einer Erkrankung und eine mit zwei Erkrankungen. Bezogen auf die einzelne Möglichkeit für den Ablauf des kommenden Jahres, denn nur eine wird verwirklicht, erhält man den Wert:

$$\frac{0 \times 5 + 1 \times 4 + 2 \times 1}{10} = 0,6.$$

Man nennt dies die mittlere, zu erwartende individuelle Häufigkeit von Grippeerkrankungen pro Jahr, also den Erwartungswert. Das heißt, im Verlaufe von z. B. 10 Jahren hat man 6 Grippeerkrankungen zu erwarten, wenn die Wahrscheinlichkeitsangaben in Tabelle 2–3 zutreffen.

Tab. 2-3: Ereignisbeispiel zum Begriff „zu erwartende Häufigkeit pro Jahr“

Ereignis "Grippeerkrankung"	
Schadensfälle (Erkrankungen) pro Jahr	Mittlere individuelle Wahrscheinlichkeit (fiktive Werte)
0	0,5
1	0,4
2	0,1
3 und mehr	0

Mißt man den jährlichen Schaden aus dem Ereignis „Grippeerkrankung“ lediglich an der Anzahl der Erkrankungen, so tritt entweder das Ereignis nicht ein oder es verursacht Schaden vom Umfang 1 oder 2. Die Wahrscheinlichkeiten in Tabelle 2–3 besagen, daß in jeweils 10 verschiedenen gleichberechtigten Möglichkeiten für den Ablauf des kommenden Jahres 4 mit Schadensumfang 1 und eine mit Umfang 2 enthalten sind. Bezieht man den Schaden auf die einzelne Möglichkeit für den Ablauf des kommenden Jahres, so erhält man wieder die Summe der Produkte aus möglichem Schadensumfang pro Jahr und zugehöriger Wahrscheinlichkeit, nämlich

$$1 \times 0,4 + 2 \times 0,1 = 0,6$$

als Individualrisiko pro Jahr entsprechend der Formel (2.1). Präzise gesagt, ist dies ein Schätzwert des mittleren Individualrisikos „Grippeerkrankung“ im kommenden Jahr. Er stimmt mit der mittleren, zu erwartenden, individuellen Häufigkeit pro Jahr überein, weil pro Ereigniseintritt nur Schaden vom Umfang 1 möglich ist. Das Produkt aus möglichem Schadensumfang pro Ereigniseintritt und der zu erwartenden jährlichen Eintrittshäufigkeit mit Schaden dieses Umfangs

$$1 \times 0,6 = 0,6$$

ergibt also ebenfalls die Risikozahl.

Ganz allgemein läßt sich die Risikozahl R für Ereignisse, die mehrmals im Jahr eintreten können und deren Schadensumfang nur abzählbar viele verschiedene Werte annehmen kann, auch gemäß

$$R = x_1 \times h(x_1) + x_2 \times h(x_2) + x_3 \times h(x_3) + \dots \quad (2.2)$$

berechnen. Hierin sind x_1, x_2, \dots die verschiedenen, pro Ereigniseintritt möglichen Schadensumfänge und $h(x_1)$ ist z. B. die zu erwartende jährliche Häufigkeit des Ereignisses mit Schadensumfang x_1 ¹⁾.

Möchte man das Risiko aus allen Ereignissen ermitteln, die in einem näher spezifizierten Zusammenhang wie etwa „Kraftfahrzeugverkehr“ oder „Betrieb von Kernkraftwerken“ stehen, so hat man lediglich ihre Risikozahlen zu addieren. Streng genommen gilt dies jedoch nur, wenn sich die Ereignisse gegenseitig ausschließen, d. h., der Eintritt des einen nicht zugleich den des anderen bedeuten kann. So schließen sich z. B. Ereignisse wie „tödlicher Sturz“ und „tödlicher Sturz bei der beruflichen Arbeit“ nicht gegenseitig aus. Die Wahrscheinlichkeit des letzteren ist in der Wahrscheinlichkeit des ersteren enthalten, d. h., durch die Addition würde das Risiko überschätzt. Die Ereignisse „tödlicher Sturz beim Freizeitsport“ und „tödlicher Sturz bei der beruflichen Arbeit“ hingegen schließen sich aus. Die Addition ihrer Risikozahlen ergibt aber noch nicht die Risikozahl zum Ereignis „tödlicher Sturz“, denn sie sind kein vollständiger Satz von Teilereignissen. Es gibt noch andere Möglichkeiten, durch einen Sturz ums Leben zu kommen.

2.4.3.2 Das Kollektivrisiko

Das Ereignis „tödliche Erkrankung an Lungenentzündung“ hat 1976 in der Bundesrepublik zu 14 616 Todesfällen geführt. 14 800 ist somit kein allzu schlechter Schätzwert für das kommende Jahr. Es ist also zu erwarten, daß die Gemeinschaft „Bundesrepublik Deutschland“ im kommenden Jahr schätzungsweise 14 800 Menschenleben aufgrund dieses Ereignisses verlieren wird. Man nennt diese Zahl Schätzwert des Kollektivrisikos der Bundesrepublik aus dem Ereignis „tödliche Erkrankung an Lungenentzündung“ im kommenden Jahr. Wieviele Todesfälle es genau sein werden, ist ungewiß.

Prinzipiell ist das Kollektivrisiko gleich dem Produkt aus der Anzahl der exponierten Individuen im Kollektiv und dem mittleren Individualrisiko. Häufig erhält man ja auch den Schätzwert des mittleren Individualrisikos, einfach indem man den Schätzwert des Kollektivrisikos durch die Anzahl der exponierten Individuen im Kollektiv teilt (siehe z. B. die Risikozahlen in Tabelle 2–2).

Nach den gleichen Überlegungen, die beim Individualrisiko auf die Formeln (2.1) und (2.2) führten, läßt sich natürlich auch zum Kollektivrisiko mit diesen Formeln ein Zahlenwert errechnen. Würde man z. B., mit welcher Wahrscheinlichkeit die Summe der Straßenverkehrsunfälle in der Bundesrepublik im kommenden Jahr y_1 oder y_2 oder y_3 usw. Todesopfer fordert, so könnte man das Kollektivrisiko, d. h. die zu erwartende Anzahl von Todesfällen im kommenden Jahr, gemäß

$$R = y_1 \times w(y_1) + y_2 \times w(y_2) + \dots$$

ermitteln. Würde man statt dessen, wie häufig im kommenden Jahr in der Bundesrepublik Straßenverkehrsunfälle mit x_1 oder x_2 oder x_3 usw. Todesopfer zu erwarten sind, so ließe sich das gleiche Kollektivrisiko gemäß

1) Sind die Schadensumfänge pro Ereigniseintritt unabhängig voneinander, identisch verteilt und unabhängig von der Anzahl der Ereigniseintritte, so kann man die Risikozahl auch gemäß $R = \bar{x} \times \bar{h}$ („zu erwartender Schaden pro Fall“ mal „zu erwartende Anzahl von Fällen pro Jahr“) ermitteln. Dabei ist \bar{x} der zu erwartende Schadensumfang pro Ereigniseintritt und \bar{h} die zu erwartende jährliche Häufigkeit des Ereignisses.

$$R = x_1 \times h(x_1) + x_2 \times h(x_2) + \dots$$

errechnen.

Natürlich wird kaum jemand dieses Kollektivrisiko nach diesen Formeln ermitteln, weil z. B. die Zahl der Straßenverkehrstoten des Jahres 1978 im Rahmen der möglichen Schätzgenauigkeit bereits ein brauchbarer Schätzwert für das kommende Jahr ist. In Abschnitt 2.5 wird allerdings von Ereignissen die Rede sein, die selten oder noch nie eingetreten sind, so daß Schadensziffern zurückliegender Jahre allein noch keine befriedigende Risikoschätzung gestatten. In diesen Fällen kann die Risikozahl nur nach Formeln der Art (2.1) oder (2.2) ermittelt werden.

2.4.4 Unsicherheiten in Schätzwerten für Wahrscheinlichkeiten

Der Begriff „Wahrscheinlichkeit“ wurde in 2.4.2 anhand eines Modellfalles eingeführt, nämlich unter Vorgabe einer Kartei mit genau X Karten als sogenannte Grundgesamtheit, worunter Y ein bestimmtes Merkmal trugen. Dabei war nach der Wahrscheinlichkeit für das Ziehen einer Karte mit dem Merkmal gefragt. In der Realität sind Fragen nach der Wahrscheinlichkeit häufig schwer zu beantworten, denn:

- a) Der Umfang X der Grundgesamtheit ist i. allg. nicht bekannt.
- b) Der Anteil Y , der das gesuchte Merkmal trägt, ist ebenfalls i. allg. unbekannt.
- c) Aus der Grundgesamtheit wird, und das nicht immer völlig wahllos, eine „Stichprobe“ entnommen, d. h., man zieht, um bei dem Beispiel zu bleiben, \bar{X} Karten und zählt ab, wie oft (z. B. \bar{Y} mal) das gesuchte Merkmal darunter zu finden ist. Der Quotient \bar{Y}/\bar{X} heißt relative Häufigkeit des Auftretens einer Karte mit dem Merkmal in der Stichprobe. Er dient als Schätzwert für die Wahrscheinlichkeit, d. h. für den unbekanntem Quotienten Y/X .
- d) Die Interpretation des Karteneintrags kann mit Unsicherheit verbunden sein. Möglicherweise ist nicht immer eindeutig feststellbar, ob (im Falle des Beispiels) die Lungenzündung oder eine andere Komplikation die eigentliche Todesursache war. Abgesehen von der Unsicherheit d) und der Möglichkeit, daß nicht ganz wahllos gezogen wurde, lassen sich die Unsicherheiten unter a) und b) durch einen Wertebereich (sogeannter Vertrauensbereich) ausdrücken, in dem der zutreffende Wahrscheinlichkeitswert mit einer bestimmten Sicherheit (auch „Aussagesicherheit“ genannt) liegt.
- e) Die Kartei (Grundgesamtheit) stammt aus dem Jahre 1976, die Wahrscheinlichkeitsausgabe soll aber für kommende Jahre (andere Grundgesamtheit) gelten. Dazwischen können signifikante Unterschiede bestehen, z. B. erhebliche Verbesserungen in der medizinischen Behandlung oder Verschlechterung der allgemeinen Lebensbedingungen.

Damit ist offensichtlich, daß die Wahrscheinlichkeitswerte in praktischen Risikorechnungen i. allg. nur Schätzwerte sein können. Sogeannte objektive Schätzwerte beruhen auf Stichproben aus genau jenen Grundgesamtheiten, zu denen die Wahrscheinlichkeitsausgabe gemacht werden soll. Sind jedoch Stichproben aus anderen Grundgesamtheiten sowie andere Informationsinhalte, über deren Eignung man geteilter Meinung sein kann, Basis der Schätzung, so spricht man von subjektiven Wahrscheinlichkeitswerten. Sie beruhen nämlich auf dem persönlichen Urteil des Schätzenden, daß z. B. die möglichen Unterschiede zwischen der Grundgesamtheit, aus der die Stichprobe stammt, und der Grundgesamtheit, zu der die Wahrscheinlichkeit geschätzt werden soll, den Schätzwert nicht wesentlich beeinflussen. Aus diesem Grunde sind z. B. Wahrscheinlichkeitsschätzungen für zukünftige Zeitbereiche oft subjektiv. Gemäß analoger Kriterien spricht man von subjek-

tiven Vertrauensbereichen und subjektiver Aussagesicherheit. Subjektive Schätzungen können sinnvolle Werte liefern, wenn das enthaltene persönliche Urteil auf fachlicher Erfahrung des Schätzenden (Expertenurteil) beruht [3].

2.5 Risikozahlen zu Ereignissen, die selten oder noch nie eingetreten sind

Der vorangegangene Abschnitt beschrieb die Verknüpfung von Schadensumfang und Wahrscheinlichkeit zur Risikozahl. Sie kommt formal in den einfachen Beziehungen (2.1) und (2.2) zum Ausdruck. Mit Hilfe dieser Beziehungen kann im Falle abzählbar vieler verschiedener Schadensumfänge zu jeder erdenklichen Möglichkeit, Schaden zu erleiden, der Zahlenwert des Risikos berechnet werden. Voraussetzung ist allerdings, daß alle möglichen Schadensumfänge mit ihrer Wahrscheinlichkeit bzw. Häufigkeit bekannt sind.

Wenn aber Beobachtungen des Ereignisses so zahlreich vorliegen, daß sie eine Schätzung der Häufigkeiten oder Wahrscheinlichkeiten in (2.1) bzw. (2.2) gestatten, so ist die Verwendung dieser Beziehungen i. allg. nicht mehr erforderlich, weil dann das jährliche Risiko direkt aus den beobachteten jährlichen Schäden geschätzt werden kann. Ist das Ereignis jedoch selten oder noch nie beobachtet worden, so führt nur der Weg über die Formeln (2.1) bzw. (2.2) zur Risikozahl. Gleichzeitig sind aber gerade in diesem Fall oft keine sinnvollen Wahrscheinlichkeits- oder Häufigkeitsschätzungen anhand von Beobachtungen des Ereignisses möglich. Im folgenden wird mittels einfacher Beispiele gezeigt, wie man sich in dieser Situation hilft.

2.5.1 Wahrscheinlichkeitsschätzungen anhand von Beobachtungen des komplementären Ereignisses

Die Situation der Wahrscheinlichkeitsschätzung ist natürlich besser, wenn das sogenannte komplementäre Ereignis oft beobachtet werden konnte.

Von der kommerziellen Luftfahrt werden jährlich mehrere Millionen Starts und Landungen abgewickelt. Das Ereignis „kein Absturz bei Start oder Landung“ ist komplementär zu „Absturz bei Start oder Landung“. Angenommen, auf dem Flughafen X fanden bisher 10 000 kommerzielle Starts oder Landungen statt, ohne daß sich dabei ein Absturz ereignete. Betrachtet jemand zufällig die ersten 1000 Flugbewegungen als „Stichprobe“, so ist darin kein Schadensfall „Absturz bei Start oder Landung“ enthalten. Nach herkömmlichen statistischen Methoden kann daraus der Schluß gezogen werden (Einschränkungen in Abschnitt 2.4.4 ist zu beachten), daß die Wahrscheinlichkeit pro Flugbewegung für den Eintritt des Ereignisses „Absturz bei kommerzieller Flugbewegung auf dem Flughafen X“ etwa $1/1000 = 0,001$ ist und mit einer Aussagesicherheit von 95 % nicht über 0,003 liegt. Der Vertrauensbereich enthält also die Werte zwischen 0 und 0,003. Die obere Grenze wird dabei anhand folgender einfacher Überlegung erhalten:

„Welchen Wert muß die Absturzwahrscheinlichkeit pro Flugbewegung mindestens haben, damit unter 1000 Flugbewegungen mit einer Chance von mindestens „95 in 100“ mehr als 0 Abstürze beobachtet werden? Da aber unter den 1000 kein Absturz beobachtet wurde, liegt die Absturzwahrscheinlichkeit mit 95 % Aussagesicherheit unter diesem Wert“¹⁾.

1) Unter der Annahme einer Binomialverteilung, für die Anzahl der Abstürze unter n Flugbewegungen, läßt sich aus n = 1000 beobachteten Flugbewegungen ohne

Betrachtet jemand nicht nur die ersten 1000, sondern alle 10 000 Flugbewegungen als „Stichprobe“, so erhält er als obere 95-%-Grenze der Wahrscheinlichkeit des gleichen Ereignisses den kleineren Wert 0,0003.

Auf die gleiche Weise könnte man aus der Betriebserfahrung mit Leichtwasserreaktoren obere Grenzen der Wahrscheinlichkeit bestimmter Ereignisse, wie etwa „Kernschmelzen“, schätzen. Aus 500 Reaktorjahren (weltweite Erfahrung mit Leichtwasserreaktoren der Leistungsklasse „400 MWe und mehr“) ohne Eintritt des betrachteten Ereignisses schließt man (Einschränkung e) in 2.4.4 ist zu beachten), daß die Wahrscheinlichkeit für sein Eintreten mit einer Aussagesicherheit von 95 % unter 0,006 pro Reaktorjahr liegt. Die obere Grenze ist dabei so ermittelt, als wüßte man außer der Tatsache, daß in 500 Reaktorjahren das Ereignis nicht eingetreten ist, rein nichts über Reaktoren.

Leider stehen nicht, wie im Beispiel der Starts und Landungen, noch mehr Beobachtungen zur Verfügung, um gegebenenfalls aufzeigen zu können, daß die obere Grenze nur aufgrund der relativ wenigen, beobachteten Reaktorjahre so hoch ist. Aber selbst wenn anhand weiterer Beobachtungen des komplementären Ereignisses eine sehr kleine obere Grenze geschätzt werden könnte, wäre noch keine Aussage über die zweite Komponente der Risikozahl möglich, nämlich über den Schaden, den das Ereignis unter Umständen verursacht.

Aus diesen Gründen beschreibt die Studie die betrachteten Ereignisse näher unter Benutzung der Detailkenntnisse über Reaktoren (siehe Kapitel 3 bis 6). Der Detaillierungsgrad wird dabei so erhöht, bis in der Beschreibung

- Teilereignisse nach ihrem Einfluß auf den Schadensumfang unterschieden werden können und
- Unterereignisse dieser Teilereignisse zu erkennen sind, die nur in Verbindung mit anderen Unterereignissen den Eintritt des Teilereignisses bedeuten und deren Wahrscheinlichkeiten durch Beobachtungen und weitergehende Detailkenntnisse sinnvoll schätzbar sind.

Diese Vorgehensweise ist unter dem Stichwort „Ereigniszerlegung“ bekannt. Sie wird im folgenden Abschnitt veranschaulicht.

Der Begriff „Teilereignis“ wurde in Abschnitt 2.4.1 eingeführt. So ist z. B. das Ereignis „Sturz vom Baugerüst“ ein Teilereignis des Ereignisses „Arbeitsunfall“, denn es gibt noch andere Ereignisse, die der Beschreibung „Arbeitsunfall“ genügen, z. B. „Tod durch Staub-

Absturz ein Vertrauensintervall $0 \leq w \leq w^*$ für die Absturzwahrscheinlichkeit w angeben, das w mit P % Aussagesicherheit enthält. w^* kann in diesem Falle aus einer Beziehung zwischen Binomial- und Poissonverteilung mit Parameter $a = n \cdot w$ gewonnen werden. Aus der Poissonverteilung erhält man als Wahrscheinlichkeit \tilde{w} , für mehr als 0 Abstürze,

$$\tilde{w} = \sum_{i=1}^{\infty} (e^{-a} a^i / i!) = 1 - e^{-a} = 1 - e^{-nw}$$

weshalb w^* nach der im Text genannten Überlegung aus

$$\sum_{i=1}^{\infty} ((e^{-w^*n} (w^*n)^i) / i!) \geq P/100 \text{ oder } e^{-w^*n} \leq 1 - P/100$$

erhältlich ist. Für $P = 95$ ergibt sich daraus $w^* \cong 0,003$. Auch über die bekannten Beziehungen zwischen Binomial- und F-Verteilung oder Poisson- und χ^2 -Verteilung erhält man die obere 95-%-Grenze 0,003 für w .

explosion“. Das Teilereignis „Tod durch Staubexplosion“ wiederum läßt sich zerlegen in Unterereignisse wie

- „die Staubkonzentration in der Luft hat in einem Gebäudeabschnitt den kritischen Wert“,
- „Funkenbildung im gleichen Gebäudeabschnitt“.

Wenn jedes der beiden Unterereignisse allein für sich eintritt, so resultiert daraus noch keine Staubexplosion. Erst der gemeinsame Eintritt beider Unterereignisse hat die Explosion zur Folge.

2.5.2 Schätzung von Wahrscheinlichkeiten und zu erwartenden Häufigkeiten anhand von Detailkenntnissen

Wenn ein neuartiges Bauwerk errichtet wird, stellt dies in mancher Hinsicht einen erstmaligen Vorgang dar. Deshalb ist die Wahrscheinlichkeit, daß der Bau innerhalb der geplanten Lebensdauer einstürzt, nicht direkt abschätzbar. Erst wenn das Ereignis „Einsturz“ so detailliert beschrieben werden kann, daß die verschiedenen Unterereignisse, die zu seinem Eintritt beitragen, ersichtlich werden, wird sich die Einsturzwahrscheinlichkeit aus den Wahrscheinlichkeiten der Unterereignisse ermitteln lassen.

In Bild 2-1 wird ein Teilereignis des Ereignisses „Einsturz bei Lasteinwirkung“¹⁾ als Funktion von nur zwei Unterereignissen beschrieben:

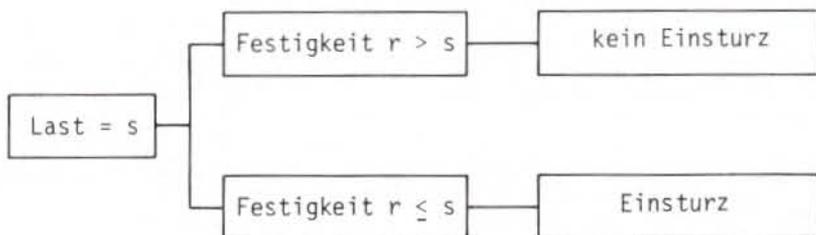


Bild 2-1: Beispiel der Beschreibung eines Teilereignisses zum Ereignis „Einsturz bei Lasteinwirkung“ anhand von zwei Unterereignissen („Last = s“, „Festigkeit $r \leq s$ “)

- „die Last, die auf das Bauwerk wirkt, hat einen bestimmten Wert, der hier mit s bezeichnet wird“,
- „die Festigkeit des Bauwerks, hier mit r bezeichnet, ist (in einer geeigneten Maßeinheit) kleiner oder gleich s “ (Bild 2-1).

Die Wahrscheinlichkeit des Teilereignisses in Bild 2-1 ist gleichbedeutend mit der Wahrscheinlichkeit, daß die Last den Wert s annimmt und zugleich die Festigkeit einen Wert kleiner oder gleich s hat. Sie ist nach den Regeln der Wahrscheinlichkeitsrechnung das

1) Die Wahrscheinlichkeit des Ereignisses „Einsturz bei Lasteinwirkung“ entspricht im allgemeinen nicht der Wahrscheinlichkeit des Ereignisses „Einsturz innerhalb der geplanten Lebensdauer“. Zu ihrer Berechnung wird entweder die Information über die Häufigkeit der Lasteinwirkungen benötigt, oder das Teilereignis in der Form „Festigkeit = r , Last $s \geq r$ “ betrachtet und die Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion der maximalen Last pro Jahr herangezogen.

Produkt aus der Wahrscheinlichkeit des Unterereignisses „Last = s “ und der Wahrscheinlichkeit für „Festigkeit $r \leq s$ “), sofern Last und Festigkeit ihre Werte unabhängig voneinander annehmen.

Aus den relativen Häufigkeiten gemessener Schneelasten und Windgeschwindigkeiten etc., also aus Stichproben und ihrer Umrechnung in Lasten, erhält man ein Wahrscheinlichkeitsdiagramm der Last, das etwa so aussehen kann wie Bild 2-2.

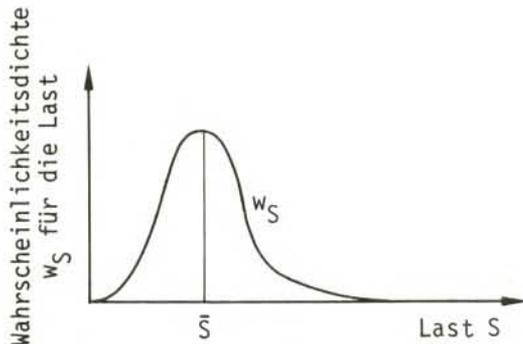


Bild 2-2: Wahrscheinlichkeitsdichte der Last

- 1) Zur Vereinfachung sei hier angenommen, daß Last und Festigkeit unabhängig voneinander nur ganzzahlige Werte s und r aus den Wertebereichen $I_s = [0, s^*]$ bzw. $I_r = [0, r^*]$ gemäß den Wahrscheinlichkeiten $w_S(s)$ bzw. $w_R(r)$ annehmen können. Die Wahrscheinlichkeit $w(s, E)$ des Teilereignisses in Bild 2.1 ist somit das Produkt der Wahrscheinlichkeiten der Unterereignisse „Last = s “ ($= w_S(s)$) und „Festigkeit $r \leq s$ “ ($= \sum_{r=0}^s w_R(r)$), also

$$w(s, E) = w_S(s) \times \sum_{r=0}^s w_R(r).$$

Mit jedem Lastwert s aus I_s ist ein Teilereignis des Ereignisses „Einsturz bei Lasteinwirkung“ verbunden. Die Teilereignisse schließen sich aufgrund der unterschiedlichen Lastwerte gegenseitig aus, so daß

$$w(E) = \sum_{s=0}^{s^*} (w_S(s) \times \sum_{r=0}^s w_R(r))$$

die Wahrscheinlichkeit des Ereignisses „Einsturz bei Lasteinwirkung“ ist. Für den Fall, daß Last und Festigkeit unabhängig voneinander beliebige Werte aus $(0, \infty)$ gemäß den sog. Wahrscheinlichkeitsdichtefunktionen $w_S(s)$ bzw. $w_R(r)$ annehmen können, gilt

$$w(E) = \int_0^{\infty} w_S(s) \times \int_0^s w_R(r) dr ds.$$

Aus Qualitätsprüfungen der verwendeten Baumaterialien etc., also ebenfalls aus Stichproben und ihrer Umrechnung in Festigkeiten, erhält man ein ähnliches Wahrscheinlichkeitsdiagramm für die Festigkeit. Werden beide in ein Koordinatensystem eingetragen, dann ergibt sich für das Beispiel Bild 2-3.

Kritisch ist der schraffierte Bereich, in dem sich die beiden Dichtekurven überlappen. Denn hier kann die Festigkeit kleiner oder gleich der Last sein, was der Annahme gemäß zum Einsturz führt. Es ist also anzustreben, diesen kritischen Bereich möglichst klein zu halten. In der Bautechnik wird dies mit der Forderung nach einem „Sicherheitsabstand“ der beiden Mittelwerte \bar{S} und \bar{R} erreicht; je größer dieser Abstand ist, desto kleiner wird der kritische Überlappungsbereich [4].

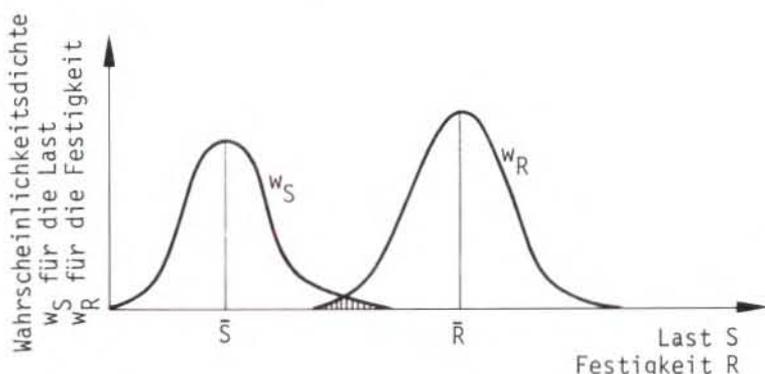


Bild 2-3: Wahrscheinlichkeitsdichte zu Last und Festigkeit

Die Güte der Wahrscheinlichkeitsschätzung für das Ereignis „Einsturz bei Lasteinwirkung“ hängt natürlich entscheidend von der Genauigkeit ab, mit der die Dichtefunktionen und insbesondere die sich überlappenden Endstücke der Funktionen ermittelt wurden. Auch die Annahme, daß Last und Festigkeit ihre Werte unabhängig voneinander annehmen, beeinflusst die errechnete Wahrscheinlichkeit.

Nach dem gleichen Prinzip – Zerlegung in Teil- und Unterereignisse und Summation über die Teilereignisse – ermittelt die Studie die zu erwartende Häufigkeit z. B. des Ereignisses „Kernschmelzen“. Die erforderliche reaktorspezifische Terminologie wird erst in den nächsten Kapiteln eingeführt. Um trotzdem die Wahrscheinlichkeits- bzw. Häufigkeitsschätzung auf der Basis einer ausführlichen Ereigniszerlegung veranschaulichen zu können, dienen im folgenden nicht die Risiken aus dem „Betrieb von näher spezifizierten Druckwasserreaktoren“, sondern aus dem „Bewohnen näher spezifizierter Gebäude“ als Beispiel. In diesem Zusammenhang ist als erstes die Frage zu beantworten:

„Welche Möglichkeiten, Schaden zu erleiden, ergeben sich für die Einzelperson oder Personengemeinschaft aus dem ‚Bewohnen näher spezifizierter Gebäude‘?“

Die Antwort müßte z. B. folgende Ereignisse enthalten:

- Einsturz des Gebäudes,
- Brand des Gebäudes.

Ersteres wurde oben in beliebig viele Teilereignisse und davon wiederum jedes in jeweils nur zwei Unterereignisse zerlegt. Hier soll anhand des Ereignisses „Brand des Gebäudes“

eine tiefergehende Ereigniszerlegung, wie sie im Prinzip die Studie durchführt, veranschaulicht werden. Um das Ereignis in Teil- und Untereignisse zu zerlegen, also den Auflösungsgrad der Beschreibung erhöhen zu können, ist weiter zu Fragen: „Welche Ereignisse können z. B. den Brand des Gebäudes auslösen?“

Dazu zählen:

- Hantieren mit offenem Feuer,
- Überlasten elektrischer Leitungen,

ferner

„Wie kann es z. B. durch ‚Überlasten elektrischer Leitungen‘ zum ‚Brand des Gebäudes‘ kommen?“

Als Hilfsmittel zur Beantwortung dieser zusätzlichen Fragen dienen Ereignisablaufdiagramme (siehe Bild 2-4), aus denen jene Ereignisabläufe ermittelt werden, die, ausgehend vom sogenannten auslösenden Ereignis, über weitere Untereignisse bis hin zum betrachteten Ereignis führen.

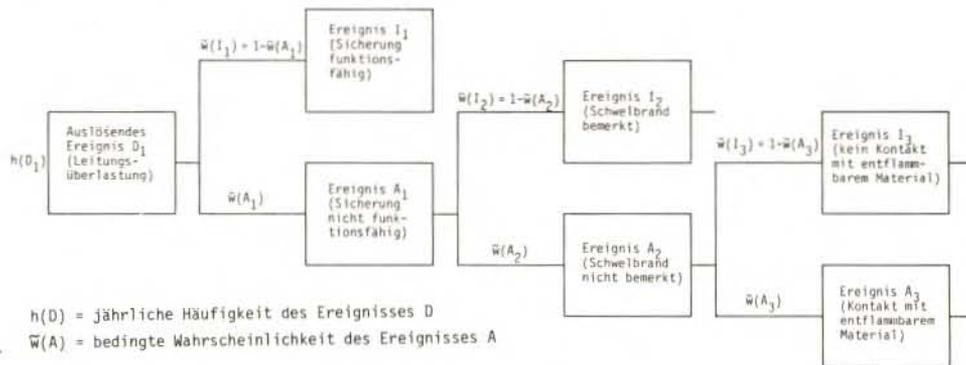


Bild 2-4: Schematisches Beispiel eines Ereignisablaufdiagrammes

In Bild 2-4 führt z. B. der Ereignisablauf $T = D_1 \rightarrow A_1 \rightarrow A_2 \rightarrow A_3 \dots$ zum „Brand des Gebäudes“. Er ist ein Teilereignis des Ereignisses „Brand des Gebäudes“, da auch noch andere Abläufe zum Brand führen können. Für die zu erwartende jährliche Häufigkeit des Ereignisablaufs T erhält man nach den Regeln der Wahrscheinlichkeitsrechnung

$$h(T) = h(D_1) \times \tilde{w}(A_1) \times \tilde{w}(A_2) \times \tilde{w}(A_3) \times \dots \quad (2.3)$$

sofern die zu erwartende jährliche Häufigkeit $h(D_1)$ und die Wahrscheinlichkeiten $\tilde{w}(A_1)$, $\tilde{w}(A_2)$, ... sinnvoll schätzbar sind. Im allgemeinen handelt es sich um bedingte Wahrscheinlichkeiten, d. h., sie müssen unter den Bedingungen der bereits durchlaufenen Untereignisse gelten. So kann z. B. die Tatsache, daß es sich um einen Leitungsschwelbrand handelt, Einfluß auf die Wahrscheinlichkeit haben, mit der der Schwelbrand nicht bemerkt wird. Das heißt, es besteht eine Abhängigkeit zwischen den Ereignissen D_1 und A_2 , so daß in (2.3) nicht die Wahrscheinlichkeit $w(A_2)$ für das Nichtbemerken eines Schwelbrandes allgemein einzusetzen ist, sondern die bedingte Wahrscheinlichkeit $\tilde{w}(A_2) = w(A_2/D_1A_1)$. Wahrscheinlichkeiten sind stets positiv und nie größer als 1, weshalb sich als Produkt in (2.3) sehr kleine Häufigkeiten $h(T)$ ergeben können.

Die Wahrscheinlichkeiten der Unterereignisse werden i. allg. mit Hilfe sogenannter Fehlerbäume ermittelt. Bild 2-5 zeigt ein schematisches Beispiel, worin nur zwei Ausfallkombinationen zum Ereignis A_1 führen, nämlich das gemeinsame Eintreten der Ausfälle F_1 und F_2 oder der Ausfall F_3 . Für die Wahrscheinlichkeit $w(A_1)$ erhält man deshalb, sofern sich die beiden Ausfallkombinationen gegenseitig ausschließen,

$$w(A_1) = w(F_1) \times w(F_2/F_1) + w(F_3) \quad (2.4)$$

$$\tilde{w}(A_1) = w(A_1/D_1) = (w(A_1/D_1)/w(A_1)) \times (w(F_1) \times w(F_2/F_1) + w(F_3))$$

und somit für die zu erwartende jährliche Häufigkeit des Ereignisablaufes $T = D_1 \rightarrow A_1 \rightarrow A_2 \dots$ aus (2.3)

$$h(T) = h(D_1) \times c_1 \times (w(F_1) \times w(F_2/F_1) + w(F_3)) \times c_2 \dots \quad (2.5)$$

worin $c_1 = w(A_1/D_1) / w(A_1)$.

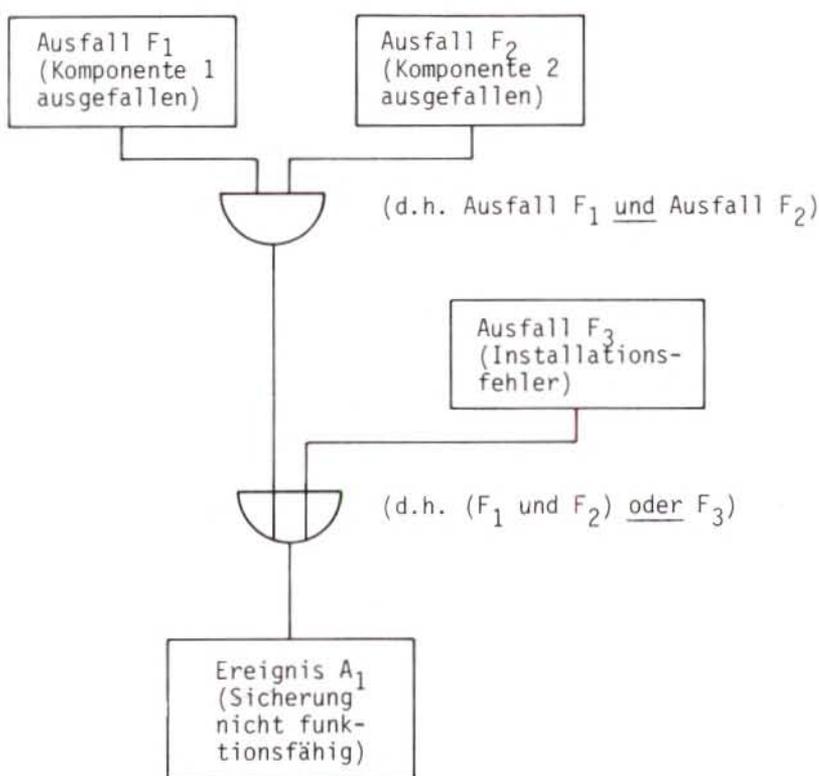


Bild 2-5: Schematisches Beispiel eines Fehlerbaumes

$h(T)$ kann mit Hilfe von (2.5) ermittelt werden, wenn die Häufigkeit $h(D_1)$, die „Abhängigkeitskoeffizienten“ c_1, c_2, \dots sowie die Wahrscheinlichkeiten $w(F_1), w(F_2/F_1), \dots$ sinnvoll schätzbar sind.

Tragen m sich gegenseitig ausschließende relevante Teilereignisse zum Ereignis „Brand des Gebäudes“ bei, so erhält man dessen Häufigkeit h gemäß

$$h = h(T_1) + h(T_2) + \dots + h(T_m) \quad (2.6)$$

worin $h(T_1), h(T_2), \dots$ nach Beziehungen der Art (2.5) ermittelt sind.

2.5.3 Risikoschätzung anhand von Detailkenntnissen

Bild 2-6 skizziert das Schema der Risikoschätzung anhand von Detailkenntnissen, ausgehend von der Beschreibung eines Ereignisses bis hin zur Ermittlung des Schadens und der Risikozahlen.

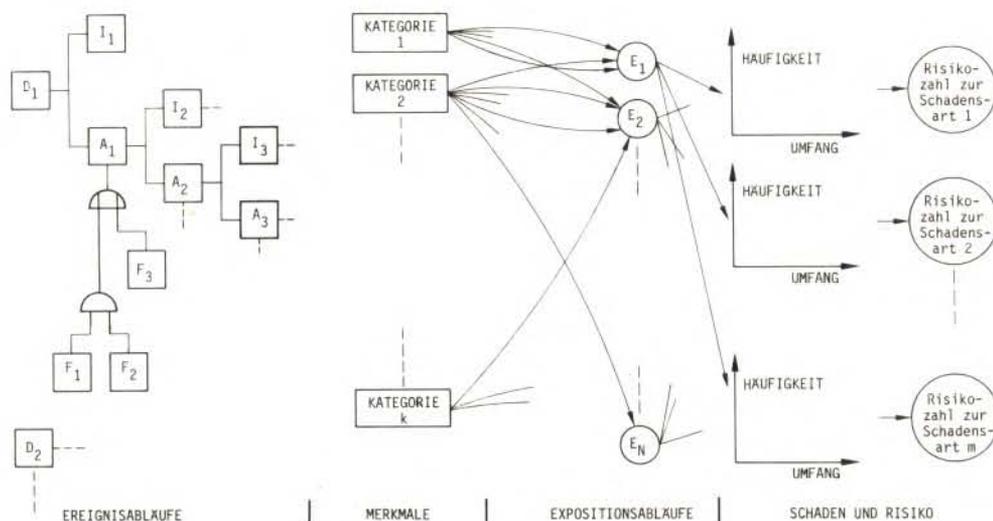


Bild 2-6: Schema der Risikoermittlung für N exponierte Personen (bzw. -gruppen) anhand von Detailkenntnissen über die Ereignis- und Expositionsabläufe (bezüglich der Unterereignisgruppen D, I, A und der Ausfälle F, vgl. z. B. Bilder 2-4 und 2-5)

Das Schema kann in vier Bereiche [5] eingeteilt werden:

a) Der Bereich „Ereignisabläufe“

muß sämtliche, zum Risiko beitragende Ereignisse (z. B. „Brand des Gebäudes“) detailliert beschreiben. Die Beschreibung erfolgt anhand von Ereignisablaufdiagrammen und sogenannten Fehlerbäumen. Die verschiedenen Ereignisabläufe (Teilereignisse) sind gekennzeichnet durch:

- ihre zu erwartende Häufigkeit $h(T)$ (z. B. geschätzt gemäß (2.5)) sowie
- Angaben zum Ereignismerkmal (nähere Angaben zur Charakterisierung des Brandes, z. B. Ursache, Lage des Brandherdes, brennende Substanzen usw.).

b) Der Bereich „Merkmale“

muß die Beschreibung der Ergebnisse der verschiedenen Ereignisabläufe enthalten. Sie erfolgt mit den Komponenten des Ereignismerkmals, die für die Schadensermittlung wesent-

lich sind (z. B. Stärke einer möglichen Explosion, Grad der Hitze- und Rauchentwicklung usw.).

Je nach Wertebereich dieser Komponenten und deren Bedeutung für die Schadensermittlung werden die Ergebnisse aus Vereinfachungsgründen i. allg. in Klassen oder Kategorien K_1, K_2, \dots eingeteilt.

Die Kategorien sind gekennzeichnet durch:

- repräsentative Werte der Komponenten des Ereignismerkmals, die für die Schadensermittlung erforderlich sind, sowie
- die Summen der zu erwartenden Häufigkeiten der sich gegenseitig ausschließenden Ereignisabläufe aus a), die aufgrund ihres Merkmales der betreffenden Kategorie zugeordnet wurden. Enthält z. B. die Kategorie K_1 nur die Ereignisabläufe $T_1, T_2,$ und T_5 , so ergibt sich für ihre Häufigkeit $h(K_1)$

$$h(K_1) = h(T_1) + h(T_2) + h(T_5)$$

worin $h(T_1), h(T_2), h(T_5)$ nach Beziehungen der Art (2.5) ermittelt sind.

c) Der Bereich „Expositionsabläufe“

muß nach Ort, Zeit, Intensität und Wahrscheinlichkeit sämtliche Vorgänge (Expositionsabläufe) beschreiben, über die das Ereignismerkmal auf die betrachteten Personen (bzw. Personengruppen) schädigend einwirken könnte.

Die Beschreibung muß z. B. enthalten:

- die Ausbreitung schädigender Komponenten des Ereignismerkmals (z. B. Rauch im Falle von „Brand des Gebäudes“) gemäß den herrschenden örtlichen Bedingungen M;
- die örtliche Verteilung der Exponierten (dem Risiko ausgesetzten Personen) B;
- die Schutz- und Gegenmaßnahmen (Evakuieren, Löschen usw.) G.

Außerdem sind Wahrscheinlichkeitsschätzungen für die verschiedenen möglichen Werte der Komponenten von M, B und G erforderlich. In praktischen Risikorechnungen stammen die berücksichtigten Werte sowie die Schätzungen der zugehörigen Wahrscheinlichkeiten oft aus „Stichproben“. Die Menge der beliebig vielen möglichen Expositionsabläufe wird damit näherungsweise repräsentiert durch eine endliche Anzahl spezieller Wertesätze (m, b, g). Die Wahrscheinlichkeit für einen Expositionsablauf ähnlich den speziellen örtlichen Bedingungen m, der speziellen Exponiertenverteilung b und den speziellen Schutz- und Gegenmaßnahmen g ergibt sich dadurch zu

$$w(m) \times w(b/m) \times w(g/mb).$$

d) Der Bereich „Schaden und Risiko“

muß die Beziehungen zwischen der Intensität der schädigenden Einwirkung und sämtlichen daraus resultierenden Schäden beschreiben. Er hat also zu jedem Wertesatz $v =$ (Kategorie k, örtliche Bedingungen m, Exponiertenverteilung b, Notfall-Gegenmaßnahmen g) in jeder Schadensart a einen Schätzwert $x(v, a)$ des Schadensumfangs zu liefern. Dabei handelt es sich in der Praxis oft um einen Schätzwert jenes Schadensumfangs, der unter den Bedingungen des Wertesatzes v zu erwarten ist. Die Mittelung erstreckt sich über die trotz detaillierter Betrachtung noch offengebliebenen Details des Unfallablaufs.

Mit dem Schätzwert der jährlichen zu erwartenden Häufigkeit

$$h(v) = h(k) \times w(m/k) \times w(b/km) \times w(g/kmb)$$

wird somit der Beitrag $R(v,a)$, des Wertesatzes v zur gesuchten Risikozahl, als das Produkt aus zu erwartendem Schadensumfang und zu erwartender Häufigkeit

$$R(v,a) \cong x(v,a) X h(v)$$

geschätzt. Der Schätzwert der Risikozahl zur jeweiligen Schadensart a ist dann die Summe über die Risikobeiträge $R(v,a)$ sämtlicher berücksichtigter Wertesätze v , also gemäß (2.2):

$$R(a) \cong \sum_v R(v,a) = x_1 X \tilde{h}(x_1) + x_2 X \tilde{h}(x_2) + \dots$$

worin z. B. $\tilde{h}(x_1)$ die Summe der Häufigkeiten jener Wertesätze v ist, deren zu erwartender Schaden zu x_1 geschätzt wird.

2.5.4 Unsicherheiten in Risikoschätzungen anhand von Detailkenntnissen

Die Bemerkungen in Abschnitt 2.4.4 machen deutlich, daß Risikoschätzungen, allein mit Beobachtungen aus zurückliegenden Jahren, oft nicht mit einer objektiven Aussagesicherheit verbunden sind. Würde z. B. jemand das Kollektivrisiko in der Schadensart „Verlust von Menschenleben“ aus dem Ereignis „Straßenverkehrs-Unfall“ anhand der Zahlen eines zurückliegenden Jahres schätzen, so könnte das entweder durch direkte Übernahme des Wertes aus dem Jahre 1978 oder auf dem Umwege über (2.2) mit Häufigkeitsschätzungen anhand der Unfälle des Jahres 1978 geschehen. Diese statistische Schätzung würde nicht die Unsicherheit unter Punkt e) von Abschnitt 2.4.4 berücksichtigen. Ist z. B. für das bevorstehende Jahr ein schwerwiegender Eingriff in die Straßenverkehrsordnung beschlossen, der seinen Niederschlag in der zu erwartenden Häufigkeit von Schadensfällen oder in der Anzahl der Todesfälle pro Schadensfall finden wird, so ist die statistische Schätzung mit Zahlen aus dem Jahre 1978 wenig glaubwürdig. Zu besseren Schätzungen kommt jemand, der nicht allein anhand von Beobachtungen zurückliegender Jahre vorgeht, sondern Fachkenntnisse nutzt und eben diese beschlossene Änderung in einer detaillierten Beschreibung (Modell) des Unfallgeschehens berücksichtigt. Der folgende Abschnitt soll verdeutlichen, daß aber auch Risikoschätzungen, die auf Modellen (d. h. detaillierten Beschreibungen der Ereignis- und Expositionsabläufe) aufbauen, trotz der Nutzung von Detailkenntnissen noch erhebliche Unsicherheiten enthalten können.

2.5.4.1 Beschreibt das Modell das Risiko?

Einige Fragen zu den vier Bereichen des Schemas in Bild 2-6:

a) Ereignisabläufe

— Enthält das Modell alle Ereignisabläufe, die zum Risiko beitragen?

Es ist klar, daß in einer Risikoschätzung nicht alle Ereignisabläufe enthalten sein können und müssen. Prinzipiell kann man sich beliebig viele Ereignisabläufe denken. Ihre Zahl hängt lediglich vom Auflösungsgrad der Beschreibung ab. Einige Ereignisabläufe werden dominante Risikobeiträge liefern, andere wiederum nur Beiträge, die nach Schadensumfang und nach der Summe ihrer Häufigkeiten irrelevant sind. Das Problem besteht darin, sämtliche relevanten Ereignisabläufe zu berücksichtigen. Ob dies geschehen ist, läßt sich mathematisch i. allg. nicht beweisen.

- Sind alle wichtigen Abhängigkeiten zwischen den Ausfällen in den Fehlerbäumen und zwischen den Unterereignissen der relevanten Ereignisabläufe enthalten?
Unberücksichtigte Abhängigkeiten können Unterschätzung der Häufigkeit des Ereignisablaufs und somit des Risikos zur Folge haben.
 - Wie hoch sind die, über Fehlerbäume und Ereignisablaufdiagramme fortgepflanzten Unsicherheiten in den Häufigkeits- und Wahrscheinlichkeitsschätzungen?
Sie kommen durch Wahrscheinlichkeitsverteilungen zum Ausdruck, d. h. durch Angabe von Wertebereichen, in denen mit einer bestimmten subjektiven Wahrscheinlichkeit die zu erwartende Häufigkeit des Ereignisablaufs liegt.
- b) Merkmale
- Wurden wesentliche Komponenten des Ereignismerkmals (z. B. eventuell entstehende Giftgase im Fall „Brand des Gebäudes“) übersehen oder ihrem Maße nach über- bzw. unterschätzt?
Dies hätte Auswirkungen auf die Einteilung in Kategorien, die Zuordnung zu den Kategorien und eventuell auf das Spektrum der zu berücksichtigenden Schadensarten.
- c) Expositionsabläufe
- Sind die berücksichtigten Expositionsabläufe nach ihrer, von Ort und Zeit abhängigen Intensität der schädigenden Einwirkung oder nach ihrer Wahrscheinlichkeit über- bzw. unterschätzt? Werden Expositionsabläufe, die nach Schadensumfang und Wahrscheinlichkeit relevant sind, von den berücksichtigten nicht ausreichend repräsentiert?
- d) Schaden und Risiko
- Sind alle wichtigen Schadensarten enthalten?
 - Sind die Beziehungen zur Umrechnung der schädigenden Einwirkung in Schadensart und -umfang zutreffend?
 - Wie hoch sind bei den berücksichtigten Wertesätzen v aus Ausschnitt 2.5.3 die Unsicherheiten im geschätzten zu erwartenden Schadensumfang $x(v, a)$ sowie in der geschätzten zu erwartenden Häufigkeit $h(v)$?

2.5.4.2 Quantifikation von Unsicherheiten in der Risikoschätzung

Schätzunsicherheiten ergeben sich aus

- ungenauer Kenntnis fester oder für den betrachteten Zeitraum als fest vorausgesetzter Größen wie Wahrscheinlichkeiten, zu erwartende Häufigkeiten, Mittelwerte allgemein, usw.
- näherungsweise funktionaler Beschreibung von Gesetzmäßigkeiten in Ereignis- und Expositionsabläufen. Zu diesen Gesetzmäßigkeiten zählen auch die Zufallsgesetze, ausgedrückt durch Verteilungsfunktionen oder reduziert auf Erwartungswerte.

Schätzunsicherheiten werden durch Wahrscheinlichkeitsverteilungen ausgedrückt, d. h. durch Angabe von Wertebereichen, in denen der zutreffende Wert der unsicheren Größe mit einer bestimmten subjektiven Wahrscheinlichkeit liegt. Pflanzte man die so quantifizierten Unsicherheiten durch das Schema der Risikoschätzung (siehe Bild 2-6) fort, so erhält man als Ergebnis eine Wahrscheinlichkeitsverteilung für die Risikozahl. Dadurch sind Wertebereiche angegeben, die den zutreffenden Zahlenwert des Risikos mit einer bestimmten subjektiven Wahrscheinlichkeit, die als Aussagesicherheit bezeichnet wird, enthalten.

Die Wertesätze v aus Abschnitt 2.5.3 liefern damit als Risikobeitrag nicht nur einen Punkt im (Schadensumfang (x), Häufigkeit (h))-Diagramm, sondern ein ganzes Gebiet, zusammen

los von einer Schadenserwartung 1 zu sprechen, denn im Verlauf der 100 Jahre wird entweder kein Schaden (Wahrscheinlichkeit $\cong 0,9999$) oder Schaden vom Umfang 10 000 (Wahrscheinlichkeit $\cong 0,0001$) verursacht. Aus diesen Gründen stellt man im Falle seltener Ereignisse mit hohem Schadensumfang nicht nur die Risikozahl dar, sondern zusätzlich die beiden Komponenten, Schadensumfang pro Jahr und Wahrscheinlichkeit (bzw. Schadensumfang pro Ereignisseintritt und zu erwartende jährliche Häufigkeit).

In der Regel interessiert in diesem Zusammenhang die Frage nach der Wahrscheinlichkeit, mit der der Schadensumfang im Jahr größer oder gleich einem vorgegebenen Wert Y^* ist, bzw. nach der zu erwartenden jährlichen Häufigkeit, mit der Schaden vom Umfang $X \geq X^*$ verursacht wird. Um sie im Falle der Häufigkeit beantworten zu können, müßte man alle zu erwartenden Häufigkeiten von Risikobeiträgen mit Schadensumfang $X \geq X^*$ addieren. Diese Addition ist bereits vorweggenommen in der Risikodarstellung mit Hilfe der sog. komplementären Häufigkeitsverteilung. Sie heißt „komplementär“, weil sie die zu erwartende Häufigkeit für $X \geq X^*$ angibt, während die Häufigkeitsverteilung an sich dies für $X \leq X^*$ tut. Die komplementäre Verteilung beantwortet also zu jedem Wert X^* die Frage: „Wie hoch ist die zu erwartende jährliche Häufigkeit, mit der Schaden vom Umfang $\geq X^*$ verursacht wird?“

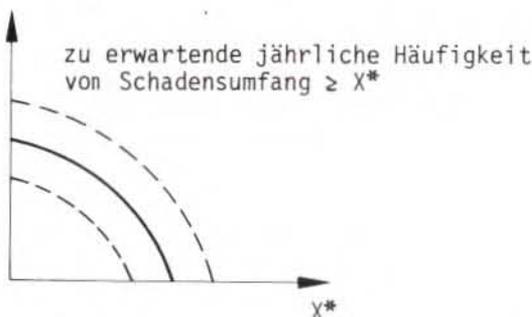


Bild 2-8: Komplementäre Häufigkeitsverteilung mit subjektivem Vertrauensbereich

Subjektive Vertrauensbereiche zu den einzelnen Risikobeiträgen (siehe Bild 2-7) ergeben in Bild 2-8 ein anschauliches Band um die ermittelte komplementäre Häufigkeitsverteilung. Dieses Band ist subjektiver Vertrauensbereich der Kurve und besagt:

„Die Fortpflanzung der quantifizierten Unsicherheiten aus Abschnitt 2.5.4 durch das Schema in Bild 2-6 läßt den Schluß zu, daß die zutreffende Kurve mit P % subjektiver Aussagesicherheit irgendwo im Bereich zwischen den beiden begrenzenden Kurven liegt, sofern der Einfluß der nichtquantifizierten Unsicherheiten vernachlässigbar ist“.

Auch für die Risikozahl kann damit ein Bereich analoger Bedeutung angegeben werden. Durch die getrennte Risikodarstellung der verschiedenen Schadensarten ist nicht mehr erkennbar, welche Schadensumfänge in den verschiedenen Arten mit einem Wertesatz v aus Abschnitt 2.5.3 verbunden sind, also gleichzeitig verursacht werden. Dieser Zusammenhang wäre für einzelne Wertesätze tabellarisch zu veranschaulichen.

2.7 Bedeutung kleiner Wahrscheinlichkeiten und Häufigkeiten

Die zu erwartende Häufigkeit von z. B. „0,001 pro Jahr“ ist gleichbedeutend mit „im Mittel alle 1 000 Jahre einmal“, 1 000 Jahre, 10 000 Jahre oder gar 100 000 Jahre und

mehr sind nicht mehr vorstellbare Zeiträume. Tabelle 2-4 versucht anhand einer historischen Skala einen Eindruck zu vermitteln.

Tab. 2-4: Zeiträume, die den Häufigkeiten „ 10^{-3} , 10^{-4} ... 10^{-9} pro Jahr“ entsprechen

Jahre vor unserer Zeit	
1 000	Karl der Große
10 000	Ende der vierten Würm-Eiszeit (Mittlere Steinzeit)
100 000	Anfang der ersten Würm-Eiszeit (Neandertaler)
1 000 000	Günz-Eiszeit (Australmensch)
10 000 000	Vorform des Menschen?
100 000 000	Entstehung heutiger Hochgebirge (erste Blütenpflanzen)
1 000 000 000	Beginn des mittleren Vorkambriums (Zeitalter vor der sogenannten Urzeit)

Die jährliche Wahrscheinlichkeit eines Ereignisses, ist nie größer als die zu erwartende jährliche Häufigkeit. Man kann also letztere, sofern sie nicht größer als 1 ist, als Schätzwert der jährlichen Wahrscheinlichkeit verwenden, ohne die Wahrscheinlichkeit dadurch zu unterschätzen.

Ob z. B. ein Ereignis der jährlichen Wahrscheinlichkeit 10^{-6} , das also im Mittel alle Million Jahre einmal eintritt, überhaupt eintreten wird und falls ja, in welchem Jahr – diese Fragen sind nicht beantwortbar. Daher genügt es vielen zu wissen, daß das Ereignis jederzeit eintreten kann, sofern seine Wahrscheinlichkeit nicht exakt Null ist. Man sollte sich deshalb, z. B. in bezug auf die Frage „In diesem Jahr?“, die Wahrscheinlichkeit anhand der Vielzahl der möglichen, gleichberechtigten Jahresabläufe ohne Ereigniseintritt veranschaulichen. Bei einer Wahrscheinlichkeit von 10^{-6} pro Jahr ist im Mittel

1 Möglichkeit für den Ablauf des Jahres mit Ereigniseintritt unter

999 999 gleichberechtigten verschiedenen Möglichkeiten für den Ablauf des Jahres ohne Ereigniseintritt

und eine einzige der vielen verschiedenen gleichberechtigten Möglichkeiten wird im betrachteten Jahr verwirklicht. Die Chancen, daß genau ein Jahresablauf verwirklicht wird, der den Ereigniseintritt enthält, stehen also 1 zu 999 999. Das Verständnis für Chancenverhältnisse dieser Größenordnung hängt entscheidend davon ab, ob man sich z. B. eine Menge von 1 000 000 gleichartiger Gegenstände vorstellen kann, so daß dabei noch jeder einzelne erkennbar ist. 1 000 000 Eisenbahnschwellen z. B. entsprechen den Strecken Frankfurt-Paris, München-Köln, Hannover-München, also ca. 640 km Schiene, d. h. ungefähr 7 Stunden Schnellzugfahrt.

Würde jemand anhand vorgelegter Fingerabdrücke eines Bewohners aus einer Stadt mit 1 000 000 Einwohnern, mit nur einem einzigen Zugriff aus der Einwohnerkartei die zugehörige Personalienkarte ziehen (die Wahrscheinlichkeit ist $0,000\ 001 = 10^{-6}$ pro wahllosen Zugriff), spräche man von einem unglaublichen Zufall. Eine Million Karteikarten

vom Format 200 X 150 X 1 mm füllen ca. 100 Kästen mit den Maßen 100 X 100 X 50 cm. Würde das Experiment mit anderen Fingerabdrücken wiederholt und wieder die richtige Karte mit nur einem einzigen Zugriff aus der Million Karten gezogen (die Wahrscheinlichkeit ist wieder 10^{-6} pro wahllosen Zugriff, aber $0,000\ 000\ 000\ 001 = 10^{-12}$ für das Ereignis „erfolgreiches Ziehen in beiden Fällen“), so spräche man vermutlich von einem parapsychologischen Fall.

Die Behauptung, ein bestimmtes Ereignis der Wahrscheinlichkeit „ 10^{-6} pro Jahr“ könnte bereits in diesem Jahr eintreten, ist also nicht mehr und nicht weniger zutreffend als z. B. die Behauptung irgendeiner Person, sie könnte mit nur einem einzigen Versuch, also spontan, die Karte zu den vorgelegten Fingerabdrücken ziehen oder die Nummer der Eisenbahnschwelle auf der Strecke Frankfurt-Paris erraten, bei der z. B. ein bestimmter, aus dem Zugfenster gefallener Schlüssel liegt.

Hat ein Ereignis für jedes der kommenden 50 Jahre die Wahrscheinlichkeit „0,000 001 pro Jahr“, so ist die Wahrscheinlichkeit, daß es in irgendeinem beliebigen dieser 50 Jahre eintritt, etwas geringer als 0,000 05, d. h., im Mittel ist unter jeweils 20 000 verschiedenen, gleichberechtigten Möglichkeiten für den Ablauf der kommenden 50 Jahre genau eine mit Ereigniseintritt.

Bei all diesen Versuchen, die Bedeutung kleiner Wahrscheinlichkeiten zu veranschaulichen, wird stets davon ausgegangen, daß der Wahrscheinlichkeitswert zutrifft. Kann man Wahrscheinlichkeiten dieser Größenordnung (0,001 und weniger pro Jahr) überhaupt sinnvoll, d. h. mit einem brauchbar kleinen Vertrauensbereich schätzen?

Ohne Schwierigkeiten war es im obigen Beispiel der Einwohnerkartei möglich, die Wahrscheinlichkeit

$$10^{-6} = \frac{1}{1\ 000\ 000}$$

bzw. die Wahrscheinlichkeit

$$10^{-12} = \frac{1}{1\ 000\ 000\ 000\ 000}$$

Anzahl der verschiedenen gleichberechtigten Möglichkeiten, die richtige Karte zu ziehen,

Anzahl der verschiedenen gleichberechtigten Möglichkeiten, irgendeine der 1 000 000 Karten zu ziehen,

Anzahl der verschiedenen, gleichberechtigten Möglichkeiten, das richtige Kartenpaar zu ziehen,

Anzahl der verschiedenen gleichberechtigten Möglichkeiten, zweimal jeweils irgendeine der 1 000 000 Karten zu ziehen,

zu ermitteln. Letztere ist gleich dem Produkt der Wahrscheinlichkeit, beim ersten Mal richtig zu ziehen (10^{-6}), mit der Wahrscheinlichkeit, beim zweiten Mal richtig zu ziehen. Der Ereignisablauf ist sehr einfach zu überblicken, Abhängigkeit zwischen dem ersten und dem zweiten Zugriff kann ausgeschlossen werden, wenn man, wie hier geschehen, von persönlichen Eigenheiten beim Ziehen absieht, die nicht alle 10^6 Karten gleichberechtigt sein lassen. Auch führt nur ein Ereignisablauf (Teilereignis) zum Ereigniseintritt, nämlich die richtige Karte (bzw. das richtige Kartenpaar) beim ersten Zugriff (bzw. mit den ersten beiden Zugriffen) zu ziehen. Die Vollständigkeit der Summe über alle Teilereignisse des betrachteten Ereignisses ist also gegeben.

Ähnlich verhält es sich z. B. mit dem Spiel „6 aus 49“. Die Wahrscheinlichkeit, daß die 6 angekreuzten Zahlen aus 1, 2, 3, . . . , 49 tatsächlich bei der nächsten Ausspielung gezogen werden, ist (ohne Zusatzzahl) gleich

$$w_1 \times w_2 \times \dots \times w_6 = \frac{6}{49} \times \frac{5}{48} \times \dots \times \frac{1}{44} \cong 0,000\,000\,07 = 7 \times 10^{-8}$$

worin z. B. $w_6 = \frac{1}{44}$ die bedingte Wahrscheinlichkeit ist, daß die sechste zu ziehende Zahl angekreuzt ist, unter der Bedingung, daß die fünf bereits gezogenen Zahlen angekreuzt waren¹⁾.

Auch die Häufigkeiten und Wahrscheinlichkeiten, die nach dem Vorgehen in Abschnitt 2.5 ermittelt werden, kommen durch Multiplikation und Summation zustande (vgl. (2.5) und (2.6)). Der Grund für kleine Häufigkeiten bzw. Wahrscheinlichkeiten ist auch hier in der Produktbildung zu sehen. Allerdings sind die am Produkt beteiligten Wahrscheinlichkeiten nicht so einfach zu schätzen wie in den obigen Beispielen. Auch die Ereignisabläufe sind nicht so einfach zu überblicken. Aus diesem Grunde kann die Richtigkeit der Produktbildung (Berücksichtigung eventueller Abhängigkeiten zwischen Unterereignissen und Ausfällen) und die Vollständigkeit der Summation (Berücksichtigung aller relevanten Ereignisabläufe) nicht so leicht beurteilt werden. Die subjektiven Vertrauensbereiche sind hier ein Mittel, um die Einflüsse dieser Unsicherheiten nach bestem Urteil zahlenmäßig zum Ausdruck zu bringen.

Schrifttum

- [1] Heinold, J. und K.-W. Gaede: Ingenieur-Statistik, Verlag R. Oldenburg, München, Wien, 1968
- [2] Statistisches Bundesamt Wiesbaden: Statistisches Jahrbuch 1978 für die Bundesrepublik Deutschland. Verlag W. Kohlhammer, Stuttgart und Mainz
- [3] Report to the U. S. Nuclear Regulatory Commission, Risk Assessment Review Group, NUREG/CR-0400, September 1978
- [4] König, G.: Wagnis und Sicherheit im Ingenieurbau. DAI-Zeitschrift 8/9 (1978), S. 6/12
- [5] Rowe, W. D.: An Anatomy of Risk, John Wiley & Sons, New York, 1977

1) Daß man trotz dieser niedrigen Wahrscheinlichkeit so oft von „6 Richtigen“ hört, ist einfach darauf zurückzuführen, daß so viele Spiele abgegeben werden und jedes abgegebene Spiel einen Zugriff in die „Kartei“ der 13 983 816 verschiedenen gleichberechtigten Möglichkeiten „6 aus 49“ zu ziehen darstellt. Unter 10 000 000 abgegebenen Spielen einer Woche ist mit der Wahrscheinlichkeit $\cong 0,5$ mindestens eines, bei dem die 6 in dieser Woche gezogenen Zahlen angekreuzt sind. Hätte man es mit einem Ereignis der Wahrscheinlichkeit „ 7×10^{-8} pro Jahr“ zu tun, so entspräche jedes der 10 000 000 abgegebenen Spiele einem abgelaufenen Jahr.

3 Das Kernkraftwerk

3.1 Einleitung

Dieses Kapitel gibt einen Überblick über Aufbau, Funktionsweise und Sicherheitstechnik eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor¹⁾. Für die anlagentechnischen Untersuchungen war es notwendig, ein bestimmtes Kernkraftwerk als Referenzanlage auszuwählen. Hierzu mußten verschiedene Gesichtspunkte berücksichtigt werden.

Einerseits sollten Leistung, Auslegungsstand und sicherheitstechnische Einrichtungen weitgehend dem Standard der zur Zeit gebauten oder auch geplanten Anlagen entsprechen.

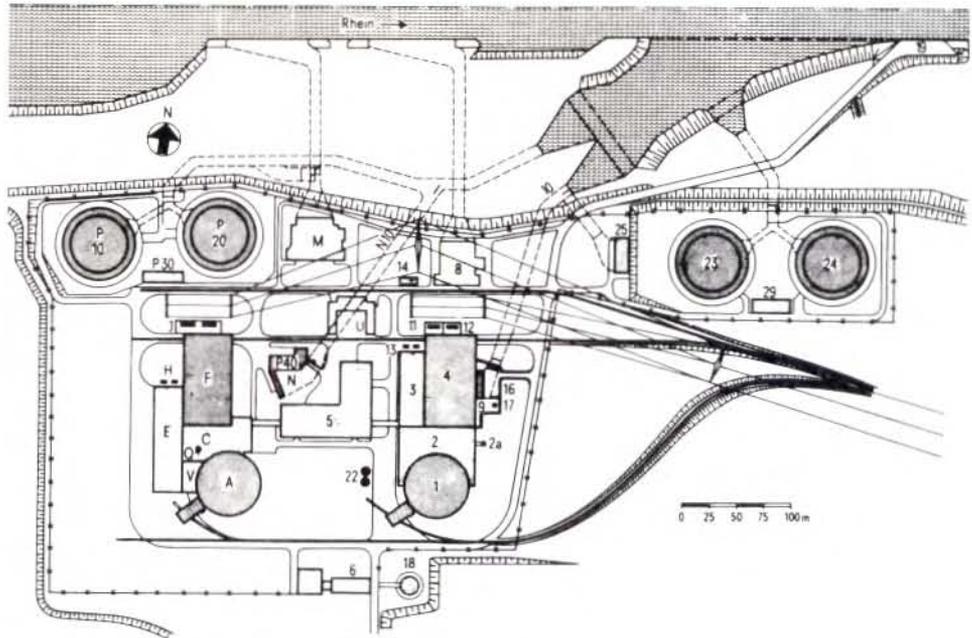
Andererseits erfordert eine Risikoanalyse sehr detaillierte Unterlagen für die systemtechnischen Untersuchungen. Diese Unterlagen stehen z. T. erst nach Fertigstellung und Inbetriebnahme einer Anlage zur Verfügung.

Unter Abwägung beider Gesichtspunkte wurde das Kernkraftwerk Biblis, Block B, als Referenzanlage für die Studie ausgewählt. Der nukleare Probetrieb dieser Anlage wurde im Frühjahr 1976 aufgenommen. Die Übergabe an den Betreiber erfolgte Anfang 1977.

Das Kernkraftwerk Biblis B besitzt einen Druckwasserreaktor mit einer thermischen Leistung von 3 750 MW. Die elektrische Leistung des Kernkraftwerkes beträgt 1 300 MW. Das Kraftwerk wurde im Auftrag der Rheinisch-Westfälischen Elektrizitätswerke (RWE) AG von der Kraftwerk Union (KWU) AG und der Hochtief AG in der Gemeinde Biblis errichtet. Bild 3-1 zeigt einen Lageplan und Bild 3-2 eine Luftaufnahme der Kraftwerksanlage mit den Blöcken A und B. Die wichtigsten Gebäude des Blockes B sind das Reaktorgebäude, das Reaktorhilfanlagengebäude, das Betriebs- und Schaltanlagengebäude mit Notstromdieseltrakt, das Maschinenhaus, das Kühlwasserreinigungs- und Pumpenbauwerk sowie die Gebäude des Kühlturbereiches.

Abschnitt 3.2 gibt eine kurze Übersicht zum grundsätzlichen Aufbau und zur Wirkungsweise eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor. In Abschnitt 3.3 werden daran anschließend allgemeine Gesichtspunkte und Prinzipien der Reaktorsicherheitstechnik behandelt. Abschnitt 3.4 beschreibt Aufbau und Funktion der wichtigsten Systeme und Komponenten des Kernkraftwerkes Biblis B.

1) Die nachfolgenden Ausführungen müssen notwendigerweise sehr gedrängt sein. Um dem Leser eine Vertiefung zu erleichtern, ist die Vorstellung mit freundlicher Genehmigung des Autors sowie des Springer-Verlags an das dort erschienene Buch „Reaktorsicherheitstechnik“ von D. Smidt angelehnt.



Block A

- 1 Reaktorgebäude
- 2 Reaktorhilfsanlagegebäude
- 2a Abluftkamin
- 3 Schaltanlagen- und Betriebsgebäude
- 4 Maschinenhaus
- 5 Nebenanlagegebäude
- 6 Verwaltungsgebäude
- 8 Kühlwasser-Pumpenhaus
- 9 Sammelbecken
- 10 Kühlwasser-Rücklaufkanal
- 11 380-kV-Schaltanlagen
- 12 Blocktransformatoren
- 13 Eigenbedarfstransformatoren
- 14 Fundament für Reserveblocktransformator

- 16 Regenwasserpumpwerk
- 17 Kläranlage
- 18 Informationszentrum
- 19 Schiffslände
- 22 Deionatbehälter
- 23+24 Kühltürme
- 25 Kühlturmpumpenbauwerk
- 29 Kühlturmschalthaus

Block B

- A Reaktorgebäude
- C Reaktorhilfsanlagegebäude
- E Betriebs- und Schaltanlagegebäude und Notstromdieseltrakt

- F Maschinenhaus
- H Eigenbedarfstransformatoren
- J 220-kV/380-kV-Freiluftschaltanlage und Blocktransformatoren
- M Kühlwasserreinigungs- und Pumpenbauwerk
- N Sammelbecken
- N10 Kühlwasser-Rücklaufkanal
- Q Abluftkamin
- P10+P20 Kühltürme
- P30 Kühlturmschalthaus
- P40 Kühlturmpumpenbauwerk mit Abwasserhebewerk
- U Garagegebäude
- V Zwischentrakt

Bild 3-1: Lageplan der Kraftwerksanlage Biblis

3.2 Aufbau und Funktionsweise eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor

Bild 3-3 veranschaulicht den grundsätzlichen Aufbau und die Funktionen eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor.

Die im Reaktorkern (1) durch Kernspaltung erzeugte Wärme wird durch den in sich geschlossenen Reaktorkühlkreislauf (Primärkreislauf) über die Dampferzeuger (2) an den Speisewasser-Dampf-Kreislauf (Sekundärkreislauf) übertragen. Ein ausreichend hoher Druck des Kühlwassers verhindert eine Dampfbildung im Reaktorkühlkreislauf (daher die Bezeichnung „Druckwasserreaktor“).

Das sekundärseitig in die Dampferzeuger einströmende Speisewasser wird durch Aufnahme der Wärme aus dem Reaktorkühlkreislauf verdampft. Der entstehende Dampf treibt die

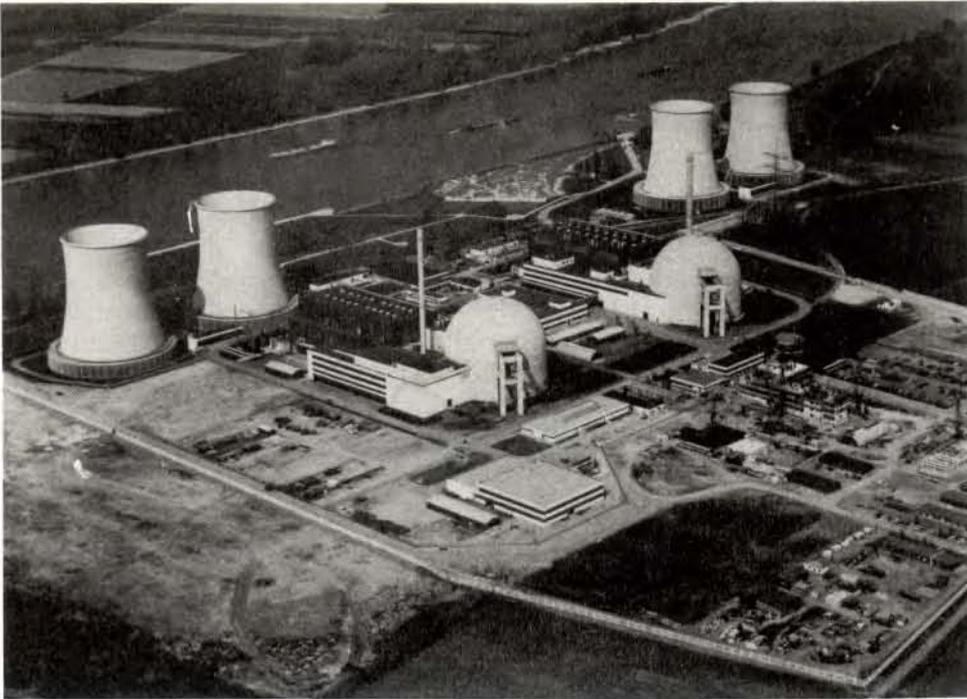


Bild 3-2: Luftaufnahme der Kraftwerksanlage Biblis,
Luftaufnahme Aerolux, Frankfurt/M. Freigabe: Regierungspräsident Darmstadt, 204/78

Turbine (5) und diese den Generator (6) an. Der aus der Turbine abströmende Dampf, der nicht mehr zur Erzeugung elektrischer Energie genutzt werden kann, wird im Kondensator (7) niedergeschlagen. Das so entstandene Wasser wird zu den Dampferzeugern zurückgepumpt.

Die Wärmeabfuhr aus dem Kondensator erfolgt mit Hilfe des Hauptkühlwassersystems. Dabei nimmt das den Kondensator durchströmende Kühlwasser etwa $\frac{2}{3}$ der vom Reaktor erzeugten Wärme auf. Diese Wärme wird je nach Umgebungsbedingungen entweder unmittelbar an den Fluß oder über Kühltürme an die Umgebung abgegeben.

Die Umwandlung von Wärme in elektrische Energie geschieht bei Kernkraftwerken in gleicher Weise wie bei anderen thermischen Kraftwerken. Die Energieerzeugung durch Kernspaltung wirft jedoch spezielle Probleme auf, da hierbei in erheblichem Umfang radioaktive Stoffe entstehen. Die Strahlung, die von diesen Stoffen ausgeht, kann bei Einwirkung auf Lebewesen zu gesundheitlichen Schäden führen. Die zentrale Aufgabe der Reaktorsicherheitstechnik ist es deshalb, eine Freisetzung der radioaktiven Stoffe in die Umgebung zu verhindern.

Durch den Zerfall der während des Reaktorbetriebs gebildeten radioaktiven Stoffe entsteht auch nach Abschaltung des Reaktors Wärme, die Nachzerfallwärme. Diese ist im Vergleich zu der während des Leistungsbetriebes erzeugten Wärme gering und nimmt im Verlauf der Zeit ständig ab. Ohne Kühlung des Reaktorkerns reicht die Nachzerfallwärme jedoch aus, den Reaktorkern so weit aufzuheizen, daß radioaktive Stoffe freigesetzt werden. Daher ist es notwendig, den Reaktorkern auch nach der Abschaltung zu kühlen.

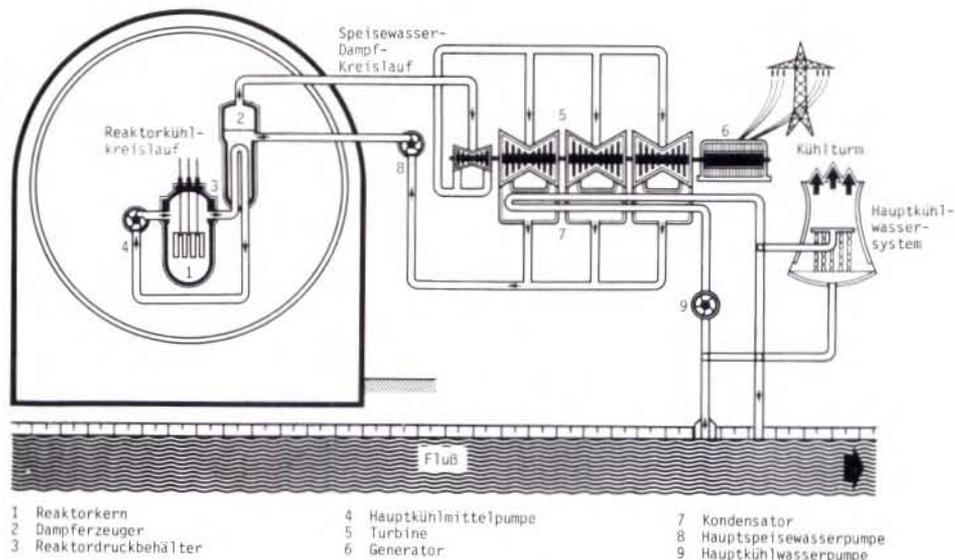


Bild 3-3: Funktionsschema eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor

Aus diesen Punkten ergibt sich eine Reihe von sicherheitstechnischen Anforderungen an die Auslegung eines Kernkraftwerkes. In den folgenden Abschnitten wird darauf näher eingegangen.

3.3 Sicherheitskonzept

Ziel aller Sicherheitsüberlegungen und der daraus abgeleiteten Sicherheitsmaßnahmen ist es, den Einschluß der in einem Kernkraftwerk vorhandenen radioaktiven Stoffe jederzeit zu gewährleisten. Hierzu ist in der Kerntechnik ein umfassendes Sicherheitskonzept entwickelt worden. Es besteht einmal aus einem mehrfachen Einschluß der in einem Reaktor erzeugten radioaktiven Stoffe, zum anderen aus sicherheitstechnischen Einrichtungen und Maßnahmen, die den Einschluß dieser radioaktiven Stoffe jederzeit aufrechterhalten. Der grundsätzliche Aufbau dieses Sicherheitskonzepts soll im folgenden kurz skizziert werden.

3.3.1 Einschluß der radioaktiven Stoffe

Der weitaus größte Teil der radioaktiven Stoffe entsteht aus dem nuklearen Brennstoff durch Kernspaltung¹⁾. Diese Spaltprodukte werden durch mehrere hintereinanderliegende Strukturen, die Spaltproduktbarrieren, eingeschlossen. Bild 3-4 veranschaulicht die prinzipielle Anordnung dieser Strukturen. Im einzelnen sind dies:

- das Kristallgitter des Brennstoffes selbst, in dem der weit überwiegende Teil der Spaltprodukte (unter normalen Betriebsbedingungen mehr als 95 %) zurückgehalten wird,

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

- die Brennstabhüllrohre, die gasdicht verschweißt sind,
- der Reaktordruckbehälter zusammen mit dem völlig geschlossenen Reaktorkühlkreislauf,
- der gasdichte und druckfeste Sicherheitsbehälter, der den Reaktorkühlkreislauf umschließt.

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

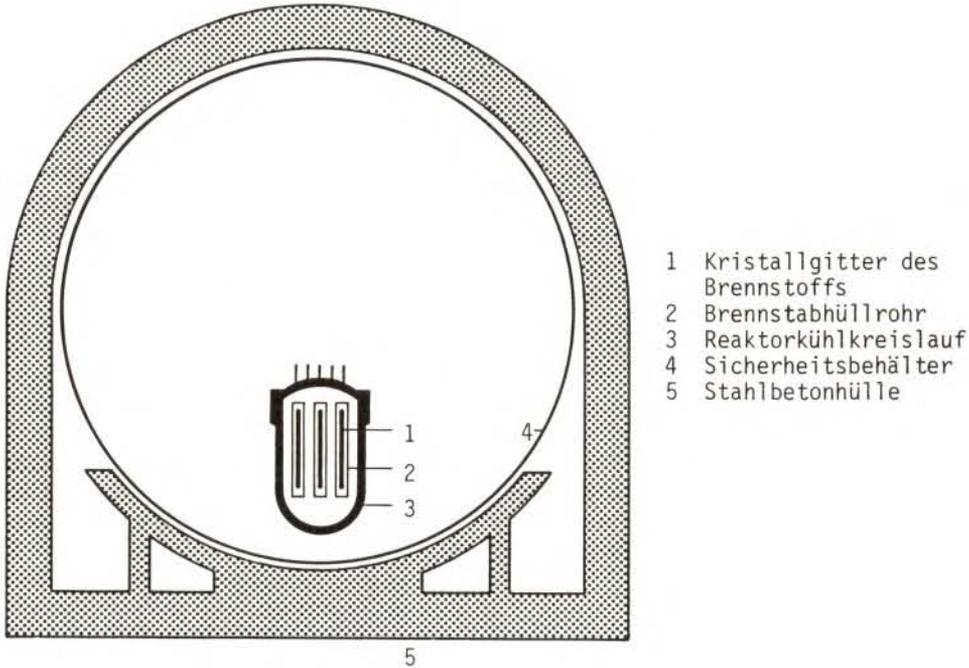


Bild 3-4: Einschluß der Spaltprodukte

3.3.2 Sicherheitstechnische Auslegung

Wie bei jeder technischen Anlage, muß auch bei Kernkraftwerken mit Störungen aus verschiedenen Ursachen gerechnet werden. So sind Störungen durch das Versagen von Anlagenteilen, durch menschliches Fehlverhalten oder auch durch Einwirkungen von außen möglich. Um den Einschluß der Spaltprodukte zu gewährleisten, muß eine Beschädigung der Spaltproduktbarrieren auch bei Störungen durch entsprechende Auslegung verhindert werden. Um dies zu erreichen, wird in der Kerntechnik ein mehrstufiges Sicherheitskonzept angewandt.

3.3.2.1 Einteilung der Störungen

Es ist üblich, Betriebszustände und Störungen in Kernkraftwerken unter sicherheitstechnischen Gesichtspunkten in drei Bereiche zu unterteilen:

Bestimmungsgemäßer Betrieb

Die Anlage funktioniert normal bzw. auftretende Störungen haben keinen Einfluß auf Betrieb und Sicherheit der Anlage. Die Strahlenbelastung durch betrieblich bedingte Ableitungen radioaktiver Stoffe an Luft und Wasser muß nämlich so gering wie möglich gehalten werden. Die zulässigen Grenzwerte für die Strahlenbelastung in der Umgebung sind in der Strahlenschutzverordnung festgelegt.

Störfälle

Störfälle sind als Ereignisabläufe definiert, bei denen der Betrieb der Anlage aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden kann, für die die Anlage jedoch so ausgelegt ist, daß die Folgen für die Umgebung bestimmte Grenzen nicht übersteigen. Die entsprechenden Grenzwerte der Strahlenbelastung bei Störfällen sind ebenfalls in der Strahlenschutzverordnung festgelegt.

Unfälle

Jenseits der sicherheitsmäßigen Auslegung von Kernkraftwerken verbleibt ein Bereich denkbarer Ereignisabläufe, die als Unfälle bezeichnet werden. Hierunter werden Ereignisabläufe verstanden, die entweder nach menschlichem Ermessen so unwahrscheinlich sind, daß gezielte Maßnahmen zur Verhinderung oder Begrenzung der Folgen üblicherweise nicht getroffen werden, oder deren Eintreten und Ablauf nicht voraussehbar sind. Bei Unfällen können die in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Grenzwerte der Strahlenbelastung überschritten werden.

3.3.2.2 Mehrstufenprinzip

Die Reaktorsicherheitstechnik hat die Aufgabe, Störfälle möglichst zu vermeiden oder, da dies nicht immer möglich ist, die Folgen von Störfällen zu begrenzen. Dazu ist für Kernkraftwerke ein mehrstufiges Sicherheitskonzept entwickelt worden. Im wesentlichen lassen sich drei Ebenen von Sicherheitsmaßnahmen unterscheiden:

Qualitätsgewährleistung

Diese Sicherheitsebene umfaßt alle Anforderungen an den Auslegungsstandard und die Qualität, vor allem der nuklearen Anlagenteile. Neben der Auslegung von Komponenten und Systemen mit hohen Sicherheitsreserven werden vor allem Maßnahmen für eine umfassende Qualitätssicherung bei der Fertigung von Komponenten und der Errichtung der Anlage vorgesehen. So wird z. B. eine mehrfache, unabhängige Kontrolle sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten, wie Reaktordruckbehälter, Kühlmittelleitungen und Sicherheitsbehälter, vorgenommen. Der hohe Qualitätsstand wird durch ständig wiederkehrende Prüfungen während der gesamten Laufzeit der Anlage gewährleistet. Diese Maßnahmen der Qualitätssicherung haben vor allem das Ziel, die Häufigkeit von Störungen möglichst klein zu halten, d. h. Störungen soweit wie möglich von vornherein zu verhindern.

Verhinderung von Störfällen

Zur Verhinderung von Störfällen, die sich aus Störungen entwickeln können, sind Kernkraftwerke mit mehrfach gestaffelten Regel- und Schutzeinrichtungen versehen. Diese Systeme haben die Aufgabe, mögliche Störungen rechtzeitig zu erkennen und Aktionen auszulösen, um aufgetretene Störungen unmittelbar zu begrenzen.

Wichtigste Schutzeinrichtung ist das Reaktorschutzsystem. Es überwacht fortlaufend alle wichtigen Meßwerte in der Anlage, wie z. B. Reaktorleistung, Druck im Reaktorkühlkreislauf, Drehzahl der Hauptkühlmittelpumpen usw. Das Reaktorschutzsystem löst auto-

matische Schutzmaßnahmen aus, wie z. B. eine Abschaltung des Reaktors, wenn die überwachten Prozeßgrößen bestimmte Grenzwerte überschreiten.

Begrenzung von Störfallfolgen

Als dritte Stufe des Sicherheitskonzepts werden Kernkraftwerke mit umfangreichen technischen Sicherheitseinrichtungen, den Sicherheitssystemen, ausgerüstet. Ausgelöst durch das Reaktorschutzsystem, greifen Sicherheitssysteme bei Störfällen weitgehend automatisch ein, um den Einschluß der Spaltprodukte aufrechtzuerhalten und die mit einem Störfall verbundenen Schadensfolgen zu begrenzen. Die Sicherheitssysteme sind darauf ausgelegt, ein weites Spektrum möglicher Störfälle wirksam zu beherrschen.

Die Auslegung der Sicherheitssysteme orientiert sich jedoch an einigen wenigen Störfällen, die allgemein zu den schwersten Belastungen und entsprechend zu den höchsten Bemessungsanforderungen an die Sicherheitssysteme führen. So ist z. B. der doppelendige Bruch einer Hauptkühlmittelleitung der maßgebliche Störfall für die Auslegung des Sicherheitsbehälters.

3.3.2.3 Sicherheitstechnische Auslegungsgrundsätze

Die wesentlichen Anforderungen an die sicherheitstechnische Auslegung von Kernkraftwerken sind in der Bundesrepublik Deutschland vor allem in den Sicherheitskriterien des Bundesministers des Innern [1], in den Leitlinien der Reaktor-Sicherheitskommission [2] sowie in sicherheitstechnischen Regeln des Kerntechnischen Ausschusses [3] festgelegt. Neben Anforderungen, die im einzelnen an Schutz- und Sicherheitseinrichtungen gestellt werden, enthalten diese Regeln auch allgemeine Auslegungsgrundsätze. Außer den bereits erwähnten Maßnahmen zur Qualitätsgewährleistung soll mit diesen Auslegungsgrundsätzen ein hohes Maß an Funktionssicherheit der Schutz- und Sicherheitseinrichtungen erreicht werden.

Da Ausfälle von Komponenten nicht auszuschließen sind, wird in den Auslegungsgrundsätzen verlangt, daß die Funktion der Schutz- und Sicherheitssysteme auch bei Ausfall einzelner Komponenten erhalten bleibt. Zu berücksichtigen sind dabei sowohl unabhängige als auch voneinander abhängige Ausfälle.

Im folgenden werden die wesentlichen Auslegungsgrundsätze erläutert:

Redundanz

Das wichtigste Prinzip gegen unabhängige Ausfälle ist die Redundanz. Redundanz bedeutet, daß für jede Sicherheitsfunktion mehr Komponenten oder Teilsysteme vorhanden sind, als zur Erfüllung der Funktion tatsächlich erforderlich sind. So reichen z. B. von den 4 voneinander unabhängigen Einzelsträngen des Not- und Nachkühlsystems im allgemeinen 2 Stränge aus, um den Reaktor ausreichend zu kühlen. Fällt ein Teilsystem durch einen unabhängig auftretenden Einzelfehler aus (z. B. die Pumpe des Teilsystems 1 startet nicht), so ist die Funktion des Notkühlsystems nicht gefährdet, da noch drei weitere Teilsysteme zur Verfügung stehen.

Darüber hinaus werden redundante Sicherheitssysteme im allgemeinen auch räumlich getrennt angeordnet und baulich besonders geschützt. Diese Maßnahmen bieten vor allem einen Schutz gegen Folgeausfälle, gegen übergreifende anlageninterne Einflüsse (z. B. Brand, Überflutung) sowie gegen Einwirkungen von außen.

Diversität

Das Redundanzprinzip, die Mehrfachauslegung eines Systems in gleichartige Komponenten oder Teilsysteme, bietet nicht immer einen ausreichenden Schutz gegen voneinander

abhängige Ausfälle. Solche Ausfälle können aus einer gemeinsamen Ursache heraus in redundanten Teilsystemen gleichzeitig auftreten und die Redundanz unwirksam machen. Redundanzüberbrückende Ausfälle werden allgemein unter der Bezeichnung Common-Mode-Ausfälle zusammengefaßt. Um Common-Mode-Ausfälle zu vermeiden, werden umfangreiche Maßnahmen sowohl in Auslegung und Herstellung als auch während des Betriebes getroffen.

Ein wichtiger Schutz gegen Common-Mode-Ausfälle ist die Diversität. Mehrfache für den gleichen Sicherheitszweck vorgesehene Einrichtungen sind nach verschiedenen Konstruktionsprinzipien aufgebaut, und deren Aktionen werden von physikalisch unterschiedlichen Funktions- oder Anregeprinzipien ausgelöst. Das Diversitätsprinzip wird vor allem im Reaktorschutzsystem angewandt. Hierzu wird entsprechend der KTA-Regel 3501 [4] gefordert, daß jeder im Rahmen der Störfallanalyse zu betrachtende Störfall durch die Messung von mindestens zwei diversitären Prozeßgrößen zu erfassen ist. Dementsprechend kann z. B. die Reaktorleistung außer über den Neutronenfluß auch über die Aufheizspanne des Kühlmittels gemessen werden.

„Fail-Safe“

Ein weiteres wichtiges Prinzip zur Verhütung der Folgen von unabhängigen oder aber auch abhängigen Ausfällen ist das Prinzip des Ausfalls in die sichere Richtung, kurz das Fail-Safe-Prinzip. Danach werden Sicherheitssysteme nach Möglichkeit so konzipiert, daß die Anlage bzw. Anlagenteile bei Ausfällen in einen sicheren Zustand übergehen. Wichtigstes Anwendungsbeispiel sind die Steuerstäbe. Sie werden so durch Elektromagneten gehalten, daß sie bei Ausfall ihrer Stromversorgung in den Reaktorkern einfallen und den Reaktor abschalten.

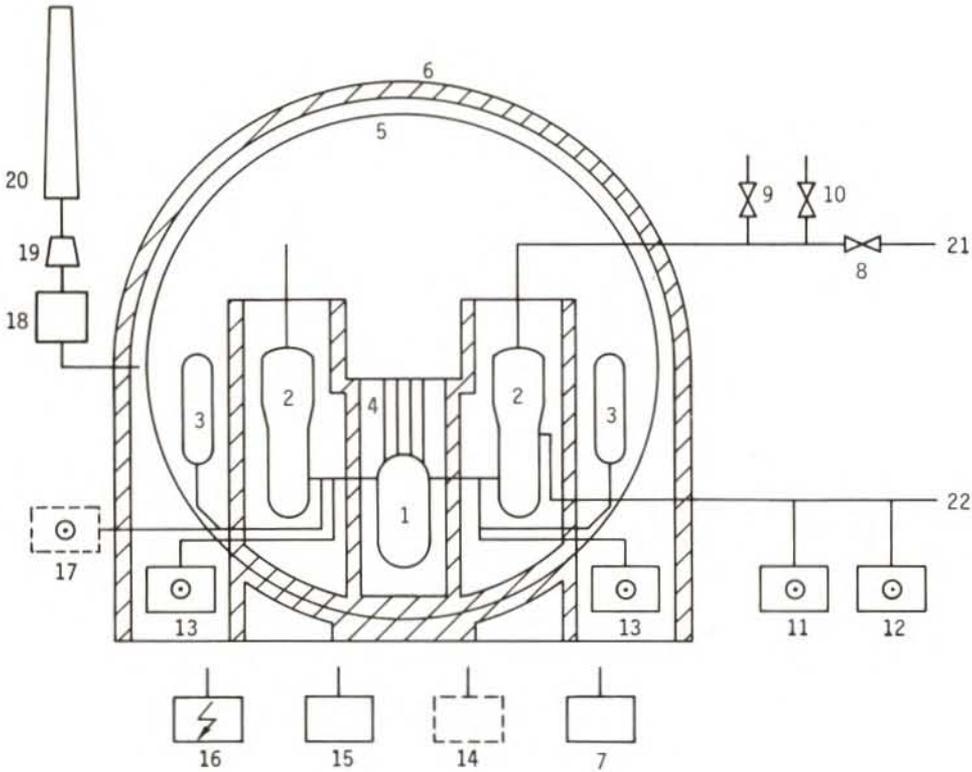
Selbstüberwachung

Ist ein System so ausgelegt, daß Ausfälle von Komponenten oder Teilsystemen vom System selbst erkannt und gemeldet werden, so spricht man von Selbstüberwachung. Dieses Prinzip wird weitgehend im Reaktorschutzsystem angewandt.

3.4 Beschreibung der Systeme und Komponenten

Bevor die wichtigsten Systeme und Sicherheitseinrichtungen des Kernkraftwerks im einzelnen beschrieben werden, wird eine kurze Übersicht (Bild 3-5) gegeben.

- Der Reaktorkern produziert die thermische Leistung des Kernkraftwerks, er enthält den wesentlichen Teil der radioaktiven Stoffe in der Anlage (Abschnitt 3.4.1).
- Das Reaktorschnellabschaltsystem dient zur raschen Unterbrechung der Kettenreaktion. Damit wird die Energieproduktion im Reaktorkern auf die Nachzerfallwärme reduziert (Abschnitt 3.4.1).
- Der Reaktorkühlkreislauf besteht aus dem Reaktordruckbehälter, der Primärseite der Dampferzeuger, den Hauptkühlmittelleitungen, den Hauptkühlmittelpumpen und dem Druckhaltesystem. Die im Reaktorkern erzeugte Wärme wird im Reaktorkühlkreislauf zu den Dampferzeugern transportiert (Abschnitt 3.4.2).
- Der Speisewasser-Dampf-Kreislauf besteht aus der Sekundärseite der Dampferzeuger, den Frischdampfleitungen, der Turbine mit dem Turbinenkondensator, dem Hauptkondensatsystem mit den Hauptkondensatpumpen, dem Speisewasserbehälter und dem Hauptspeisewassersystem mit den Hauptspeisewasserpumpen. Bei Leistungsbe-



- | | | | |
|----|--|----|---|
| 1 | Reaktordruckbehälter | 12 | Notstandssystem |
| 2 | Dampferzeuger | 13 | Not- und Nachkühlssystem |
| 3 | Druckspeicher (Not- und Nachkühlssystem) | 14 | Regeleinrichtungen (kein Sicherheitssystem) |
| 4 | Reaktorschnellabschaltsystem | 15 | Reaktorschutzsystem |
| 5 | Sicherheitsbehälter | 16 | Eigenbedarfsanlage und Notstromsystem |
| 6 | Stahlbetonhülle | 17 | Volumenregelsystem (nur partiell ein Sicherheitssystem) |
| 7 | Abgas- und Abwassersystem | 18 | Abluftanlage |
| 8 | Frischdampf-Schnellschlußschieber | 19 | Fortluftfilter |
| 9 | Frischdampf-Sicherheitsventil | 20 | Abluftkamin |
| 10 | Abblaseregelventil | 21 | zur Turbine |
| 11 | Notspeisewassersystem | 22 | von den Hauptspeisewasserpumpen |

Bild 3-5: Sicherheitsrelevante Systeme im Kernkraftwerk

trieb wird im Speisewasser-Dampf-Kreislauf die Wärme von den Dampferzeugern zur Turbine transportiert (Abschnitt 3.4.3).

- Das Volumenregel- und das Chemikalieneinspeisesystem halten das Kühlwasservolumen im Reaktorkühlkreislauf konstant. Durch Einspeisung von Borsäure oder Deionat kann langfristig die Reaktorleistung geregelt werden (Abschnitt 3.4.4).
- Die Regeleinrichtungen haben die Aufgabe, die wesentlichen Prozeßgrößen innerhalb vorgegebener Betriebsbereiche zu halten (Abschnitt 3.4.5).

- Das Reaktorschutzsystem erfaßt alle sicherheitsrelevanten Meßgrößen und leitet bei Erreichen von Grenzwerten automatisch Schutzaktionen ein (Abschnitt 3.4.6).
- Die elektrische Energieversorgung besteht aus der Eigenbedarfsanlage und dem Notstromsystem. Das Notstromsystem versorgt beim Ausfall der normalen Stromversorgung die sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten (Abschnitt 3.4.7).
- Das Notspeisewassersystem versorgt die Dampferzeuger immer dann, wenn das Hauptspeisewassersystem nicht zur Verfügung steht. Das Notspeisewassersystem kann zur Abfuhr der Nachzerfallwärme und zum Abfahren der Anlage (d. h. zum Absenken der Kühlmitteltemperatur) eingesetzt werden (Abschnitt 3.4.8).
- Das Not- und Nachkühlssystem hat die Aufgabe, nach Abschaltung und Abkühlung des Reaktors langfristig die Nachzerfallwärme abzuführen. Bei einem Kühlmittelverlust muß es außerdem Wasser in den Reaktorkühlkreislauf nachspeisen (Abschnitt 3.4.9).
- Das Notstandssystem hat bei schweren Einwirkungen von außen die Aufgabe, die Anlage in einen sicheren Zustand überzuführen (Abschnitt 3.4.10).
- Der Sicherheitsbehälter schließt die wichtigen aktivitätsführenden Anlagenteile ein. Die umgebende Stahlbetonhülle schützt den Sicherheitsbehälter gegen Einwirkungen von außen (Abschnitt 3.4.11).

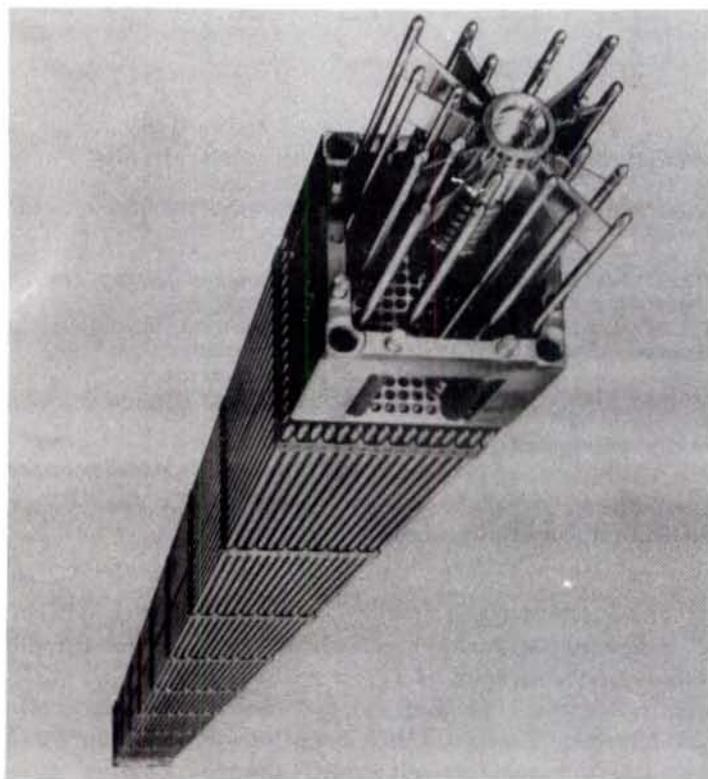


Bild 3-6: Brennelement mit Steuerelement

3.4.1 Reaktorkern

Im Reaktorkern wird durch Kernspaltung thermische Energie erzeugt. Der Brennstoff, vorwiegend Uran-dioxyd (UO_2), befindet sich in Brennstäben. Ein Bündel von 236 Brennstäben bildet ein Brennelement (Bild 3-6). Der Reaktorkern ist aus 193 Brennelementen aufgebaut. Die Brennelemente sind so im Reaktorkern angeordnet, daß ein annähernd kreisförmiger Querschnitt entsteht (Bild 3-7).

In jedem Brennelement sind 20 der 256 möglichen Positionen nicht mit Brennstäben besetzt. Bei 61 Brennelementen fahren in diese Positionen die Fingerstäbe der Steuerelemente ein. Die jeweils 20 Fingerstäbe enthalten neutronenabsorbierendes Material und werden durch eine spinnenförmige Tragekonstruktion zu einem Steuerelement zusammengefaßt (Bild 3-6). An diese Spinne ist die Antriebsstange angeschlossen. Ein Steuerelement mit Antriebsstange wird im folgenden als Steuerstab bezeichnet.

Durch schrittweises Auf- und Abbewegen der Steuerstäbe und die damit verbundene Änderung der Neutronenabsorption im Reaktorkern kann die nukleare Kettenreaktion geregelt und durch vollständiges Einfahren der Steuerstäbe unterbrochen werden.

Das Verfahren der Steuerstäbe geschieht über elektromagnetisch betätigte Klinkensysteme, die außerhalb des Reaktordruckbehälters auf den Steuerstabstützen sitzen. Bei Reaktorschnellabschaltungen werden die Steuerstäbe ausgeklinkt, so daß sie frei in den Kern einfallen.

Freie Brennstabpositionen in den nicht mit Steuerelementen ausgerüsteten Brennelementen werden zum Teil für Meßzwecke benutzt.

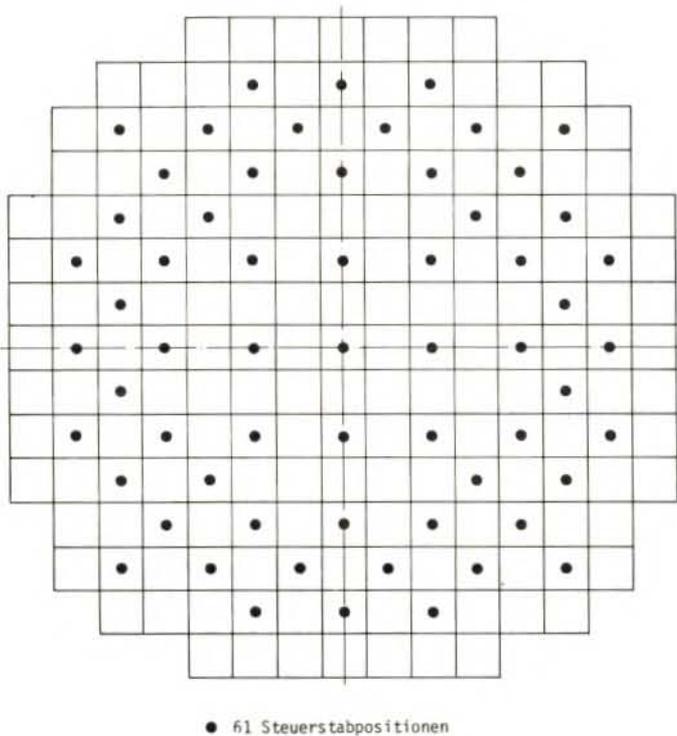


Bild 3-7: Querschnitt des Reaktorkerns

3.4.2 Reaktorkühlkreislauf

Der Reaktorkühlkreislauf (druckführende Umschließung) besteht aus dem Reaktordruckbehälter, den vier Hauptkühlkreisläufen (mit jeweils Hauptkühlmittelleitungen, Dampferzeuger und Hauptkühlmittelpumpe) und dem Druckhaltesystem mit dem Druckhalter (Bild 3-8).

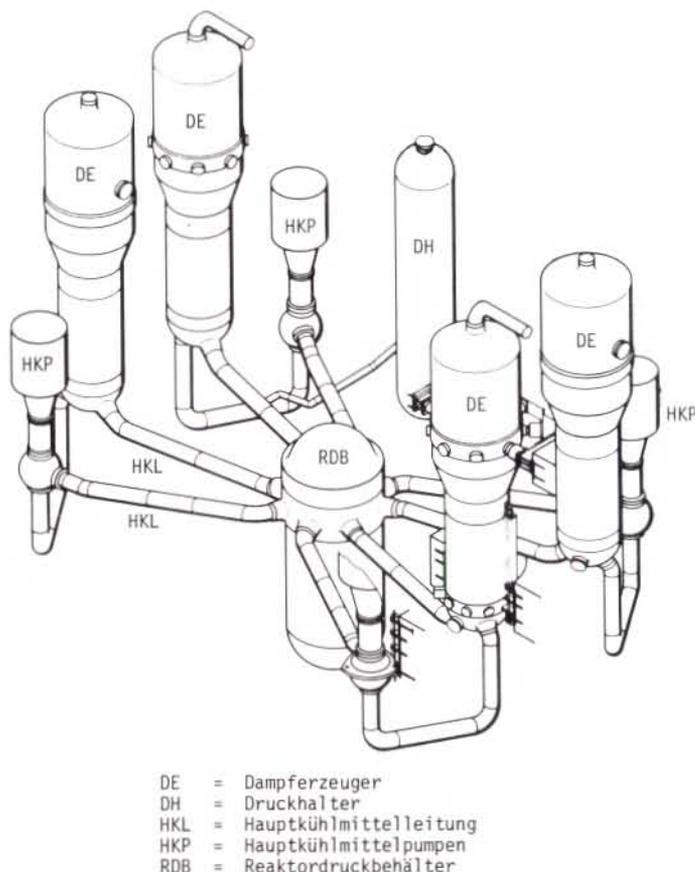


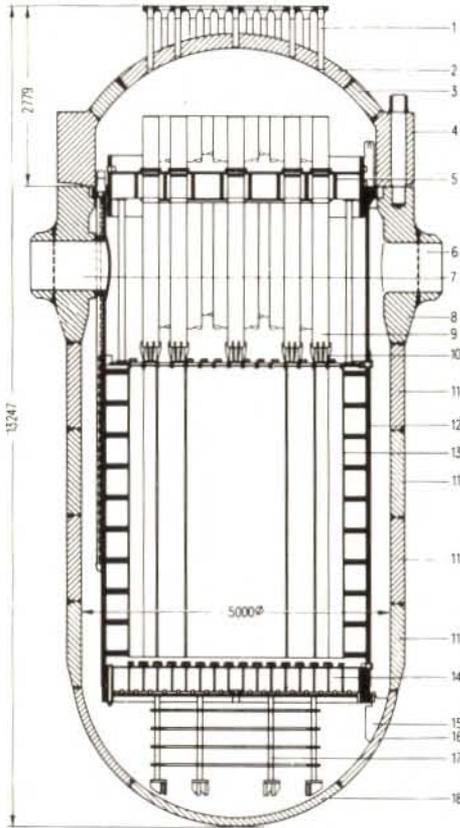
Bild 3-8: Komponenten des Reaktorkühlkreislaufs

3.4.2.1 Reaktordruckbehälter

Bild 3-9 zeigt einen Längsschnitt durch den Reaktordruckbehälter. Der als Halbkugel ausgebildete Boden des Reaktordruckbehälters besteht aus der Bodenkalotte und dem aus mehreren Segmenten zusammengeschweißten Bodenzonenring. An den Halbkugelboden schließt sich der aus mehreren nahtlos geschmiedeten Ringen zusammengeschweißte zylindrische Behältermantel an. Den Übergang des Behältermantels zum Deckel bildet der ebenfalls nahtlos geschmiedete Mantelflanschring mit den 8 Kühlmittelstutzen. Der Reaktordruckbehälterdeckel besteht aus 3 Schmiedestücken mit den eingeschraubten und dichtgeschweißten Steuerabstutzen. Unterteil und Deckel des Reaktordruckbehälters

werden miteinander verschraubt. Der Reaktordruckbehälter ist einheitlich aus dem Werkstoff 22 NiMoCr 37 hergestellt. Vom Kühlmittel benetzte Innenoberflächen sind mit einer korrosionsbeständigen austenitischen Schweißplattierung versehen.

Die in Bild 3-9 mit dargestellten Einbauten des Reaktordruckbehälters übernehmen die mechanische Abstützung und die exakte Positionierung des Reaktorkerns, die Führung der Steuerstäbe und die Führung der Kühlmittelströmung. Das eintretende Kühlmittel strömt im Ringspalt zwischen Druckbehälterinnenwand und Kernmantel abwärts in das untere Plenum. Nach radialer Umlenkung durchströmt es den Reaktorkern von unten nach oben und gelangt nach erneuter Umlenkung zu den Austrittsstutzen.

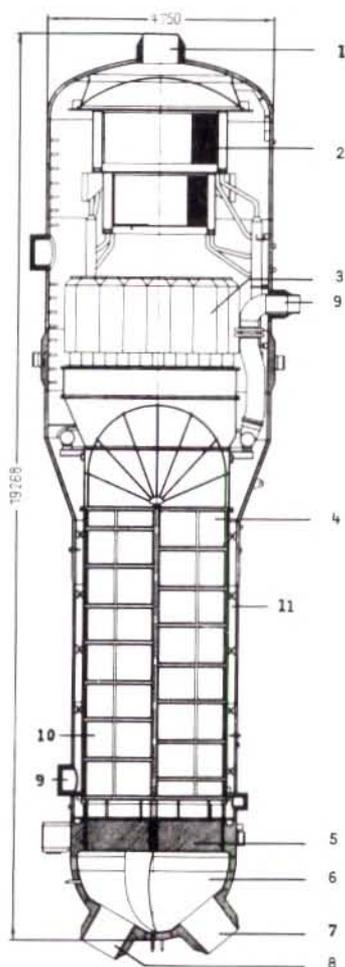


- | | |
|------------------------------|---------------------------|
| 1 Steuerstabstutzen | 10 Gitterplatte |
| 2 Deckelkalotte | 11 Schmiedering |
| 3 Deckelzonenring | 12 Kernbehälter |
| 4 Deckelflanschring | 13 Kernumfassung |
| 5 oberer Rost | 14 unterer Rost |
| 6 Kühlmittelintrittsstutzen | 15 Kernbehälterabstützung |
| 7 Kühlmittelaustrittsstutzen | 16 Bodenzonenring |
| 8 Mantelflanschring | 17 Kernscheme |
| 9 Steuerstabführungseinsatz | 18 Bodenkalotte |

Bild 3-9: Reaktordruckbehälter mit Einbauten

3.4.2.2 Dampferzeuger, Pumpen, Rohrleitungen und Druckhalter

Bild 3-10 zeigt einen Schnitt durch einen der vier Dampferzeuger. Er ist als stehender U-Rohr-Dampferzeuger mit Naturumlauf ausgeführt. Die wesentlichen Bauteile sind ein waagrechtter Rohrboden mit darauf stehendem U-Rohrbündel, eine halbkugelförmige, durch eine Trennwand unterteilte Sammelkammer unter dem Rohrboden und ein zylindrischer Behälter auf dem Rohrboden, der das Rohrbündel umgibt und sich über dem Rohrbündel zu einem Dom erweitert. Das als Heizmedium dienende Hauptkühlmittel



- | | |
|------------------------|----------------------------|
| 1 Austritt Frischdampf | 6 Sammelkammer |
| 2 Feinabscheider | 7 Eintritt Hauptkühlmittel |
| 3 Grobabscheider | 8 Austritt Hauptkühlmittel |
| 4 Rohrbündel | 9 Eintritt Speisewasser |
| 5 Rohrboden | 10 Vorwärmkammer |
| | 11 Fallraum |

Bild 3-10: Dampferzeuger

strömt über den Eintrittsraum der Sammelkammer unterhalb des Rohrbodens in die U-Rohre und von diesen zurück in den Austrittsraum der Sammelkammer.

Auf der Sekundärseite arbeitet der Dampferzeuger nach dem Naturumlaufprinzip. Das Speisewasser tritt zum überwiegenden Teil zunächst in eine auf der Kühlmittelaustrittsseite angeordnete Vorwärmkammer in den Dampferzeuger ein und wird dort bis auf etwa 10 °C unter Siedetemperatur erwärmt. Die Verdampfung des Speisewassers erfolgt im Heizrohrbündel, das von einem Führungsmantel umgeben ist. Der Dampf gelangt über den Grobabscheider in den Dampfdom, wo ihm durch den Feinabscheider die Restnässe entzogen wird. Von dort strömt er durch den Austrittsstutzen in die Frischdampfleitung. Das abgeschiedene Wasser läuft im Fallraum zwischen Behältermantel und Rohrbündel nach unten und tritt über dem Rohrboden wieder in das Heizrohrbündel ein.

Die vier Hauptkühlmittelpumpen sind einstufige Kreiselpumpen und werden von Elektromotoren angetrieben.

Die Hauptkühlmittelleitungen verbinden Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger und Hauptkühlmittelpumpen miteinander. An eine der vom Reaktordruckbehälter zu den Dampferzeugern führenden „heißen“ Hauptkühlmittelleitungen ist der Druckhalter über eine Ausgleichsleitung angeschlossen. Der Druckhalter dient zur Regelung des Kühlmitteldrucks und ist zum Teil mit siedendem Wasser gefüllt. Der Druck des darüberliegenden Dampfpolsters kann durch Beheizen des Druckhalters erhöht und durch Einsprühen von Wasser abgesenkt werden. Hierfür wird Sprühwasser den „kalten“ Hauptkühlmittelleitungen (zwischen Hauptkühlmittelpumpen und Reaktordruckbehälter) entnommen.

Über je zwei am Druckhalter angebrachte Abblase- und Sicherheitsventile wird bei Störungen der Kühlmitteldruck begrenzt. Der über diese Ventile abgeblasene Dampf wird im Abblasebehälter kondensiert.

Alle Teile des Reaktorkühlkreislaufs, die mit dem Hauptkühlmittel in Berührung kommen, sind entweder aus korrosionsbeständigem Werkstoff hergestellt oder besitzen eine austenitische Schweißplattierung.

3.4.3 Speisewasser-Dampf-Kreislauf

Die wichtigsten Komponenten des Speisewasser-Dampf-Kreislaufs (Sekundärkreislaufs) sind aus Bild 3-11 ersichtlich.

Der in den Dampferzeugern erzeugte Frischdampf gelangt über Turbinenstellventile und -schellschlußventile in den Hochdruckteil und nach Zwischenüberhitzung in die Niederdruckteile der Turbine.

Nach Durchströmen der Turbine wird der entspannte Dampf in den Kondensatoren niedergeschlagen und dann als Wasser von den Hauptkondensatpumpen in den Speisewasserbehälter gefördert. Von 2 der 3 vorhandenen Hauptspeisewasserpumpen wird das Wasser aus dem Speisewasserbehälter über die 4 Hauptspeisewasserleitungen, in denen die Hauptspeisewasser-Regelventile installiert sind, den Dampferzeugern wieder zugeführt.

Die Wärmeabfuhr aus dem Kondensator erfolgt mit Hilfe des Hauptkühlwassersystems. Außerdem sind zum Betrieb der Hauptspeisewasserpumpen, der Turbine, des Kondensators und des Hauptkondensatsystems verschiedene Hilfssysteme, insbesondere eine Kühlung über das konventionelle Nebenkühlwassersystem, erforderlich (diese sind in Bild 3-11 nicht eingezeichnet).

Wird mehr Dampf erzeugt als die Turbine benötigt, oder muß die Turbine infolge einer Störung abgeschaltet werden, so kann der Frischdampf über eine Frischdampf-Umleit-

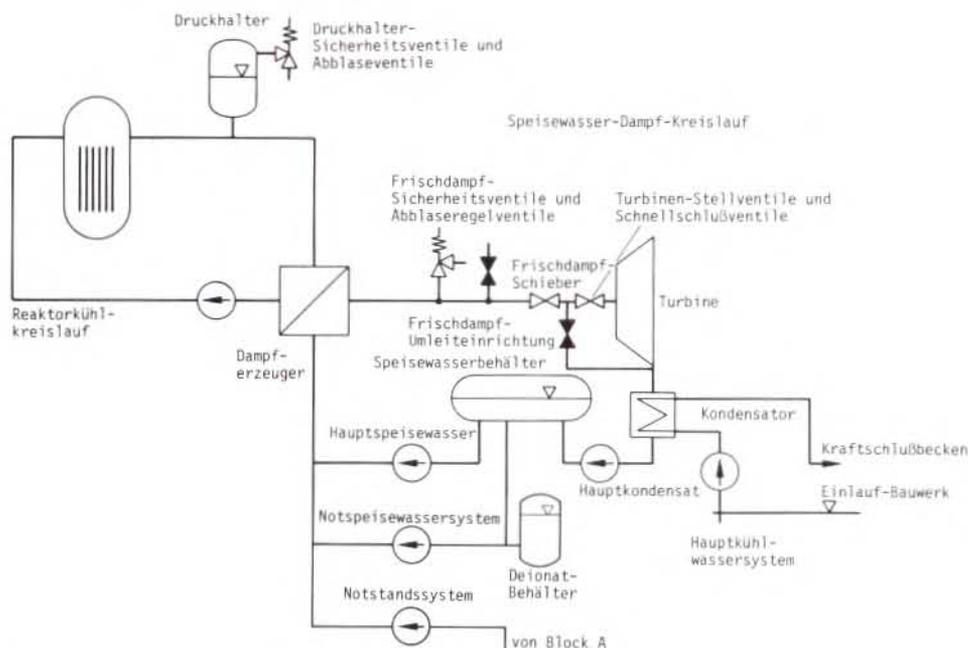


Bild 3-11: Prinzipschaltung des Reaktorkühlkreislaufs und des Speisewasser-Dampf-Kreislaufs

einrichtung direkt in den Kondensator abgeleitet werden. Ist der Kondensator nicht verfügbar, wird der Frischdampf über die Abblaseregelventile und Frischdampf-Sicherheitsventile über Dach abgeblasen. Auf diese Weise wird die Kühlung des Dampferzeuger und damit die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf ermöglicht. Eine langfristige Versorgung der Dampferzeuger wird hier durch Nachspeisen von Wasser aus den Deionatbehältern in den Speisewasserbehälter erreicht.

Ist eine Versorgung der Dampferzeuger mit Hilfe der Hauptspeisewasserpumpen nicht möglich, so können das Notspeisewassersystem und das Notstandssystem für diese Aufgabe eingesetzt werden. Diese Systeme werden in den Abschnitten 3.4.8 und 3.4.10 behandelt.

3.4.4 Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem

Das notstromgesicherte Volumenregelsystem hat die Aufgabe, Volumenschwankungen im Reaktorkühlkreislauf auszugleichen, die durch Dichteänderungen des Kühlmittels aufgrund betrieblicher Transienten oder durch kleine Leckagen aus dem Reaktorkühlkreislauf entstehen. Eine weitere Aufgabe des Volumenregelsystems besteht darin, laufend einen Teilstrom vom Kühlmittel aus dem Reaktorkühlkreislauf zu entnehmen, über Reinigungssysteme zu führen und wieder zurückzuspeisen. Über das Volumenregelsystem kann außerdem durch das Chemikalieneinspeisesystem die Borkonzentration im Reaktorkühlkreislauf verändert werden (chemische Reaktivitätsregelung). Dies wird durch Einspeisen von Borsäure oder Deionat (chemisch reines Wasser) erreicht. Das Volumenregel- und das Chemikalieneinspeisesystem stellen damit zusammen ein eigenständiges, wenn auch langsam wirkendes Abschaltssystem für den Reaktor dar.

Weiterhin kann das Volumenregelsystem beim Abfahren oder bei Versagen der normalen Druckhaltersprühung zur Hilfssprühung des Druckhalters eingesetzt werden.

3.4.5 Regeleinrichtungen

Wesentlich für die Grundkonzeption der Regelung im Leistungsbetrieb des Kernkraftwerkes ist, daß sich der Generator und damit die Turbine an die Leistungsanforderungen aus dem Netz anpaßt. Änderungen der Leistungsanforderungen werden dabei über die Turbine an die Dampferzeuger und von diesen über die Änderung der Hauptkühlmitteltemperatur an den Reaktor weitergegeben. Bei einer Erhöhung der Leistungsanforderung durch das Netz muß dem Reaktorkühlkreislauf über die Dampferzeuger mehr Wärme entzogen werden. Dies führt zu einer Absenkung der Hauptkühlmitteltemperatur. Da die Leistung des Reaktors bei abnehmender Hauptkühlmitteltemperatur zunimmt, paßt sich der Reaktor den geänderten Leistungsanforderungen an. Druckwasserreaktoren besitzen damit ein inhärent stabiles Regelverhalten.

Um jedoch die wesentlichen Betriebsparameter bei unterschiedlichen Leistungsanforderungen und Störungen innerhalb vorgegebener Betriebsbereiche zu halten, sind Regeleinrichtungen erforderlich. Die wichtigsten Regeleinrichtungen sind (Bild 3-12):

- Turbinenregelung,
- Kühlmitteltemperaturregelung mit Stabank-Stellungsregelung,
- Kühlmitteldruckregelung mit Druckhalter-Wasserstandsregelung,
- Speisewasserregelung.

Turbinenregelung

Im Normalbetrieb speist das Kernkraftwerk die angeforderte elektrische Leistung in das Verbundnetz. Beim An- und Abfahren der Turbine sowie im Inselbetrieb des Kraftwerkes wird die Drehzahl der Turbine durch den Drehzahlregler konstant gehalten.

Damit bei Turbinenschnellabschaltung oder bei Lastabwurf (Ausfall der Netzeinspeisungen) der Dampfdruck vor der Turbine nicht unzulässig ansteigt, leitet ein Frischdampf-Maximaldruckregler den überschüssigen Dampf über die Frischdampf-Umleiteinrichtung direkt in den Kondensator.

Wenn die Reaktorleistung der Leistungsanforderung durch das Netz nicht folgen kann, reduziert ein Frischdampf-Minimaldruckregler die Turbinenleistung so weit, daß ein minimaler Frischdampfdruck nicht unterschritten wird.

Kühlmitteltemperaturregelung mit Stabank-Stellungsregelung

Diese hat die Aufgabe, die mittlere Kühlmitteltemperatur im Leistungsbereich zwischen 36 % und 100 % der Nennleistung konstant auf etwa 306 °C zu halten. Als Stellglieder werden die Steuerstäbe sowie das Volumenregel- und das Chemikalieneinspeisesystem verwendet. Schnelle Reaktivitätsänderungen werden dabei mit den Steuerstäben, langsame dagegen durch Änderung der Borkonzentration ausgeregelt.

Die Kühlmitteltemperaturregelung steuert über die Steuerstab-Steuerung die Steuerstäbe an. Um eine günstige Leistungsverteilung im Reaktorkern zu erreichen, werden über die Stabank-Stellungsregelung die Steuerstäbe untereinander verfahren. Dazu kann auch die Borkonzentration des Kühlmittels verändert werden.

Um störungsbedingte Leistungserhöhungen schon vor dem Ansprechen des Reaktorschutzsystems durch Regelungsmaßnahmen abzufangen, sind zusätzliche Begrenzungseinrichtungen vorgesehen. Diese Begrenzungen wirken insbesondere auf das Verfahren von Steuerstäben, sie können auch einen Steuerstab-Einwurf auslösen.

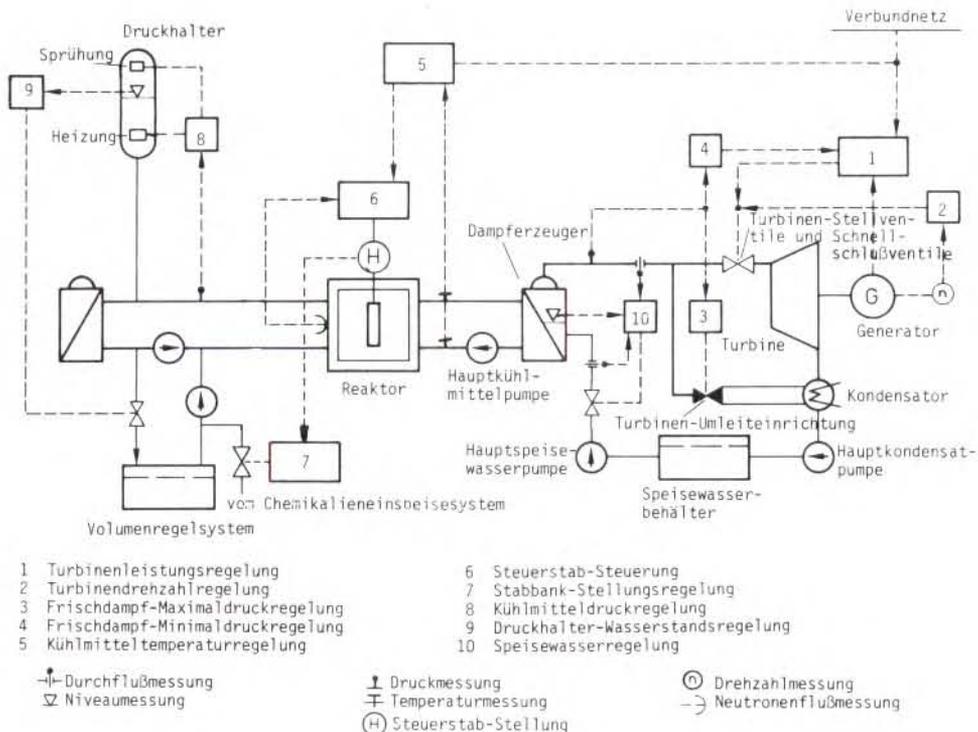


Bild 3-12: Übersicht über die Releinrichtungen eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor

Kühlmitteldruckregelung mit Druckhalter-Wasserstandsregelung

Die Kühlmitteldruckregelung hat bei Leistungsbetrieb die Aufgabe, den Kühlmitteldruck, unabhängig von auftretenden Störungen, auf ca. 155 bar zu halten. Als Stellglieder sind Druckhalter-Heizstäbe, Sprühventile und zwei Abblaseventile vorhanden.

Bei der Druckhalter-Wasserstandsregelung werden die vom Volumenregelsystem zugeführte Kühlmittelmenge und die abströmende Menge so geregelt, daß der Druckhalter-Wasserstand konstant bleibt.

Speiswasserregelung

Aufgabe der Speiswasserregelung ist es, den Speiswasser-Zufluß zum Dampferzeuger an die zur Turbine abströmende Dampfmenge anzupassen, um den Dampferzeuger-Wasserstand in bestimmten Grenzen zu halten. Dazu sind folgende Regelungen vorhanden:

- Hauptspeiswasserregelung „Hauptlast“,
- Hauptspeiswasserregelung „Schwachlast“,
- Notspeiswasserregelung.

Regelgröße ist stets der Dampferzeuger-Wasserstand. Die Hauptlastregelung kommt bei einer Reaktorleistung von mehr als 25 % zum Einsatz, bei niedrigerer Reaktorleistung greift die Schwachlastregelung ein. Stellglieder sind jeweils Regelventile in den zu den Dampferzeugern führenden vier Hauptspeiswasserleitungen.

Die Notspeiswasserregelung hat die Aufgabe, bei Ausfall oder Abschaltung der Hauptspeiswasserpumpen einen Mindestwasserstand im Dampferzeuger zu halten und so ein

Ausdampfen der Dampferzeuger zu verhindern. Stellglieder sind Regelventile in den zu den Dampferzeugern führenden vier Notspeisewasserleitungen.

3.4.6 Reaktorschutzsystem

Das Reaktorschutzsystem hat die Aufgabe, die für die Sicherheit der Reaktoranlage und der Umgebung wesentlichen Prozeßgrößen im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen zu überwachen, zu verarbeiten und notwendig werdende Schutzaktionen auszulösen. Zur Auslösung von Schutzaktionen werden Reaktorschutzsignale gebildet, die die benötigten Sicherheitssysteme automatisch steuern. Vom Reaktorschutzsystem werden z. B. folgende Schutzaktionen ausgelöst (Bild 3-13):

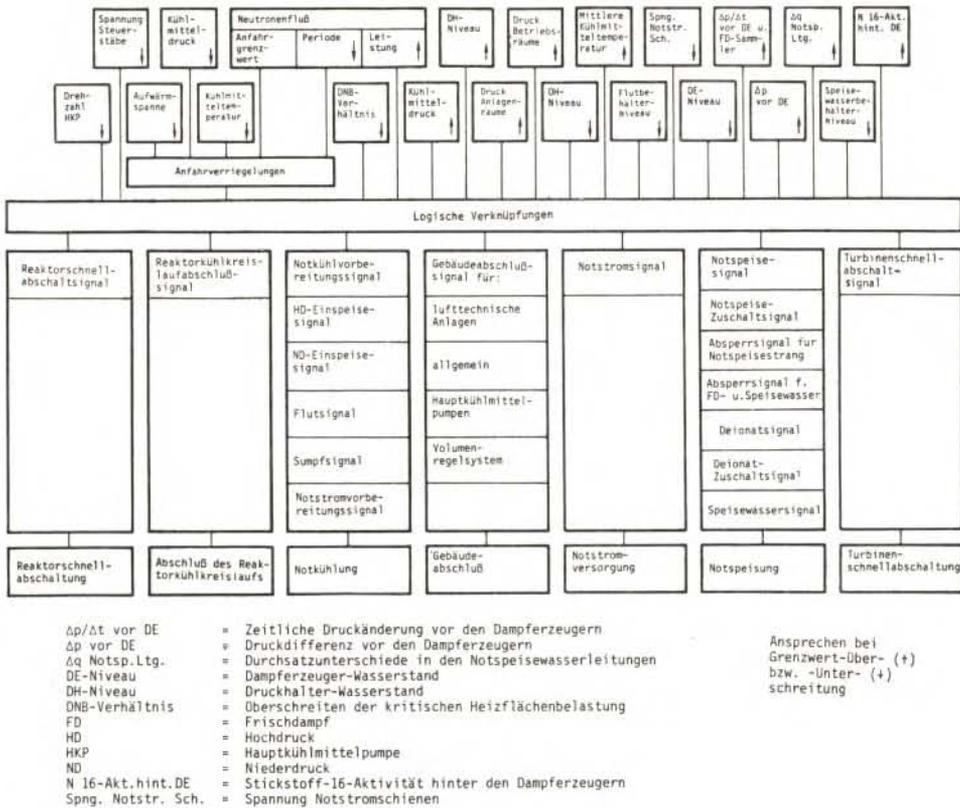


Bild 3-13: Anregekriterien und Auslösesignale des Reaktorschutzsystems

- Reaktorschnellabschaltung,
- Abschluß des Reaktorkühlkreislaufs,
- Nachwärmeabfuhr (Notkühlung und Notspeisewasserversorgung),
- Gebäudeabschluß,
- Notstromversorgung.

Das Reaktorschutzsystem besteht aus den Teilsystemen zur analogen Meßwernerfassung und Grenzsinalbildung (Anregebene), zur logischen Wertung und Verknüpfung (Logik-ebene) und zur Auslösesignalbildung (Steuerebene), siehe Bilder 3-14 und 3-15.

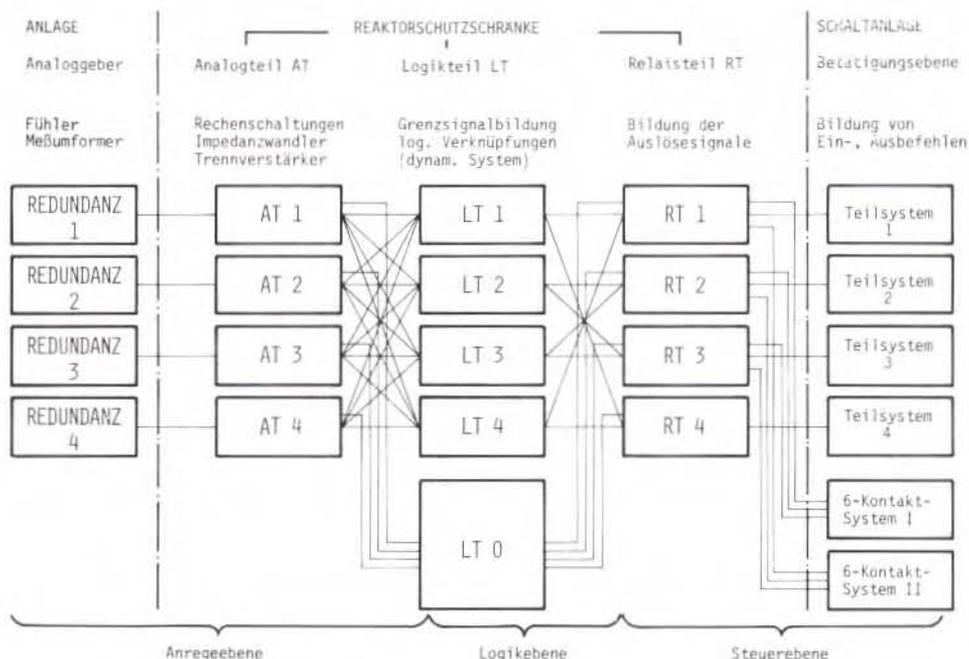


Bild 3-14: Prinzipieller Aufbau des Reaktorschutzsystems

Die *Anregebene* umfaßt die Meßkanalgruppen für die verschiedenen Prozeßvariablen (Kühlmitteldruck, Kühlmitteltemperatur, Drehzahl der Hauptkühlmittelpumpen usw.), die zumindest dreifach gemessen werden. Durch Vergleiche werden die einzelnen Messungen innerhalb einer Gruppe auf Abweichungen überwacht. In Grenzsinalgebern werden die Prozeßvariablen mit Grenzwerten verglichen. Ein Über- oder Unterschreiten dieser Werte wird signalisiert.

Die *Logikebene* ist der Teil des Reaktorschutzsystems, in dem die Grenzsinallogisch miteinander verknüpft werden. Stehen mindestens 2 von 3 Grenzsinalen einer Meßkanalgruppe an, so wird dies als Grenzwertüberschreitung gewertet.

Die Logikebene arbeitet nach einem dynamischen Prinzip, d. h. mit kontinuierlich durchlaufenden Taktimpulsen. Ein fehlerhaftes Ausbleiben von Takten ist auslösegerichtet (Fail-Safe-Prinzip) und selbstmeldend.

Die *Steuerebene* des Reaktorschutzsystems ist der Teil des Reaktorschutzsystems, in dem Signale des Logikteils an die schaltungstechnischen Gegebenheiten der aktiven Sicherheitseinrichtungen angepaßt werden. Hierzu werden die aus der Logikebene ankommenden dynamischen Signale (Taktimpulse) innerhalb elektronischer Schaltungen (Abschlußglieder) in statische Signale umgesetzt. Diese statischen Signale betätigen Relais, mit deren Hilfe die Reaktorschutzsignale entweder die 6-Kontaktssysteme der Reaktorschneellabschaltung oder die Betätigungsebene ansteuern (Bild 3-16).

In der Betätigungsebene schließlich werden „Ein“- und „Aus“-Befehle an die Schaltgeräte der einzelnen Komponenten (z. B. Pumpen, Ventile) ausgegeben. Dabei wird der Vorrang der Reaktorschutzsignale vor anderen Signalen sichergestellt.

Das Reaktorschutzsystem läßt nur in wenigen Fällen Handeingriffe durch das Bedienungspersonal in der Kraftwerkswarte zu. In seltenen Fällen sind solche Handeingriffe zur Funktion der Sicherheitssysteme notwendig.

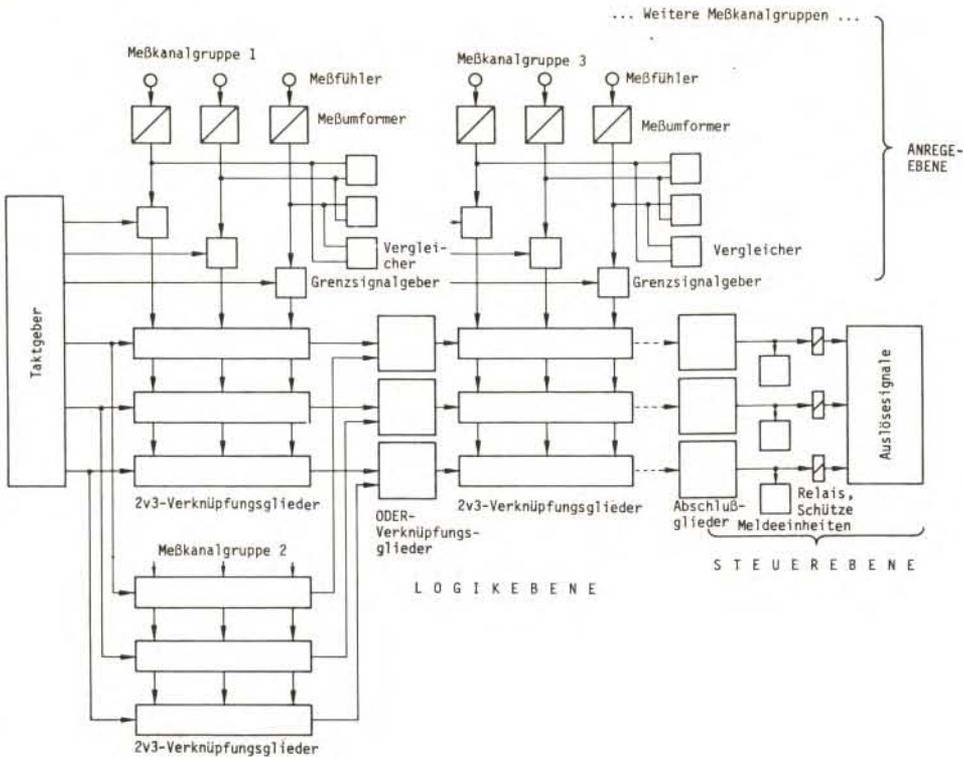


Bild 3-15: Blockschaltbild des Reaktorschutzsystems

3.4.7 Elektrische Energieversorgung

Bild 3-17 zeigt den elektrischen Übersichtsschaltplan der Referenzanlage. Während des Leistungsbetriebs speist der Generator über die beiden Netzeinspeisungen, zu denen auch die Maschinentransformatoren gezählt werden, elektrische Energie in das Verbundnetz ein. Über die 27-kV-Schiene und die beiden Eigenbedarfstransformatoren werden die 10-kV-Schienen der Eigenbedarfsanlage versorgt. Bei einem Ausfall der Turbine oder des Generators wird der Generatorschalter geöffnet. Die Versorgung der Eigenbedarfsanlage kann dann unterbrechungslos vom Netz übernommen werden. Fallen beide Netzeinspeisungen aus, so wird die Turbine auf Eigenbedarfsleistung abgefahren.

Sicherheitstechnisch wichtige Komponenten sind an das Notstromsystem angeschlossen. Dieses wird normalerweise von der Eigenbedarfsanlage mit Energie versorgt. Bei einem Ausfall der Spannung an einer der vier 10-kV-Notstromschienen wird deren Verbindung zur Eigenbedarfsanlage getrennt und der zugehörige Notstromdiesel gestartet. Nach Freischaltung der 10-kV-Schienen der Eigenbedarfsanlage können die 10-kV-Notstromschienen auch über die Verbindungen zum Block A der Kernkraftwerksanlage Energie beziehen.

Neben den 10-kV-Schienen sind im Notstromsystem 380-V-Schienen vorhanden. 220-V- und 24-V-Gleichstromschienen werden über Gleichrichter aus den 380-V-Notstromschienen gespeist. Durch parallel geschaltete Batterien wird bei einem vorübergehenden Ausfall der Spannung an den 380-V-Schienen eine unterbrechungslose Versorgung der Gleich-

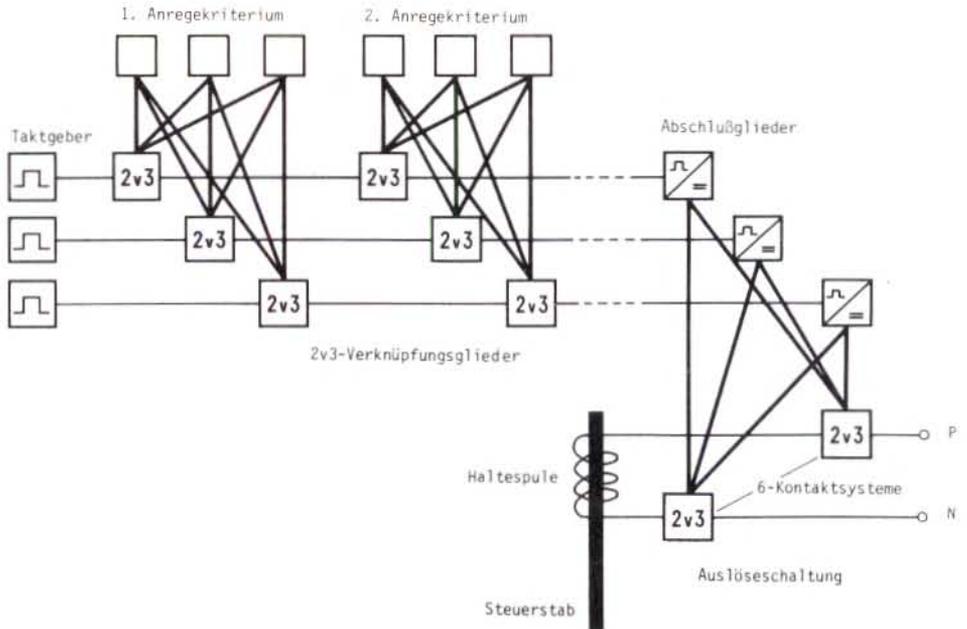


Bild 3-16: Aufbau des Reaktorschutzsystems für die Schutzaktion Reaktorschnellabschaltung

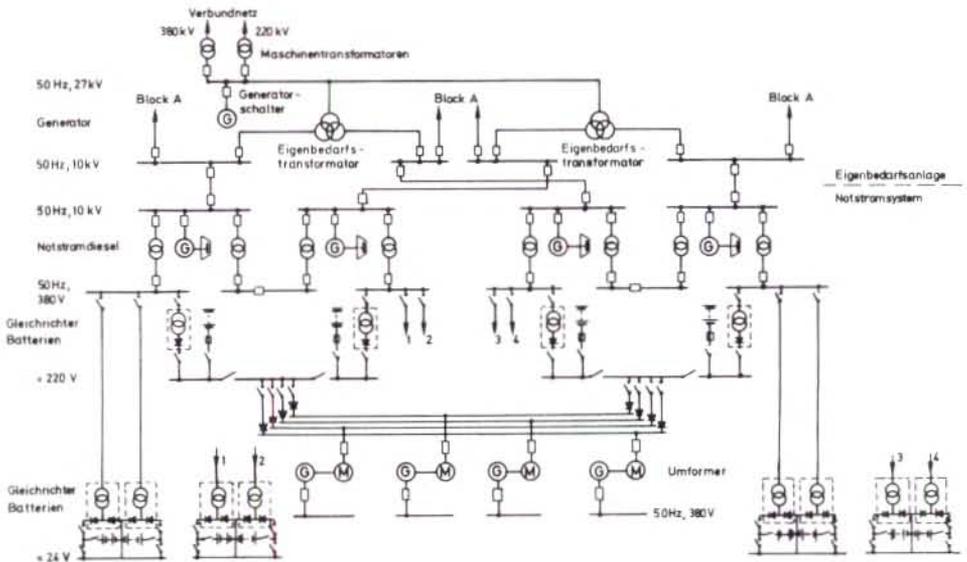


Bild 3-17: Elektrischer Übersichtsplan

stromschienen erreicht. Zur unterbrechungslosen Drehstromversorgung sind Schienen vorhanden, die über Umformer aus den 220-V-Gleichstromschienen gespeist werden. Zum Betrieb der Maschinentransformatoren ist ihre Kühlung durch das konventionelle Nebenkühlwassersystem erforderlich. Die Notstromdiesel müssen vom nuklearen Nebenkühlwassersystem gekühlt werden.

3.4.8 Notspeisewassersystem

Das viersträngig aufgebaute Notspeisewassersystem (Bild 3-18) hat die Dampferzeuger dann mit Wasser zu versorgen, wenn die Hauptspeisewasserpumpen diese Aufgabe nicht erfüllen können. Das Notspeisewassersystem sowie Kühlsysteme, die zu seinem Betrieb erforderlich sind, werden mit Notstrom versorgt.

Steht der Kondensator als Wärmesenke nicht zur Verfügung, (z. B. im Notstromfall), so wird der anfallende Frischdampf mit den Frischdampf-Sicherheitsventilen oder den Abblaseregelventilen über Dach abgegeben. Um in diesem Fall die Dampferzeuger ausreichend lange mit Wasser versorgen zu können, verfügt das Notspeisewassersystem über Wasserreserven, mit denen die Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf 10 bis 15 Stunden aufrechterhalten werden kann.

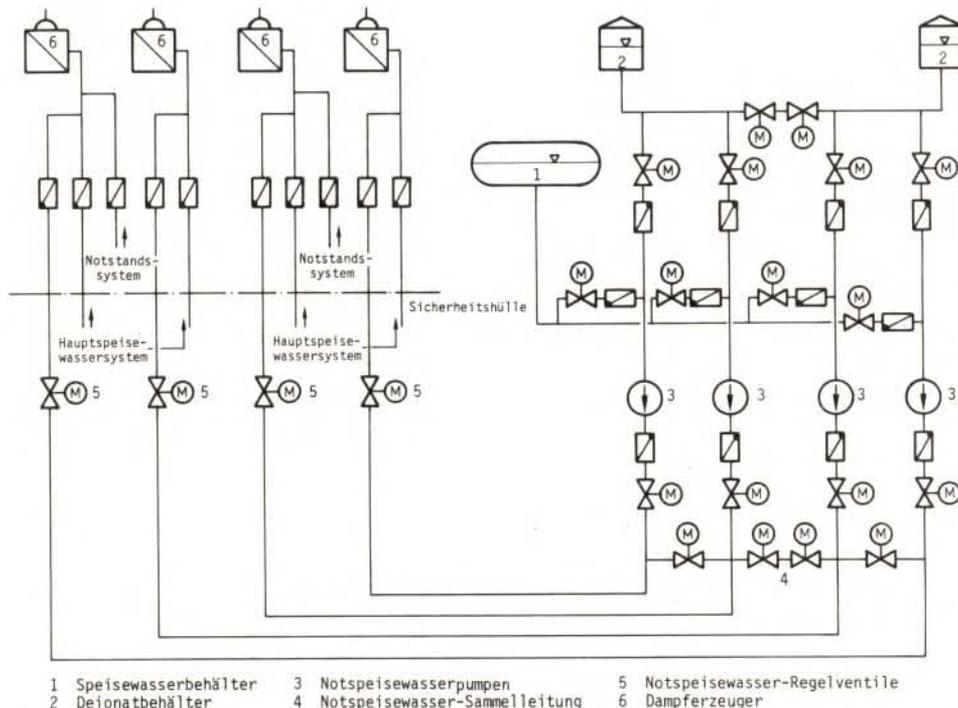


Bild 3-18: Notspeisewassersystem

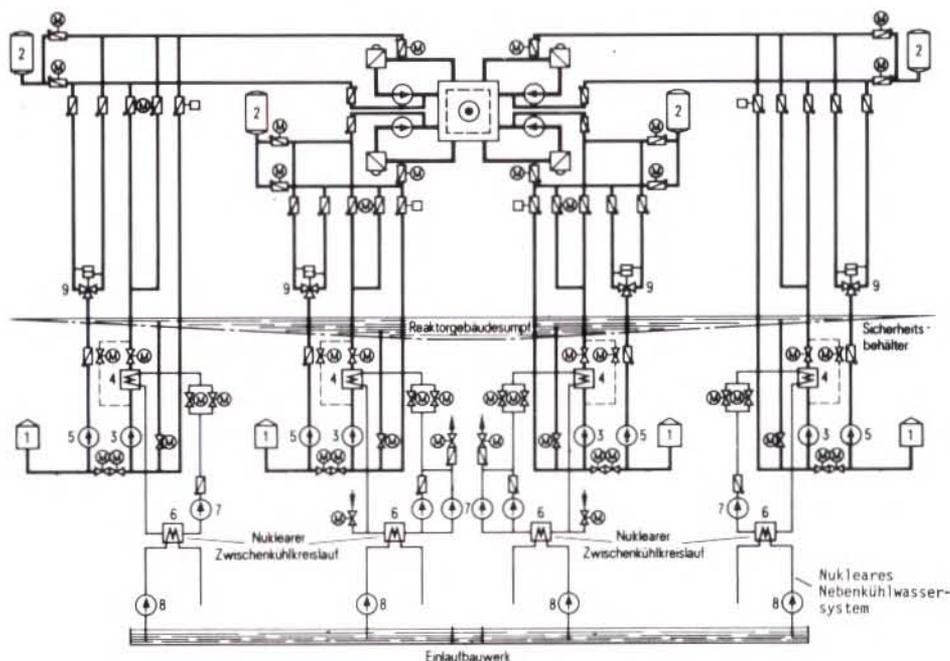
3.4.9 Not- und Nachkühlsystem

Das Not- und Nachkühlsystem (Bild 3-19) hat sowohl betriebliche als auch sicherheitstechnische Aufgaben:

- Beim Abfahren des Kernkraftwerks wird das Not- und Nachkühlsystem in Betrieb genommen, wenn Druck und Temperatur im Reaktorkühlkreislauf ausreichend abgesenkt sind. Es übernimmt dann die Aufgabe, die im Reaktorkern anfallende Nachzerfallwärme abzuführen und den Reaktorkühlkreislauf weiter abzukühlen (Nachkühlung).
- Bei Störfällen, die zu einem Kühlmittelverlust aus dem Reaktorkühlkreislauf führen, hat das Not- und Nachkühlsystem die Aufgabe, den Reaktordruckbehälter wieder aufzufüllen und eine ausreichende Kühlung des Reaktorkerns sicherzustellen (Notkühlung).

Um diese Aufgaben erfüllen zu können, enthält das Not- und Nachkühlsystem die folgenden Teilsysteme:

- Hochdruck-Einspeisesysteme mit den Sicherheitseinspeisepumpen,
- Niederdruck-Einspeisesysteme mit den Nachkühlpumpen,
- Druckspeicher.



1 Flutbehälter	4 Nachwärmekühler	7 Zwischenkühlpumpe
2 Druckspeicher	5 Sicherheitseinspeisepumpe	8 Nebenkühlwasserpumpe
3 Nachkühlpumpe	6 Nuklearer Zwischenkühler	9 Dreivegeventil

Bild 3-19: Not- und Nachkühlsystem

Das Not- und Nachkühlsystem ist viersträngig aufgebaut und notstromgesichert. Die Einspeiseleitungen des Not- und Nachkühlsystems sind an die kalten und heißen Hauptkühlmittelleitungen angeschlossen. Die Nachkühlpumpen und Druckspeicher speisen gleichzeitig in die kalten und heißen Hauptkühlmittelleitungen ein. Die Sicherheitseinspeisepumpen sind über Dreiwegventile so geschaltet, daß sie nur in die kalten Hauptkühlmittelleitungen fördern. Bei einem Leck in einer kalten Hauptkühlmittelleitung schaltet das Dreiwegventil die zugehörige Sicherheitseinspeisepumpe auf die heiße Hauptkühlmittelleitung um.

Bei Kühlmittelverluststörfällen ist die Funktionsweise des Not- und Nachkühlsystems je nach Leckgröße unterschiedlich.

Bei großen Bruchquerschnitten fällt der Druck im Reaktorkühlkreislauf schnell ab. Die Hochdruck-Einspeisesysteme werden in diesem Fall nicht benötigt. Die Druckspeicher und die Niederdruck-Einspeisesysteme fördern boriertes Wasser in den Reaktorkühlkreislauf. Dabei entnehmen die Nachkühlpumpen zunächst das Wasser aus den Flutbehältern (Flutbetrieb). Sind die Flutbehälter entleert, so saugen die Nachkühlpumpen das im unteren Teil des Sicherheitsbehälters (Reaktorgebäudesumpf) angesammelte Wasser an und fördern es über die Nachwärmekühler wieder in den Reaktorkühlkreislauf (Sumpfwälzbetrieb).

Bei kleineren Leckquerschnitten sinkt der Druck im Reaktorkühlkreislauf nur langsam ab. Es kommen daher zunächst die Hochdruck-Einspeisesysteme zum Einsatz. Unterhalb einer bestimmten Leckgröße muß gleichzeitig noch über die Dampferzeuger Wärme abgeführt werden. Mit dem Speisewasser-Dampf-Kreislauf müssen dann über die Dampferzeuger Kühlmitteldruck und -temperatur im Reaktorkühlkreislauf so weit abgesenkt werden (Abfahren), daß die Niederdruck-Einspeisesysteme in Betrieb genommen werden können.

Zur Sicherstellung der Notkühlung ist die Funktion der nachgeschalteten Kühlkette von Bedeutung, die aus ebenfalls viersträngig ausgeführten und notstromgesicherten Systemen, dem nuklearen Zwischenkühlkreis und dem nuklearen Nebenkühlwassersystem, besteht. Der nukleare Zwischenkühlkreislauf übernimmt von den Nachwärmekühlern des Not- und Nachkühlsystems die Wärme und gibt sie über einen weiteren Wärmetauscher an das nukleare Nebenkühlwassersystem ab, das von Flußwasser gekühlt wird. Durch die Zwischenschaltung des nuklearen Zwischenkühlkreises zwischen Not- und Nachkühlsystem und Nebenkühlwassersystem wird sichergestellt, daß bei Leckagen der Brennelement-Hüllrohre und der Wärmetauscher des Not- und Nachkühlsystems keine radioaktiven Stoffe in den Fluß gelangen können.

3.4.10 Notstandssystem

Das Notstandssystem dient in erster Linie dazu, bei Zerstörungen in größeren Bereichen der Anlage, wie sie bei Einwirkungen von außen unterstellt werden, die Anlage in einen sicheren Zustand überzuführen. Dazu muß das Notstandssystem die Wärmeabfuhr des abgeschalteten Reaktors sicherstellen.

Vom gesicherten Bereich des Blockes A aus ist es möglich, wichtige Komponenten im gestörten Block B anzusteuern. Durch Freischalten entsprechender Leitungen können vom Block A aus zwei Dampferzeuger in Block B mit Notspeisewasser versorgt werden (siehe die Anschlüsse an das Notstandssystem in Bild 3-18). In den Reaktorkühlkreislauf kann boriertes Wasser von Block A aus eingespeist werden. Außerdem kann Block A die Stromversorgung des Blockes B übernehmen.

3.4.11 Sicherheitsbehälter und Ringraumabsaugung

Zur Aktivitätsrückhaltung bei Störfällen besitzt das Kernkraftwerk eine Sicherheitsumschließung. Sie besteht aus einem kugelförmigen Sicherheitsbehälter aus Stahl und einer äußeren Stahlbetonhülle, der Sekundärabschirmung, mit einer Absaugevorrichtung für den dazwischenliegenden Ringraum (Bilder 3-20 und 3-21).

In der Stahlhülle des Sicherheitsbehälters gibt es eine Reihe von Rohrleitungs- und Kabeldurchführungen, die im wesentlichen zum Betrieb der innerhalb der Sicherheitshülle angeordneten Systeme erforderlich sind. Diese Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter sind gasdicht und druckfest ausgeführt. Besonders beanspruchte Durchführungen werden

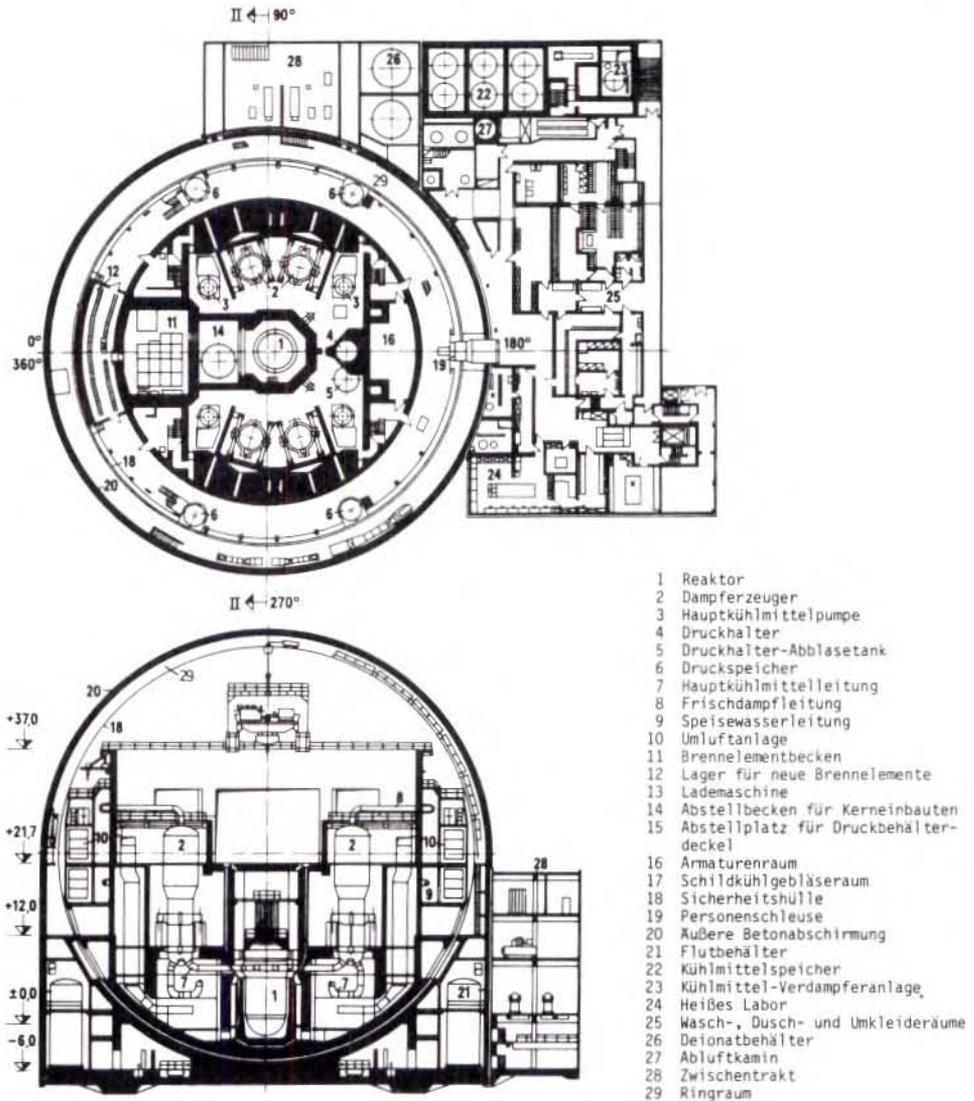


Bild 3-20: Sicherheitsbehälter mit Einbauten und Reaktorhilfsanlagengebäude

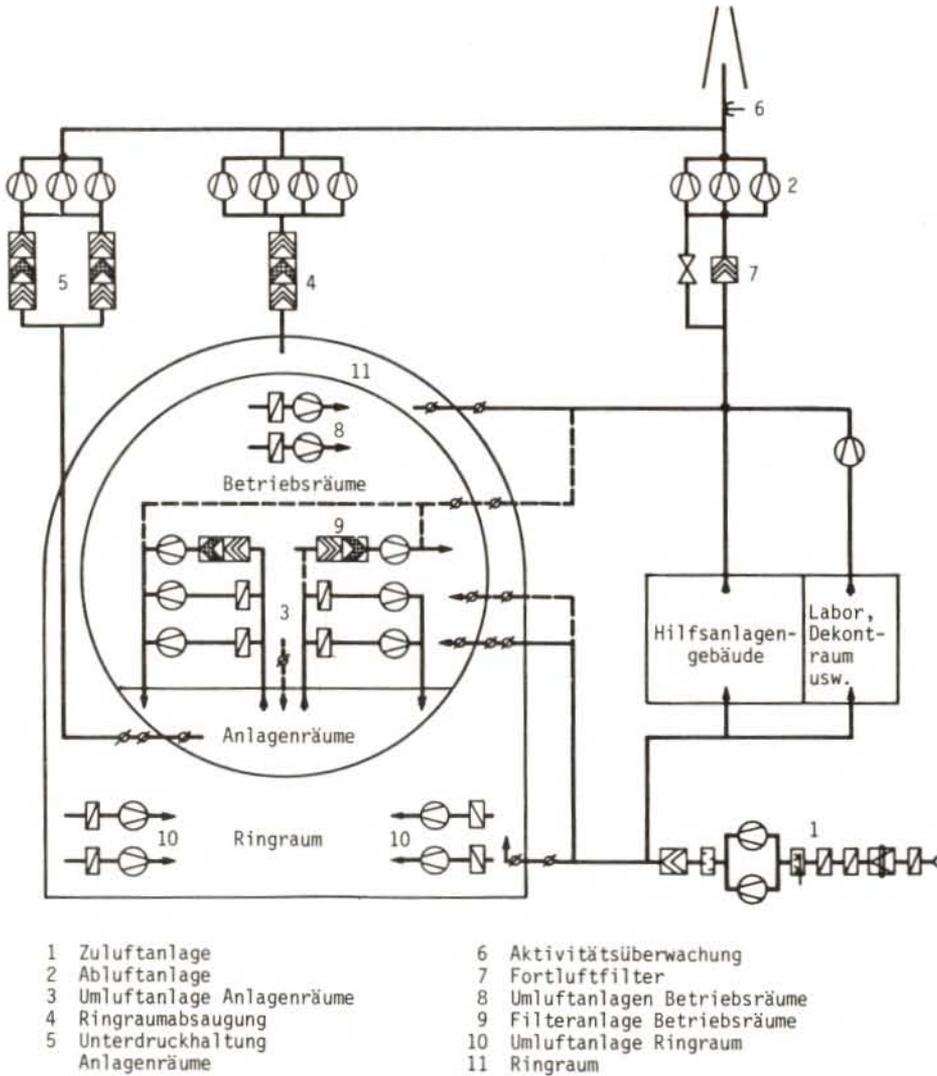


Bild 3-21: Lufttechnische Anlagen

zusätzlich abgekammert und an ein Leckageabsaugsystem angeschlossen. Alle durch den Sicherheitsbehälter führenden Rohrleitungen können durch mindestens zwei, die Leitungen der Unterdruckhaltung durch drei hintereinanderliegende Armaturen abgesperrt werden.

Die Stahlbetonhülle umschließt den Sicherheitsbehälter und bildet die Außenwand des Reaktorgebäudes (Bild 3-20). Sie schützt die Reaktoranlage gegen Einwirkungen von außen und schirmt bei Störfällen die Umgebung gegen Direktstrahlung aus dem Sicherheitsbehälter ab.

Bei einem Störfall wird durch das Reaktorschutzsystem der Gebäudeabschluß ausgelöst. Dadurch werden alle Rohrleitungsdurchführungen, die nicht zur Störfallbeherrschung er-

forderlich sind, automatisch geschlossen. Der Ringraum zwischen Sicherheitsbehälter und Stahlbetonhülle wird durch die Ringraumabsaugung auf Unterdruck gehalten. Dadurch können Aktivitätsfreisetzungen aufgrund kleinerer Leckagen des Sicherheitsbehälters erfaßt und kontrolliert über Filter und Kamin abgegeben werden.

3.4.12 Schutz gegen Brand

Brände innerhalb der Anlage lassen sich nicht von vornherein ausschließen; sowohl brennbare Materialien, z. B. Schmieröle, als auch potentielle Zündursachen sind immer vorhanden. Insgesamt gesehen sind die Mengen der vorhandenen Brandgüter aber gering.

Neben den Vorkehrungen, die einer möglichen Brandentstehung entgegenwirken, ist es Ziel der Brandschutzmaßnahmen, eine Brandausbreitung und damit einen möglichen Ausfall mehrerer sicherheitstechnisch relevanter Systeme zu verhindern. So sind z. B. redundante Stränge von Sicherheitssystemen entweder räumlich so weit entfernt voneinander angeordnet, daß diese nicht gleichzeitig durch Rauchgase und Brandhitze beeinträchtigt werden, oder sie sind durch Bauwerks- oder Brandabschnitte abgeschottet; dies gilt ebenso auch für die den einzelnen Redundanzen zugehörigen Kabelverbindungen. Kabel- und Rohrleitungsdurchführungen an Bauwerks- oder Brandabschnitten haben feuerbeständige Abdichtungen.

Neben diesen passiven Maßnahmen gibt es aktive Brandschutzmaßnahmen; sie beinhalten ein die gesamte Anlage umfassendes Feuermelde- und Löschesystem. Der Kontrollbereich und Anlagenbereiche, in denen sich Sicherheitseinrichtungen befinden, sind darüber hinaus mit Instrumentierungen zur Früherkennung von Bränden ausgestattet. Gebäudebereiche, in denen eine Anhäufung von Brandgut vorliegt, z. B. Kabelmassierungen oder größere Ölbehälter, haben zusätzlich stationäre, schnell wirksame Löscheinrichtungen. Die baulich-technischen Brandschutzmaßnahmen werden durch administrative Maßnahmen ergänzt.

3.4.13 Schutz gegen Einwirkungen von außen

Gemäß den bestehenden Sicherheitsanforderungen sind Kernkraftwerke gegen Einwirkungen von außen zu schützen. Die vorhandenen Sicherheitseinrichtungen müssen auch in diesem Fall in der Lage sein, die Anlage abzuschalten, die anfallende Wärme abzuführen und eine unzulässig hohe Freisetzung von radioaktiven Stoffen zu verhindern. Jedoch wird bei Einwirkungen von außen nicht gefordert, daß die Anlage nach einem derartigen Störfall weiterbetrieben werden kann.

Die Referenzanlage wurde entsprechend den zum Zeitpunkt der Genehmigung gültigen Vorschriften und Anforderungen gegen Einwirkungen von außen ausgelegt. Diese Anforderungen sind in der Zwischenzeit fortgeschrieben worden.

Der Auslegung der Referenzanlage wurden sowohl natur- als auch zivilisationsbedingte Einwirkungen zugrunde gelegt. An naturbedingten Einwirkungen sind berücksichtigt:

- Erdbeben,
- Hochwasser,
- Sturm,
- Blitzschlag,

als zivilisationsbedingte Einwirkungen:

- Flugzeugabsturz,
- Druckwellen aus chemischen Explosionen,

- Eindringen von explosiblen und giftigen Gasen sowie
- Störmaßnahmen Dritter.

Das Schutzkonzept gegen Einwirkungen von außen besteht aus einer Kombination von baulichen und technischen Maßnahmen. Diese umfassen im wesentlichen eine den Belastungen entsprechende Bemessung der wichtigen Anlagenteile. Zum Schutz gegen äußere Einwirkungen, die zu lokal begrenzten Belastungen führen, werden die wichtigen Anlagenteile teilweise auch räumlich getrennt angeordnet. Ergänzend sind noch administrativ-organisatorische Maßnahmen vorgesehen.

Das bei der Referenzanlage angewandte Schutzkonzept sieht vor, daß die äußeren Einwirkungen Hochwasser, Erdbeben, Unwetter, Explosionsdruckwellen und das Eindringen schädlicher Gase mit Hilfe der im Block B installierten Sicherheitseinrichtungen beherrscht werden können. Für den Flugzeugabsturz und teilweise auch für Störmaßnahmen Dritter ist als zusätzliche Einrichtung das Notstandssystem vorhanden.

Schrifttum

- [1] Der Bundesminister des Innern: Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke. Verabschiedet vom Länderausschuß für Atomkernenergie am 12. Okt. 1977, Bekanntmachung vom 21. Okt. 1977 im Bundesanzeiger Nr. 206 vom 3. Nov. 1977. Druck und Versand: GRS, Köln
- [2] Reaktor-Sicherheitskommission: RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren 2. Ausgabe, 24. Jan. 1979. Druck und Versand: GRS, Köln
- [3] Kerntechnischer Ausschuß: Sicherheitstechnische Regeln des KTA. Bekanntmachung durch den Bundesminister des Innern vom 21. Okt. 1977, Hrsg. KTA-Geschäftsstelle, Köln, erhältlich bei Carl Heymanns Verlag KG, Köln
- [4] Kerntechnischer Ausschuß: KTA-Regel 3501: Reaktorschutzsystem und Überwachung von Sicherheitseinrichtungen. Bekanntmachung des Bundesministers des Innern, Bundesanzeiger Nr. 107 vom 11. Juni 1977, erhältlich bei Carl Heymanns Verlag KG, Köln.

4 Gegenstand und Methoden der Risikoanalyse

4.1 Gegenstand der Risikoanalyse

Kernkraftwerke enthalten erhebliche Mengen radioaktiver Stoffe. So liegt das Aktivitätsinventar des Kernkraftwerkes Biblis B nach längerer Betriebszeit bei etwa 10^{10} Curie¹). Selbst wenn nur ein geringer Teil der Spaltprodukte in die Umwelt entweichen würde, ergäben sich bereits gesundheits- und lebensbedrohende Gefahren. Ein Kernkraftwerk beinhaltet deshalb ein hohes Gefährdungspotential.

Um dieses Gefährdungspotential zu beherrschen, werden Kernkraftwerke so ausgelegt, daß eine Aktivitätsfreisetzung in gefährlichem Ausmaß nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen ist. Neben dem Einschluß der Spaltprodukte durch mehrere hintereinanderliegende Strukturen sind dabei umfassende Schutz- und Sicherheitsvorkehrungen, die eine Beschädigung dieser Strukturen verhindern, von entscheidender Bedeutung (siehe Kapitel 3).

Alle bisherigen Erfahrungen zeigen, daß sich dieses Sicherheitskonzept grundsätzlich bewährt hat. Über einen Zeitraum von etwa 25 Jahren wurde – zumindest in der westlichen Welt – niemand durch radioaktive Freisetzungen aus einem Kernkraftwerk getötet oder in irgendwie nachweisbarer Form gesundheitlich geschädigt. Auf der anderen Seite ist offensichtlich, daß trotz weitreichender Vorsorge Unfälle mit möglicherweise erheblichen Schadensfolgen in der Umgebung nie mit *absoluter* Sicherheit ausgeschlossen werden können.

Eine brauchbare quantitative Aussage über den „Rest an Unsicherheit“ oder mit anderen Worten: *das Risiko*, kann jedoch für Kernkraftwerke bisher nicht empirisch ermittelt werden. Erfahrungen, die eine hierfür erforderliche statistische Erfassung und Auswertung von Schadensfällen erlauben würden, liegen nicht vor. Das Risiko kann daher nur mit analytischen Methoden abgeschätzt werden.

Bei Störfällen, die durch die Sicherheitssysteme auslegungsgemäß beherrscht werden, treten keine Schäden außerhalb der Anlage auf. Ein Beitrag zum Risiko ist deshalb grundsätzlich nur dann zu erwarten, wenn bei einem Störfall die sicherheitstechnischen Einrichtungen in einer solchen Weise versagen, daß es zu einer erheblichen Freisetzung von Spaltprodukten aus der Anlage kommt.

Die Risikoanalyse konzentriert sich daher im wesentlichen auf Ereignisse, bei denen ein Versagen von Sicherheitssystemen postuliert wird. Zur zahlenmäßigen Bestimmung des

1) Dabei handelt es sich größtenteils um Spaltprodukte, die bei der Spaltung des Brennstoffs im Reaktorkern entstehen. Der Anteil an Aktivierungsprodukten, die durch Bestrahlung zunächst inaktiver Anlagenteile entstehen, ist vergleichsweise gering. Im folgenden werden daher meist nur die Spaltprodukte explizit angesprochen.

Risikos müssen dabei sowohl die Häufigkeiten als auch die Schadensfolgen solcher Ereignisse auf theoretischem Weg ermittelt werden.

Um einen Überblick darüber zu geben, welche Ereignisse für das Risiko maßgeblich sein können, beschreibt Abschnitt 4.2 den Ablauf von Reaktorunfällen, wie sie in der Risikoanalyse betrachtet werden. Abschnitt 4.3 gibt einen Überblick über Vorgehensweise und Methoden der Risikoanalyse. In den Abschnitten 4.4 und 4.5 werden die Ereignisablaufanalyse und die Fehlerbaumanalyse behandelt, die im Rahmen der anlagentechnischen Untersuchungen verwendet werden. Die Zuverlässigkeitsdaten, die zur quantitativen Bewertung dieser Analysen dienen, werden in Abschnitt 4.6 behandelt. In Abschnitt 4.7 werden schließlich Unsicherheiten diskutiert, die mit der Risikoanalyse verbunden sind.

4.2 Beschreibung von Unfallabläufen, die zur Risikoanalyse zu untersuchen sind

Für die analytische Risikoermittlung sind Modellvorstellungen über die Vorgänge, die bei einem Reaktorunfall innerhalb und außerhalb der Anlage stattfinden, zu entwickeln. Die Überlegungen müssen sich dabei auf solche Unfallabläufe konzentrieren, bei denen es zu einer größeren Freisetzung radioaktiver Stoffe aus der Anlage und damit möglicherweise zu Schäden in der Umgebung kommt.

Im folgenden werden die grundsätzlichen Vorstellungen über den Ablauf eines Reaktorunfalls beschrieben, die der in Abschnitt 4.3 erläuterten methodischen Vorgehensweise in dieser Studie zugrunde liegen.

Aktivitätsinventare in der Anlage

Im ersten Schritt sind Ort und Menge radioaktiver Stoffe in der Anlage zu ermitteln. Tabelle 4-1 zeigt die absoluten und relativen Anteile des Aktivitätsinventars an verschiedenen Stellen im Kernkraftwerk. Die Werte sind von verschiedenen Parametern (z. B. Abbrand, Abklingzeit, Zahl der Brennelemente im Lagerbecken, Betriebszustand der Hilfsanlagen) abhängig und daher zeitlich variabel. Die Tabelle enthält typische Werte, die für die Überlegungen an dieser Stelle ausreichend genau sind.

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

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

Die Studie konzentriert sich infolgedessen auf mögliche Freisetzungen aus dem Reaktorkern.

Einschluß der Spaltprodukte

Bei intakter Anlage sind die Spaltprodukte, die im Reaktorkern entstehen, durch mehrere Strukturen eingeschlossen (siehe Abschnitt 3.3.1).

Neben den „inneren Strukturen“ (Kristallgitter des Brennstoffs, Brennstabhüllrohre), die die Spaltprodukte praktisch am Ort ihrer Entstehung zurückhalten, sind dies die „äußeren

Tab. 4-1: Typisches Aktivitätsinventar eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor (1300 MWe)

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

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

Strukturen“ (Reaktorkühlkreislauf, Sicherheitsbehälter). Bei einem Versagen des Reaktorkühlkreislaufs oder des Sicherheitsbehälters bleiben die Aktivitätsfreisetzungen gering, solange die Brennstabhüllrohre und das Kristallgitter des Brennstoffs im wesentlichen intakt gehalten werden.

Daher sind in erster Linie solche Ereignisse zu verfolgen, die zum Versagen der inneren Strukturen führen. Anschließend ist zu untersuchen, welche Folgen sich für die äußeren Strukturen ergeben können.

Versagen des Einschlusses der Spaltprodukte

Nach Tabelle 4-1 sind etwa 98 % des gesamten Aktivitätsinventars des Reaktorkerns im Kristallgitter des Brennstoffs gebunden. Die restlichen 2 % werden (mit Ausnahme gerin-

ger Anteile, die gegebenenfalls durch Undichtigkeiten an den Brennstabhüllrohren in den Reaktorkühlkreislauf entweichen) durch die Brennstabhüllrohre zurückgehalten.

Der überwiegende Teil der Spaltprodukte kann somit nur dann freigesetzt werden, wenn der Brennstoff überhitzt wird und insbesondere sich das Kristallgitter des Brennstoffs auflöst, d. h., wenn der Brennstoff schmilzt. Auch bei einem vollständigen Schmelzen des Brennstoffs würden jedoch, je nach den physikalisch-chemischen Eigenschaften der verschiedenen Spaltprodukte, unterschiedliche Anteile in der Brennstoffschmelze verbleiben (siehe auch Abschnitt 6.5).

Für die Risikoermittlung sind daher gerade solche Ereignisse zu verfolgen, die zum Kernschmelzen führen. Im Sinne einer oberen Abschätzung des Risikos wird in dieser Studie davon ausgegangen, daß der Brennstoff immer dann vollständig schmilzt, wenn der Kern unzureichend gekühlt wird.

Abschnitt 3.4 beschreibt im einzelnen, welche Vorkehrungen getroffen werden und welche Schutzsysteme und Sicherheitseinrichtungen vorhanden sind, um eine ausreichende Kühlung des Reaktorkerns auch bei allen in Betracht zu ziehenden Betriebsstörungen und Störfällen sicherzustellen. Für die Risikoermittlung muß untersucht werden, mit welcher Wahrscheinlichkeit und unter welchen Umständen Störfälle trotz dieser Sicherheitsmaßnahmen zum Schmelzen des Reaktorkerns führen können. Der Ablauf solcher Ereignisse muß dabei nicht in allen Einzelheiten analysiert werden. Es interessieren vor allem zwei Fragestellungen:

1. Welche Sicherheitssysteme (bzw. wieviele Stränge redundanter Systeme) werden benötigt, um Kernschmelzen zu verhindern?

Für die Beantwortung dieser Frage übernimmt die Studie soweit verfügbar, die entsprechenden Festlegungen aus den Genehmigungsverfahren für die Referenzanlage oder vergleichbare Anlagen (siehe Seite 95).

Damit können Mindestanforderungen an die Sicherheitssysteme festgelegt werden, die in die Zuverlässigkeitsanalyse für diese Systeme einfließen (siehe Tabelle 5-1).

2. Welcher Anlagenzustand liegt bei Eintritt eines Kernschmelzens vor?

Daraus ergeben sich Anfangs- und Randbedingungen für die Simulation der Vorgänge beim Kernschmelzen.

Hierfür reichen überschlägige Angaben aus, die weitgehend aus Abschätzungen gewonnen werden können. Bisher stehen zur Simulation der Kernschmelzvorgänge und der darauf folgenden Unfallabläufe ohnehin nur relativ einfache Modelle zur Verfügung. Daher wird in dieser Studie auch darauf verzichtet, zwischen einem teilweisen und vollständigen Schmelzen des Kerns zu unterscheiden. Für jeden Störfallablauf, bei dem die Mindestzahl erforderlicher Sicherheitssysteme nicht verfügbar ist, wird pessimistischerweise ein vollständiges Kernschmelzen angenommen.

Im folgenden wird ein Überblick über die Vorgänge gegeben die bei einem Kernschmelzunfall zu analysieren sind, um die Folgen innerhalb der Anlage und in der Umgebung zu ermitteln.

Vorgänge beim Kernschmelzen

Fällt die Kühlung des Reaktorkerns aus – beispielsweise bei einem großen Leck im Reaktorkühlkreislauf und gleichzeitigem Versagen der Notkühlssysteme –, so heizt die im Brennstoff entstehende Nachzerfallswärme den Reaktorkern auf und bringt das Wasser im Reaktordruckbehälter zum Verdampfen. Der Dampf strömt durch das Leck in den Sicherheitsbehälter.

Es wird angenommen, daß dabei die Brennstabhüllrohre versagen. Die flüchtigen Spaltprodukte gelangen größtenteils aus den Hüllrohren in den Reaktordruckbehälter und von da in den Sicherheitsbehälter.

Wenn der Brennstoff bis auf Schmelztemperatur erhitzt ist, werden auch erhebliche Teile der normalerweise im Kristallgitter gebundenen Spaltprodukte frei und können über das Leck im Reaktorkühlkreislauf in den Sicherheitsbehälter austreten.

Für das Ausmaß der Spaltproduktfreisetzung in die Umgebung ist dann von entscheidender Bedeutung, ob der Sicherheitsbehälter dicht bleibt. Deshalb sind die möglichen Auswirkungen eines Kernschmelzens auf den Sicherheitsbehälter zu untersuchen.

Verhalten des Sicherheitsbehälters

Beim Schmelzen des Brennstoffs versagen auch die Kerntragestrukturen. Die geschmolzenen Brennstäbe stürzen zusammen mit den ebenfalls geschmolzenen Strukturmaterialien in den unteren halbkugelförmigen Bereich des Reaktordruckbehälters.

Es ist davon auszugehen, daß die in der Kernschmelze freigesetzte Nachzerfallswärme ausreicht, den Boden des Reaktordruckbehälters und gegebenenfalls auch die darunterliegenden Betonstrukturen zu durchschmelzen.

Die Energie aus dem Reaktorkern und aus der Kernschmelze gelangt durch verschiedene, zum Teil gleichzeitig ablaufende Vorgänge in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters und führt dort zu einem Druck- und Temperaturanstieg. Von unterschiedlich großer Bedeutung sind dabei vor allem:

- die Verdampfung des Restwassers im Reaktordruckbehälter,
- eine exotherme, d. h. zusätzliche Energie erzeugende chemische Reaktion zwischen metallischen Strukturen und Dampf (Metall-Wasser-Reaktion),
- die Dampfproduktion beim Kontakt zwischen Kernschmelze und Sumpfwasser,
- die Verdampfung von Wasser, das beim Aufschmelzen von Beton frei wird.

Für das Ausmaß der Unfallfolgen ist von Bedeutung, ob und zu welchem Zeitpunkt der Druck oder die Temperatur im Sicherheitsbehälter soweit ansteigt, daß die Stahlhülle versagt.

Bei der Metall-Wasser-Reaktion und – in geringerem Umfang durch radiolytische Zersetzung von Wasser – entsteht Wasserstoff. Der Wasserstoff trägt, insbesondere wenn er kontinuierlich wieder verbrennt, zum Druckanstieg im Sicherheitsbehälter bei. Außerdem könnten sich explosionsfähige Wasserstoff-Sauerstoff-Gemische bilden.

Wenn die heiße Kernschmelze plötzlich mit Wasser in Kontakt kommt, kann es unter bestimmten Voraussetzungen zu einer sehr raschen Dampfproduktion kommen. Bei sehr heftigen Reaktionen spricht man in diesem Fall von einer Dampfexplosion. Inwieweit ein solcher Vorgang in die Überlegungen einzubeziehen ist, wird in Abschnitt 6.4 diskutiert.

Bei Störfällen, die zu einem Druckanstieg im Sicherheitsbehälter führen, wird durch das Reaktorschutzsystem der „Gebäudeabschluß“ (siehe Abschnitt 3.4.11) ausgelöst. Damit werden alle Durchführungen durch die Stahlhülle geschlossen, soweit sie beim Störfall nicht benötigt werden. Wenn der Gebäudeabschluß versagt, können Spaltprodukte durch die Leckagen in die Umgebung gelangen.

Freisetzung von Spaltprodukten

Die Atmosphäre im Sicherheitsbehälter besteht beim Kernschmelzen aus einem Gemisch von Wasserdampf mit verschiedenen Gasen, darunter vor allem Sauerstoff, Stickstoff und Wasserstoff. Mengenmäßig gering, aber für die möglichen Schadensfolgen des Kernschmelzunfalls entscheidend ist der Anteil an radioaktiven Gasen und Aerosolen, die beim Ver-

sagen der Brennstabhüllrohre und beim Schmelzen des Brennstoffs in den Sicherheitsbehälter gelangen.

Der Aktivitätsgehalt in der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre wird zwar durch Kondensations- und Ablagerungsvorgänge sowie durch radioaktiven Zerfall, vor allem der kurzlebigen Nuklide, im Laufe der Zeit verringert. Der Überdruck im Sicherheitsbehälter bewirkt aber gleichzeitig, daß das Dampf-Gas-Gemisch und damit verbundene radioaktive Stoffe in den Ringraum und von dort in die Umgebung ausströmen können, wenn Schäden in der Stahlhülle vorhanden sind.

Ausbreitung und Wirkung der radioaktiven Stoffe in der Umgebung

Die aktivitätsführende Wolke, die durch das freigesetzte Gemisch aus Dämpfen, Gasen und Aerosolen gebildet wird, wird durch den Wind von der Anlage wegtransportiert. Die mitgeführte Energie kann außerdem einen thermischen Auftrieb erzeugen. Die zunächst relativ eng gebündelte Abluftfahne breitet sich durch turbulente Diffusion auch quer zur Windrichtung aus. Mit zunehmender Entfernung wird daher ein breiteres Gebiet von der Wolke überstrichen. Die Verdünnung der Wolke, die damit gleichzeitig stattfindet, sowie die Ablagerung und – falls Niederschläge auftreten – die Auswaschung radioaktiver Stoffe verringern die Aktivitätskonzentration in der Wolke. Durch Ablagerung und Auswaschung wird das von der Wolke überstrichene Gebiet radioaktiv kontaminiert.

Menschen, die sich in diesem Gebiet aufhalten, können durch direkte Strahlung und Einatmen radioaktiver Stoffe aus der Wolke und aus Ablagerungen, außerdem durch die Aufnahme radioaktiver Stoffe mit der Nahrung einer Strahlenbelastung ausgesetzt werden. Die Höhe der Strahlenbelastung, die Zahl betroffener Personen und damit die möglichen Schadensfolgen unterschiedlicher Art hängen dabei nicht nur von den zu erwartenden Aktivitätskonzentrationen ab, sondern auch von der Durchführbarkeit und Wirksamkeit von Notfallschutzmaßnahmen.

4.3 Methoden der Risikoanalyse

In diesem Kapitel werden die Methoden dargestellt, mit denen Unfallabläufe untersucht, ihre Häufigkeit und möglichen Konsequenzen ermittelt werden.

Bild 4-1 gibt eine Übersicht über die wichtigsten Schritte der Studie:

- Erfassung auslösender Ereignisse,
- Ereignisablauf- und Zuverlässigkeitsanalyse,
- Ermittlung der Aktivitätsfreisetzung,
- Berechnung der Unfallfolgen,
- Risikodarstellung.

Die ersten drei Schritte umfassen die Untersuchung von Vorgängen innerhalb der Anlage (anlagentechnische Analyse). Ausgehend von den Ergebnissen dieser Untersuchungen, werden im vierten Schritt die bei einer Aktivitätsfreisetzung möglichen Schadensfolgen außerhalb der Anlage ermittelt.

Erfassung auslösender Ereignisse

Für die anlagentechnische Analyse werden im ersten Schritt alle wesentlichen „auslösenden Ereignisse“, die unter Umständen zu einer Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung führen können, nach Art und Häufigkeit erfaßt.

Es ist weder möglich noch notwendig, alle denkbaren auslösenden Ereignisse im einzelnen aufzuführen und zu analysieren. Es reicht aus, eine begrenzte Zahl von Klassen auslösen-

der Ereignisse zu behandeln, die im Sinne von Einhüllenden alle anderen auslösenden Ereignisse abdecken.

Eine Begründung für die in der Studie behandelten auslösenden Ereignisse wird in Kapitel 5 gegeben.

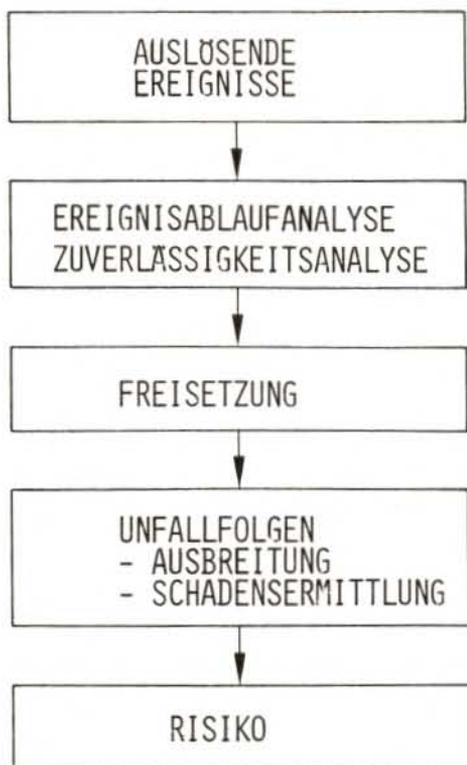


Bild 4-1: Schritte der Risikostudie

Ereignisablauf- und Zuverlässigkeitsanalyse

Ausgehend von einem auslösenden Ereignis, ergeben sich je nach Erfolg oder Versagen der angeforderten Sicherheitssysteme unterschiedliche Ereignisabläufe. Um die große Zahl möglicher Abläufe übersichtlich zu erfassen, werden Ereignisablaufdiagramme erstellt.

Anschließend sind die Häufigkeiten der so dargestellten Ereignisabläufe zu ermitteln. Neben den Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse sind hierzu die Versagenswahrscheinlichkeiten der zur Störfallbeherrschung benötigten Systeme zu bestimmen. Die hierzu erforderlichen Zuverlässigkeitsuntersuchungen werden weitgehend mit Hilfe der Fehlerbaumanalyse durchgeführt.

Die Verfahren der Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalyse werden ausführlich in den nachfolgenden Kapiteln behandelt.

Die beiden ersten Schritte der anlagentechnischen Analyse dienen vor allem dazu, die Häufigkeit eines Kernschmelzens zu ermitteln. Daneben können aus den Ereignisablauf-

diagrammen und aus der Simulation von Störfällen Informationen über den physikalischen Zustand der Anlage vor Beginn des Kernschmelzens abgeleitet werden.

Ermittlung der Aktivitätsfreisetzung

In diesem Schritt ist der Ablauf von Kernschmelzunfällen zunächst innerhalb der Anlage weiter zu verfolgen. Das Ziel ist dabei die Bestimmung der Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung. Behandelt werden dazu

- die Vorgänge beim Schmelzen des Reaktorkerns und das Verhalten des geschmolzenen Kerns,
- das Verhalten des Sicherheitsbehälters und seine möglichen Versagensarten sowie
- der Spaltprodukttransport im und die Freisetzung aus dem Sicherheitsbehälter.

Die Kernschmelzrechnungen werden mit dem in WASH-1400 verwendeten Rechenprogramm BOIL durchgeführt. Die Ergebnisse dieser Rechnungen liefern die Eingangswerte für die Untersuchungen über den Spaltprodukttransport und die Belastung des Sicherheitsbehälters.

Für die Berechnung der Belastungen, denen der Sicherheitsbehälter bei einem Kernschmelzunfall ausgesetzt wird, findet das Programmsystem CONDRO Anwendung. Dieses im Genehmigungsverfahren angewandte Rechenprogramm wurde für die Studie erweitert. Die Transport- und Ablagerungsvorgänge, die für das Verhalten der Spaltprodukte maßgeblich sind, werden wie in WASH-1400 mit dem Rechenprogramm CORRAL untersucht.

Da mehrere grundsätzlich unterschiedliche Vorgänge zum Versagen des Sicherheitsbehälters führen können, sind hier nicht nur die dynamischen Vorgänge zu simulieren, sondern auch die Wahrscheinlichkeiten der verschiedenen Versagensarten zu ermitteln.

Als Endergebnis der anlagentechnischen Analyse erhält man Art (Umfang, Ort, Zeitverlauf, mitgeführte Energie) und Häufigkeit von Aktivitätsfreisetzungen aus der Anlage. Die Freisetzungen bei den verschiedenen Unfallabläufen lassen sich zu einer Reihe repräsentativer Freisetzungen, den Freisetzungskategorien, zusammenfassen.

Die zur Ermittlung der Aktivitätsfreisetzung verwendeten Modelle und die Ergebnisse der hierzu durchgeführten Untersuchungen werden in Kapitel 6 behandelt.

Berechnung der Unfallfolgen

Die Berechnung der Unfallfolgen erfolgt ebenfalls in mehreren Schritten. Sie werden in Kapitel 7 im einzelnen beschrieben und deshalb hier nur kurz zusammengefaßt.

Zunächst wird die wetterabhängige Ausbreitung der aktivitätsführenden Wolke simuliert. Daraus ergeben sich orts- und zeitabhängige Aktivitätskonzentrationen in der Umgebung der Anlage.

Anschließend werden die daraus resultierenden Strahlenbelastungen und die Zahl der davon betroffenen Personen ermittelt. Dabei wird der Einfluß von Notfallschutzmaßnahmen berücksichtigt, die entsprechend behördlicher Planungen bei einem Unfall vorgeesehen sind.

Schließlich wird ermittelt, in welchem Umfang gesundheitliche Schäden unterschiedlicher Art aufgrund der berechneten Strahlenbelastungen auftreten können.

Für das Ausmaß der Unfallfolgen sind mehrere zufallsbedingte Einflußgrößen von Bedeutung, vor allem Wetterlage, Niederschlag, Windrichtung und -stärke, die bei und nach einem Unfall herrschen und für die Ausbreitung der radioaktiven Stoffe entscheidend sind. Die Aussagen über das Ausmaß von Schäden sind daher jeweils mit Häufigkeiten versehen, die sich aus der Wahrscheinlichkeit dieser zufallsbedingten Größen und der Häufigkeit der jeweiligen Freisetzungskategorie ergeben.

Risikodarstellung

Mit dem *Ausmaß von Schäden* und der zugehörigen *Häufigkeit* liegen die Ergebnisse vor, die für Aussagen über das Risiko erforderlich sind. Durch Zusammenfassung dieser Ergebnisse in Diagrammen und Tabellen werden die in der Studie abgeschätzten Risiken dargestellt.

4.4 Methode der Ereignisablaufanalyse

In der Ereignisablaufanalyse werden, ausgehend von einem definierten auslösenden Ereignis (z. B. Bruch einer Rohrleitung), über den Erfolg oder das Versagen dann notwendiger Gegenmaßnahmen (Systemfunktionen) die verschiedenen möglichen Auswirkungen dieses Ereignisses erfaßt. Je nach Umfang der erforderlichen Gegenmaßnahmen ergibt sich somit eine unterschiedliche Zahl möglicher Ereignisabläufe, die im sogenannten Ereignisablaufdiagramm zusammengefaßt werden.

Wie in den vorhergehenden Abschnitten erläutert, sind für die Ermittlung des Risikos von Kernkraftwerken insbesondere Störfälle zu verfolgen, die zu Kernschmelzen führen können. Die systematische Untersuchung dieser Störfälle erlaubt eine Gruppierung in Störfallarten und damit die Definition verschiedener Klassen auslösender Ereignisse. Davon ausgehend werden, je nach Komplexität der Vorgänge, mehr oder minder ausführliche Ereignisablaufdiagramme erstellt.

Anhand eines einfachen Beispiels soll die Erstellung eines Ereignisablaufdiagramms erläutert werden. Als auslösendes Ereignis wird ein Leck in einer Hauptkühlmittelleitung angenommen. Dies führt zu einer Reaktorschnellabschaltung, die vom Reaktorschutzsystem ausgelöst wird. Abhängig von Erfolg oder Versagen dieser Sicherheitsmaßnahme ergeben sich zwei verschiedene Ereignisabläufe. Im weiteren Verlauf greifen die Systeme zur Notkühlung und Nachwärmeabfuhr automatisch ein¹⁾. Schließlich ist die Dichtheit des Sicherheitsbehälters von Bedeutung. Diese kann nicht nur durch Leckagen des Sicherheitsbehälters selbst, sondern auch durch das Nichtschließen von Lüftungsclappen, Entwässerungsleitungen usw. beeinträchtigt werden. Das Ereignisablaufdiagramm für das geschilderte Beispiel ist in Bild 4-2 gezeigt. Das auslösende Ereignis und die Gegenmaßnahmen werden mit Buchstaben gekennzeichnet. Der Erfolg einer Gegenmaßnahme wird durch eine Verzweigung nach oben, das Versagen mit einer Verzweigung nach unten markiert. Die entsprechenden Buchstaben lauten $K\uparrow$ bzw. $K\downarrow$, $Y\uparrow$ bzw. $Y\downarrow$, $Z\uparrow$ bzw. $Z\downarrow$. Die Ereignisabläufe werden mit Hilfe der zugehörigen Buchstabenkombinationen, unterschieden, z. B. $S K\uparrow Y\downarrow Z\uparrow$. Später wird einheitlich eine verkürzte Schreibweise gewählt, in der neben dem auslösenden Ereignis nur die nicht erfolgreichen Maßnahmen aufgeführt werden, d. h., $S K\uparrow Y\downarrow Z\downarrow$ wird zu $S Y Z$ usw. Wie das Beispiel zeigt, ergeben sich selbst bei nur drei zu bewertenden unterschiedlichen Sicherheitsmaßnahmen acht verschiedene Ereignisabläufe.

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

1) Als Nachwärme wird die gesamte nach der Abschaltung abzuführende Wärme bezeichnet.

Bei der praktischen Durchführung der Ereignisablaufanalysen ergeben sich, bedingt durch

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

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

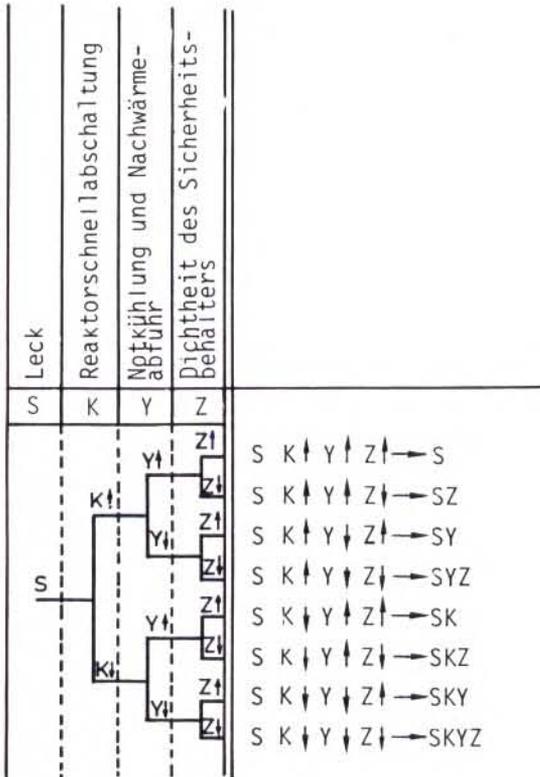


Bild 4-2: Vereinfachtes Ereignisablaufdiagramm für einen Kühlmittelverluststörfall

Abhängigkeit von Systemen

Die Gegenmaßnahmen bei Eintreten eines auslösenden Ereignisses werden von Systemen durchgeführt, die in der Regel nicht unabhängig voneinander sind. Zudem sind die Anforderungen an die Systeme abhängig vom jeweils betrachteten Ereignisablauf und von Art und Umfang des auslösenden Ereignisses (z. B. bei Kühlmittelverluststörfällen von Lecklage und Leckgröße). Aus beiden Gründen wurde in der Studie für die Gegenmaßnahmen die Bezeichnung „Systemfunktionen“ gewählt und nicht direkt auf konkrete Systeme Bezug genommen. In diesem Zusammenhang wird auf die Verknüpfung der Funktionen Y

und Z hingewiesen. Tritt etwa ein Leck über eine Anschlußleitung des Reaktorkühlkreislaufts in den Ringraum des Reaktorgebäudes auf, so ist die Dichtheit des Sicherheitsbehälters nicht mehr gegeben und zugleich sind die Notkühlung und Nachwärmeabfuhr beeinträchtigt.

Die einzelnen Systemfunktionen werden so definiert, daß sie sich in ihrer physikalischen Einwirkung auf die Ereignisabläufe unterscheiden. Ursache hierfür können z. B. Unterschiede in den Anforderungszeitpunkten oder in den geförderten Kühlwassermengen sein.

Systembedingte Folgeausfälle

Der Aufbau der Ereignisabläufe, d. h. die Kette der aufeinander folgenden Ereignisse, entspricht dem zeitlichen Ablauf des Störfalls. Dabei hat jedes Ereignis in der Kette die Folgen der vorausgehenden Ereignisse zu tragen. Würde z. B. durch das aus dem Leck austretende Wasser ein Meßfühler des Reaktorschutzsystems funktionsunfähig, so wäre dies bei der Systemfunktion K entsprechend zu berücksichtigen. Tatsächlich sind die Meßfühler des Reaktorschutzsystems für die bei Kühlmittelverluststörfällen herrschenden Umgebungsbedingungen ausgelegt. Weiter ist in vielen Fällen bei Versagen einer Systemfunktion die nachfolgende unwirksam, hat also auf den weiteren Ereignisablauf keinen Einfluß. Im gewählten Beispiel könnte bei einem Versagen der Reaktorschneellabschaltung auch die Notkühlung ein Kernschmelzen nicht verhindern. Die Funktion Y ist daher nicht zu betrachten und der Verzweigungspunkt an dieser Stelle des Diagramms kann entfallen.

Aufteilung der Ereignisablaufdiagramme

Bei der Erstellung der Ereignisablaufdiagramme ergibt sich eine zweckmäßige Unterteilung am Entscheidungspunkt „Kernschmelzen“, d. h. an der Schnittstelle, an der der jeweilige Ereignisablauf angibt, ob Kernschmelzen eintritt oder nicht. Die in Kapitel 5 dargestellten Ereignisabläufe gehen bis an diese Schnittstelle. Zur Ermittlung der Freisetzung radioaktiver Stoffe infolge Kernschmelzens werden die Versagensarten des Sicherheitsbehälters untersucht und entsprechend einer für die Berechnung der Freisetzungsraten zweckmäßigen Form kategorisiert. In der Studie werden, im wesentlichen geordnet nach abnehmendem Leckquerschnitt, sechs verschiedene Versagensarten des Sicherheitsbehälters $\alpha, \beta_1, \beta_2, \beta_3, \eta, \delta$ definiert (siehe Abschnitte 6.3.3 und 6.6.2). Diese Versagensarten werden mit den Ereignisabläufen verknüpft, die bis zu der oben genannten Schnittstelle führen. So ergeben sich die Freisetzungshäufigkeiten aus dem Sicherheitsbehälter entsprechend der jeweils betrachteten Versagensart. Dies wird für das Beispiel unter der Annahme gezeigt, daß nur zwei Versagensarten des Sicherheitsbehälters Z_1, Z_2 und auch nur zwei Freisetzungskategorien zu betrachten wären. Die Systemfunktion Z wäre dann durch die Teilfunktionen Z_1 und Z_2 zu ersetzen, und es würde sich das in Bild 4-3 gezeigte Ereignisablaufdiagramm ergeben. Da die Versagensarten Z_1, Z_2 definitionsgemäß sich gegenseitig ausschließende Ereignisse darstellen, können die entsprechenden Verzweigungen nach dem Eintreten von Z_1 entfallen. Der Ereignisablauf S stellt die Situation bei ordnungsgemäßem Arbeiten aller Systemfunktionen dar, die Ereignisabläufe $S-Z_1, S-Z_2$ geben die vom Notkühlsystem beherrschten Störfälle wieder. Die Ereignisabläufe SY und SK führen zu Kernschmelzen ohne Versagen des Sicherheitsbehälters. Tatsächlich führt Kernschmelzen aber immer zu einem Versagen des Sicherheitsbehälters; dies wird in der Studie durch eine separate Versagensart δ berücksichtigt.

Nach Erstellung der Ereignisablaufdiagramme erfolgt die quantitative Bewertung durch Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse sowie der Wahrschein-

lichkeiten für das Versagen der benötigten Systemfunktionen (Nichtverfügbarkeiten bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten). Entsprechend der oben diskutierten Abhängigkeiten der Systemfunktionen untereinander, handelt es sich hier um bedingte Wahrscheinlichkeiten. Die Multiplikation der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses mit den bedingten Wahrscheinlichkeiten für die entsprechenden Systemfunktionen ergibt die Häufigkeit des betrachteten Ereignisablaufs. Näheres zur Wahrscheinlichkeitsrechnung enthält Abschnitt 2.5.2.

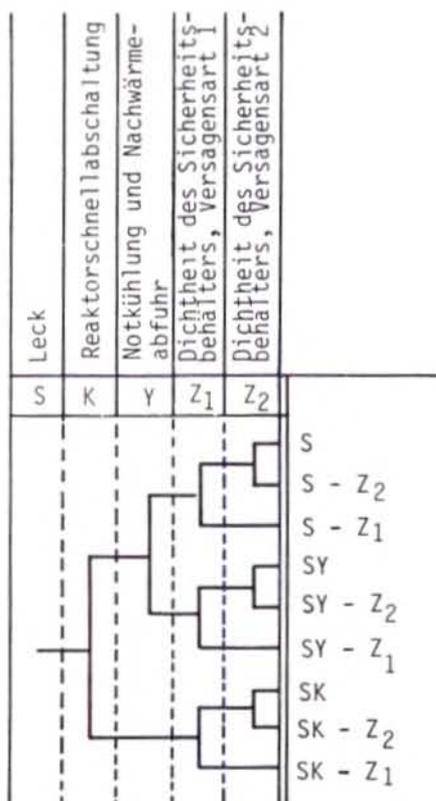


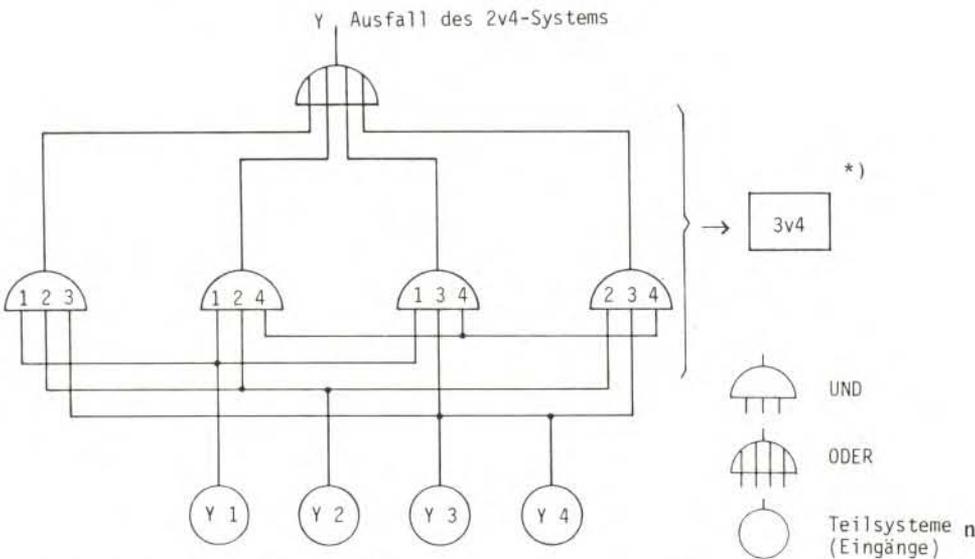
Bild 4-3: Berücksichtigung der Versagensarten des Sicherheitsbehälters in der Ereignisablaufanalyse

4.5 Methode der Fehlerbaumanalyse

Wie im vorigen Abschnitt erläutert, ist für die quantitative Bewertung der Ereignisabläufe die Ermittlung der Nichtverfügbarkeiten bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten der benötigten Systemfunktionen notwendig. Unter Nichtverfügbarkeit versteht man die Wahrscheinlichkeit, mit der eine zu einem gegebenen Zeitpunkt angeforderte Systemfunktion, z. B. der Start einer Pumpe, versagt. Mit Ausfallwahrscheinlichkeit wird die Wahrscheinlichkeit des Ausfalls einer Systemfunktion innerhalb eines Zeitraums bezeichnet, z. B. der

Ausfall der laufenden Pumpe, in dem sie für die Aufrechterhaltung der Notkühlung erforderlich ist. Für die Ermittlung dieser Wahrscheinlichkeiten wird die Fehlerbaumanalyse verwendet. Die Spitze des Fehlerbaums bildet der Ausfall der laut Ereignisablaufdiagramm geforderten Funktion (z. B. Reaktorschnellabschaltung fällt bei Anforderung aus). Von diesem „unerwünschten Ereignis“ ausgehend, werden alle Kombinationen von Komponentenausfällen gesucht, die zu einem Versagen der Reaktorschnellabschaltung – allgemeiner ausgedrückt – zum sogenannten unerwünschten Ereignis führen. Es handelt sich also im Gegensatz zur Ereignisablaufanalyse um ein deduktives Verfahren. Seine Anwendung ist vor allem auch deshalb von Bedeutung, weil Erfahrungswerte über die Zuverlässigkeit von Systemen meist fehlen, für die verschiedenen Komponenten aber vorhanden sind. Die Verknüpfung der einzelnen Komponentenausfälle im Fehlerbaum erfolgt im wesentlichen mit den logischen Operatoren UND, ODER, NICHT.

Die für die im Ereignisablaufdiagramm definierten Systemfunktionen notwendigen Systeme sind aus redundanten Komponenten oder Teilsystemen (Strängen) aufgebaut, d. h., es sind mehr Stränge vorhanden als für die Erfüllung dieser Funktionen erforderlich wären. So ist z. B. die Systemfunktion „Notkühlung und Nachwärmeabfuhr“ generell mit einem 2 von 4-System realisiert. Das System besteht aus vier Strängen, von denen zwei ausreichen, um die geforderte Systemfunktion zu erfüllen. Man spricht hier auch von einem 4 × 50 %-System, da die Funktion bereits zu 100 % erfüllt ist, wenn zwei Stränge funktionieren. Der Fehlerbaum eines derartigen Systems, aufgelöst bis zu den Strängen, die ihrerseits wieder aus einer Vielzahl von Komponenten bestehen, ist in Bild 4-4 wiedergegeben. Bei der Definition des „unerwünschten Ereignisses“ ist es somit von großer Bedeutung, wie viele redundante Stränge für die Erfüllung der sicherheitstechnischen Aufgabe notwendig sind. Man spricht hier von den sogenannten Wirksamkeitsbedingungen.



*) Zum Ausfall des 2v4-Systems führt der Ausfall von 3 beliebigen der insgesamt 4 Teilsysteme Y 1, Y 2, Y 3, Y 4. Daher die vereinfachte Darstellung des Fehlerbaumes 3v4

Bild 4-4: Fehlerbaum eines 2v4-Systems

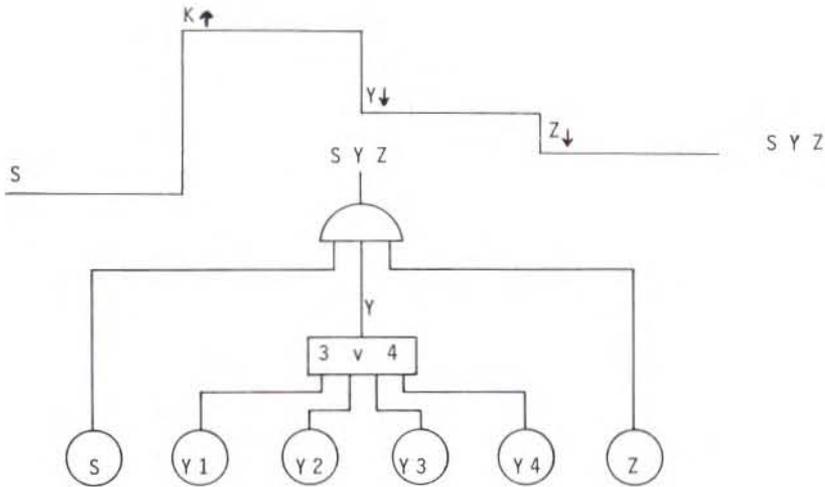


Bild 4-5: Verknüpfung von Ereignisablaufdiagramm und Fehlerbaum

Die Wirksamkeitsbedingungen hängen sowohl vom auslösenden Ereignis als auch vom weiteren Ereignisablauf ab. Unterhalb bestimmter Leckgrößen genügt z. B. schon ein Strang, um ausreichend Wasser nachzufördern. Bei bestimmten Leckagen fällt unter Umständen ein Strang von vornherein aus, weil er direkt in das Leck speist. In der Studie werden die Wirksamkeitsbedingungen zugrunde gelegt, wie sie im Genehmigungsverfahren festgeschrieben sind.

Die Verknüpfung zwischen Ereignisablaufdiagramm und Fehlerbaum erfolgt in der auf Bild 4-5 gezeigten Art. Für die Ermittlung der Häufigkeit jedes Ereignisablaufs ist eine UND-Verknüpfung des auslösenden Ereignisses mit den unerwünschten Ereignissen (Versagen der Systemfunktionen) vorzunehmen, wie sie in diesem Ablauf auftreten. Im gezeigten Beispiel wird das auslösende Ereignis „Leck“ mit dem Versagen der Notkühlung und Nachwärmeabfuhr und dem Versagen des Sicherheitsbehälters (SYZ) verknüpft. Die einzelnen Funktionen K, Y, Z sind mit bedingten Wahrscheinlichkeiten zu bewerten, da wegen der gegenseitigen Abhängigkeit immer zu beachten ist, wie sich der im Ereignisablauf ausgewiesene Zustand (intakt oder ausgefallen) auf die nachfolgenden Funktionen auswirkt. Dies ist auch bei der Erstellung der Fehlerbäume für die einzelnen Systemfunktionen zu beachten, d. h., die Fehlerbäume sind für jeden Ablauf neu zu überdenken und gegebenenfalls zu modifizieren. So sind die Fehlerbäume für die Funktion Z in den Abläufen SZ und SYZ im allgemeinen unterschiedlich.

In der Studie beinhalten die Fehlerbäume das gesamte Zusammenwirken von leittechnischen Systemen (z. B. Reaktorschutzsystem), Energieversorgung (z. B. Notstromsystem) und verfahrenstechnischen Systemen (z. B. Not- und Nachkühlssystem). So ist es möglich, Ausfälle, die durch das Zusammenwirken voneinander abhängiger Systeme entstehen, zu identifizieren und entsprechend zu berücksichtigen.

Die wesentlichen Eingangsdaten zur quantitativen Auswertung der Fehlerbaumanalyse sind Ausfallraten oder Ausfallwahrscheinlichkeiten pro Anforderung sowie die Streuung dieser Daten, der zeitliche Abstand der Funktionsprüfungen und die Nichtverfügbarkeit aufgrund der Instandhaltung (Wartung und Reparatur). Vor allem durch die Berücksichtigung der regelmäßigen Funktionsprüfungen an den verschiedenen Teilsystemen und

Komponenten ist es möglich, die Berechnung der Zuverlässigkeit der Systeme den im Betrieb vorliegenden Bedingungen gut anzupassen.

Die numerische Auswertung der Fehlerbaumanalyse erfolgte mit Hilfe des Programmsystems RALLY. Dieses besteht im wesentlichen aus einem Simulationsprogramm zur Ermittlung der Erwartungswerte von Nichtverfügbarkeiten und aus einem analytisch-simulativen Programm zur Ermittlung der Streuung der mittleren Nichtverfügbarkeit aufgrund der Streuung der Ausfallraten.

4.6 Zuverlässigkeitsdaten

Für die quantitative Bewertung der Ereignisablaufdiagramme sind folgende Daten zu ermitteln:

- die Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse und
- die Wahrscheinlichkeiten für das Versagen der Systemfunktionen.

Die zu erwartenden Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse werden generell anhand von Beobachtungen abgeleitet: Entweder werden Schätzwerte dieser Häufigkeiten direkt aus den Betriebserfahrungen gewonnen (z. B. für das Eintreten von Leitungslecks) oder das auslösende Ereignis wird mit der Fehlerbaumanalyse in Unterereignisse zerlegt, für die Betriebserfahrungen vorliegen (z. B. beim Notstromfall). Dabei wird die Anzahl der beobachteten Ereignisse einer Art auf die Zeiteinheit ein Jahr bezogen. Die zugehörige Häufigkeit stellt einen Mittelwert dar, mit dem der Eintritt eines Ereignisses pro Jahr zu erwarten ist. Die Häufigkeit kann also durchaus größer als 1 sein und ist nicht mit der Wahrscheinlichkeit eines Ereignisses zu verwechseln, die definitionsgemäß zwischen 0 und 1 liegt (siehe Abschnitt 2.4.2).

Die Wahrscheinlichkeiten für das Versagen der Systemfunktionen werden mit Hilfe der Fehlerbaumanalyse ermittelt, in der vom Ausfall der Komponenten auf den Ausfall der Systemfunktionen hochgerechnet wird. Die maßgeblichen statistischen Größen sind hier die Ausfallraten λ bzw. die Ausfallwahrscheinlichkeiten pro Anforderung p der einzelnen Komponenten. Darüber hinaus sind Angaben zur Instandhaltung (Wartung und Reparatur) der Komponenten sowie zu den Zeitabständen der regelmäßigen Funktionsprüfungen von Bedeutung. Auf diese Daten wird jedoch im folgenden nicht weiter eingegangen, einesteils weil sie von geringer Bedeutung sind, anderenteils weil ihre Ermittlung unproblematisch ist.

Das Ausfallverhalten einer Komponente, die eine bestimmte Funktion zu erfüllen hat, läßt sich auf eine der beiden folgenden Arten beschreiben:

- durch eine Ausfallrate λ .
Unter der Ausfallrate wird die relative Abnahme des Bestandes an noch nicht ausgefallenen Komponenten verstanden, die pro Zeiteinheit eintritt.
- durch eine Ausfallwahrscheinlichkeit pro Anforderung p .
Unter der Ausfallwahrscheinlichkeit pro Anforderung wird die Wahrscheinlichkeit verstanden, daß bei Anforderung der Komponente ein Ausfall vorliegt (die Komponente also in dem vor der Anforderung liegenden Zeitraum, spätestens zum Anforderungszeitpunkt, ausfällt).

Beide Größen sind ihrem Wesen nach Erfahrungswerte. Sie werden also durch die statistischen Auswertungen von Beobachtungen ermittelt, die beim betrieblichen Einsatz entsprechender Einrichtungen (oder in geringerem Umfang in Laborversuchen) gemacht werden.

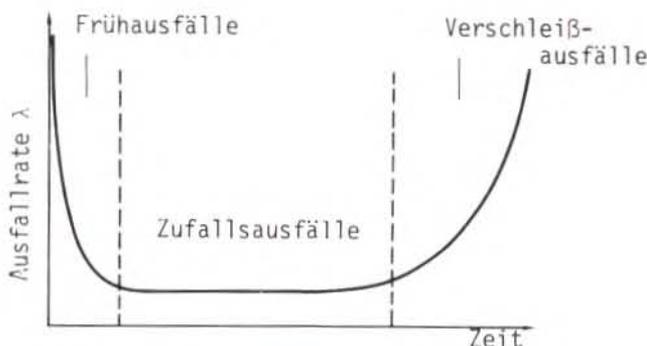


Bild 4-6: Zeitverhalten der Ausfallrate

In der Regel findet man ein Zeitverhalten der Ausfallrate λ , das man als „Badewannenkurve“ bezeichnet (Bild 4-6). Zu Anfang des betrieblichen Einsatzes besteht die Möglichkeit zu sogenannten *Frühausfällen*: Fehler, z. B. aus der Fertigung, die trotz Qualitätssicherung und Inbetriebnahmeprüfungen nicht entdeckt wurden, können zu einer erhöhten Ausfallrate führen. Die Zahl der fehlerhaften Komponenten nimmt mit fortschreitender Zeit ständig ab, bis nur noch einwandfreie Komponenten übrig bleiben. Am Ende der Lebensdauer der Komponenten kann die Ausfallrate infolge von *Verschleißausfällen* und Alterung zunehmen. Während des wesentlichen Teiles der Einsatzzeit wird das Ausfallverhalten jedoch nicht von einer derartigen systematischen Ausfallursache bestimmt, es kann mit einer konstanten Ausfallrate gerechnet werden. Man spricht von *Zufallsausfällen*. Es liegt dann eine Exponentialverteilung vor, d. h., die Verteilungsfunktion bzw. die Ausfallwahrscheinlichkeit einer Komponente in Abhängigkeit von der Einsatzzeit t ist durch

$$F(t) = 1 - e^{-\lambda t}$$

gegeben.

Obwohl bei Kernkraftwerken dem Auftreten von Früh- und Verschleißausfällen durch Verwendung betriebsbewährter Komponenten, Qualitätskontrollen und Wiederholungsprüfungen entgegengewirkt wird, ist eine Zeitabhängigkeit über die gesamte Einsatzzeit nicht auszuschließen. Aus den Betriebserfahrungen erhält man dann Mittelwerte für die Ausfallraten bzw. -wahrscheinlichkeiten. Diese konstanten Werte werden in den Fehlerbaumanalysen verwendet.

Von den beiden Darstellungsarten für das Ausfallverhalten der Komponenten wird im allgemeinen die Beschreibung durch eine Ausfallrate verwendet. Wird eine solche Komponente regelmäßig im Zeitabstand T überprüft, so kann die Ausfallwahrscheinlichkeit bei Anforderung der Komponente näherungsweise durch

$$p = 1 - e^{-\lambda T} \cong \lambda T \text{ für } \lambda T \ll 1$$

beschrieben werden.

Eine Beschreibung durch eine konstante Ausfallwahrscheinlichkeit pro Anforderung ist dann zu wählen, wenn das Versagen erst als Folge der Anforderung hervorgerufen wird, wie z. B. bei menschlichen Eingriffen.

Aus den Betriebserfahrungen können keine genauen Werte für die interessierenden Ausfallraten bzw. -wahrscheinlichkeiten gewonnen werden. Vielmehr sind diese Größen mit gewissen Unschärfen behaftet, die teilweise auch auf die genannten Zeitabhängigkeiten zurückzuführen sind. Die wesentliche Ursache der Datenunsicherheiten ist, daß in der Regel nicht genügend viele Beobachtungen genau des interessierenden Ereignisses vorliegen. So ist es nicht möglich, Ausfallraten z. B. für jeden einzelnen Pumpentyp für die jeweils zutreffenden Betriebsbedingungen anzugeben. Hingegen existiert eine Reihe von Ausfallraten, die für Pumpen verschiedener Typen unter unterschiedlichen Einsatzbedingungen ermittelt wurden. Zwar sind auch für einen einzelnen Pumpentyp Streuungen der Ausfallrate zu erwarten, die aus Zufälligkeiten des Herstellungsprozesses, des Betriebs, der Wartung und anderem resultieren können. Sie bewegen sich jedoch sicherlich in einem erheblich engeren Bereich, als er durch die verfügbaren allgemeineren Erfahrungen angespannt wird. Aus Erfahrungen kann daher nur ein Bereich angegeben werden, in dem sich die Ausfallraten bewegen.

Die Unsicherheiten in den Zuverlässigkeitsdaten werden dadurch berücksichtigt, daß für die interessierenden Ausfallraten bzw. -wahrscheinlichkeiten nicht Schätzungen einzelner Werte, sondern Verteilungen zugrunde gelegt werden. Diese Art der Darstellung ist die Wiedergabe der vorhandenen Informationen: Sie weist aus, wie wahrscheinlich es nach den vorliegenden Erfahrungen ist, daß der Wert der betrachteten Größe in gewissen Bereichen liegt. Zur Beschreibung der Schätzunsicherheiten wird wie in WASH-1400 die logarithmische Normalverteilung herangezogen (siehe Abschnitt 4.7.2).

Diese Verteilungen der Ausfallraten bzw. -wahrscheinlichkeiten werden als Eingangsdaten für die Fehlerbaumanalysen verwendet. Ihre Ergebnisse sind dementsprechend auch nicht einzelne Werte, sondern wieder Verteilungen. Es wird also explizit ausgewiesen, welche Schätzunsicherheit der Ergebnisaussage aus den Schätzunsicherheiten der Eingangsinformationen folgt.

Da das beschriebene methodische Vorgehen dem von WASH-1400 entspricht, war ursprünglich vorgesehen, die Ausfallraten bzw. -wahrscheinlichkeiten von dort zu übernehmen. Die Ermittlung der Zuverlässigkeitsdaten in WASH-1400 konnte jedoch nicht nachvollzogen werden. Aus diesem Grunde erfolgten eigene Auswertungen, in denen auch Betriebserfahrungen deutscher Kraftwerke Berücksichtigung fanden. Im allgemeinen wurden größere Erwartungswerte (bzw. Mediane) und größere Streufaktoren der Ausfallraten bzw. -wahrscheinlichkeiten als in WASH-1400 ermittelt. Da die Leittechnik in deutschen Kernkraftwerken weitgehend von der in WASH-1400 untersuchten abweicht, waren für die leittechnischen Komponenten von vornherein eigene Untersuchungen notwendig. Um eine bessere Absicherung der Ausfallraten und -wahrscheinlichkeiten zu erhalten, sollen in der Phase B der Risikostudie verstärkt Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken ausgewertet werden.

In den Fehlerbaumanalysen sind auch Eingriffe des Bedienungspersonals zu berücksichtigen. Die Fälle, in denen menschliche Handlungen nicht wie gefordert durchgeführt werden, können zwar identifiziert werden, Schwierigkeiten macht jedoch die Wahrscheinlichkeitsbewertung. Da menschliche Handlungsweisen kaum in ein starres Schema gepreßt werden können, muß man sich hier mit Abschätzungen behelfen. Eine solche pauschale Bewertung reicht in vielen Fällen aus, da angestrebt wird, den Einfluß des menschlichen Fehlverhaltens durch Auslegung und Betriebsweise weitgehend zu reduzieren.

So wird in allen Sicherheitssystemen der Einfluß menschlichen Fehlverhaltens bei Funktionsprüfungen oder anderen betrieblichen Systemanforderungen mit Hilfe von Kontrollbefehlen reduziert: Wird ein Sicherheitssystem durch Reaktorschutzsignale angefordert,

so werden die wichtigen Armaturen, die mit einem Motorantrieb ausgerüstet sind, nochmals angesteuert und gegebenenfalls in die richtige Stellung verfahren.

Weiterhin ist es ein Auslegungsprinzip der deutschen Kernkraftwerke, daß Maßnahmen, die innerhalb von 30 Minuten nach Störfalleintritt erforderlich sind, ohne Zutun der Betriebsmannschaft automatisch durchgeführt werden.

In den Fällen, bei denen menschliches Fehlverhalten trotzdem wesentlichen Einfluß haben kann, ist zumindest eine grobe Ermittlung der entsprechenden Wahrscheinlichkeiten notwendig. Soweit möglich, wird dabei wie in WASH-1400 vorgegangen. So wird für Handlungen, die nach Eintritt des auslösenden Ereignisses durchgeführt werden, die Wahrscheinlichkeit von menschlichem Fehlverhalten umso höher angesetzt, je weniger Zeit seit Eintritt des auslösenden Ereignisses verstrichen ist. Es werden praktisch nur geplante Eingriffe berücksichtigt, wie sie im Betriebshandbuch vorgesehen sind. Nicht geplante Eingriffe, die sich sowohl in negativer als auch in positiver Richtung auswirken können, werden nicht quantifiziert.

Ein anderes Problem stellen mögliche Common-Mode-Ausfälle von Komponenten, Teilsystemen oder Systemen dar. Darunter werden voneinander abhängige Ausfälle von mehreren Komponenten, Teilsystemen oder Systemen aufgrund einer gemeinsamen Ursache verstanden, so daß die ausgefallenen Zustände gleichzeitig vorliegen.

Besonders unangenehm sind Common-Mode-Ausfälle, wenn sie redundante Komponenten, Teilsysteme oder Systeme betreffen. Grundsätzlich sind dabei zu unterscheiden:

- Ausfälle von zwei oder mehreren redundanten Komponenten, Teilsystemen oder Systemen aufgrund einer gemeinsamen Ursache, die dazu führt, daß die Ausfälle gleichzeitig stattfinden oder zumindest die ausgefallenen Zustände gleichzeitig vorliegen,
- gleichzeitige Ausfälle von zwei oder mehreren redundanten Komponenten, Teilsystemen oder Systemen, die als Folge eines einzelnen Ausfalls auftreten (Folgeausfälle).

Zu den Common-Mode-Ausfällen werden in WASH-1400 auch solche Ausfälle gezählt, bei denen mehrere Systeme wegen gemeinsamer Komponenten oder Hilfssysteme oder funktioneller Abhängigkeiten gleichzeitig versagen. Diese Ausfälle werden in der vorliegenden Studie mit den Fehlerbaumanalysen automatisch richtig erfaßt und daher nicht besonders ausgewiesen. Die in WASH-1400 aufgrund solcher Abhängigkeiten ermittelten Beiträge zu Common-Mode-Ausfällen sind jedoch gering, da in diesem Bericht die Systemfunktionen so festgelegt wurden, daß die entsprechenden Systeme nur wenige gemeinsame Komponenten enthalten. (Z. B. wurde die Energieversorgung als eine separate Systemfunktion definiert.) Diese Vorgehensweise bei der Definition der Systemfunktionen war in der vorliegenden Studie nicht zweckmäßig: Da die einzelnen Stränge der Sicherheitssysteme in der Referenzanlage weitgehend getrennt aufgebaut sind, hätte das vor allem die Ermittlung der Wahrscheinlichkeiten für den Ausfall der verschiedenen Systemfunktionen erschwert. Die Festlegung der Systemfunktionen erfolgte hier daher unter anderen Gesichtspunkten (siehe S. 75).

Zum Schutz gegen eine Reihe möglicher Ursachen von Common-Mode-Ausfällen wendet man in deutschen Kernkraftwerken das Prinzip an, Verknüpfungen zwischen redundanten Teilsystemen (Strängen) von Sicherheitssystemen soweit wie möglich zu vermeiden. Dadurch wird erreicht, daß sich Ausfälle einzelner Komponenten nicht gleichzeitig auf mehrere Teilsysteme auswirken können. Die Stränge werden zudem räumlich getrennt und – vor allem dort, wo eine räumliche Trennung nicht möglich ist – durch bauliche Vorkehrungen geschützt. Eine weitere Maßnahme gegen Common-Mode-Ausfälle ist

das Prinzip der Diversität, d. h. die Verwendung unterschiedlicher Funktions- oder Konstruktionsprinzipien für redundante sicherheitstechnische Einrichtungen .

Zur Quantifizierung von Common-Mode-Ausfällen ist eine Unterteilung nach der Art ihrer Entdeckung wichtig. Dabei ist zu differenzieren zwischen Common-Mode-Ausfällen,

- die nur bei einem Störfall auftreten oder entdeckt werden,
- die bei regelmäßigen Funktionsanforderungen (im Rahmen von Funktionsprüfungen oder anderen regelmäßigen Systemanforderungen) entdeckt werden,
- die selbstmeldend sind.

Die Betriebserfahrungen liefern in erster Linie Daten für die Common-Mode-Ausfälle, die während des Betriebs und vor allem bei Funktionsprüfungen entdeckt werden. Die nur bei einem Störfall auftretenden oder entdeckbaren Common-Mode-Ausfälle können im wesentlichen nur analytisch ermittelt werden. Die Common-Mode-Ausfälle sind insbesondere dann schwer erfassbar, wenn die Anforderungen sowohl beim Betrieb als auch bei Funktionsprüfungen nicht repräsentativ für die Anforderungen von Komponenten bzw. Systemen unter Störfallbedingungen sind. In diesem Zusammenhang sei nochmals darauf verwiesen, daß die Studie davon ausgeht, daß diese Frage im Rahmen des Genehmigungsverfahrens beachtet wird und somit derartige Common-Mode-Ausfälle keine dominante Rolle spielen.

Auch für die während des Betriebs und bei Funktionsprüfungen entdeckbaren Common-Mode-Ausfälle erweist sich die Quantifizierung als sehr schwierig, da Beobachtungen nur in geringem Maße dafür heranziehbar sind. Das hat folgende Gründe:

- Nur ein Bruchteil der Komponentenausfälle sind Common-Mode-Ausfälle.
- Die Ursachen aufgetretener Ausfälle, die als Common-Mode-Ausfälle erkannt werden und einen großen Einfluß auf die Zuverlässigkeit des Systems haben, werden behoben. Gleichartige Ausfälle werden daher nur mit reduzierter Wahrscheinlichkeit wieder auftreten.

Um eine Quantifizierung von Common-Mode-Ausfällen dennoch zu ermöglichen, werden in der Literatur verschiedene Methoden angegeben, die eine Abschätzung erlauben. Diese Methoden werden im Fachband beschrieben. In der vorliegenden Studie werden Common-Mode-Ausfälle nur dann quantifiziert, wenn zu diesen oder zumindest zu ähnlichen Ausfällen Betriebserfahrungen vorliegen. Voraussetzung für eine zahlenmäßige Bewertung ist also, daß entsprechende Ausfälle schon aufgetreten sind. Solche Ausfälle sind für die Meßwerterfassung, für Abschlußrelais, für Notstromdieselaggregate und für Pumpen im Langzeitbetrieb bekannt.

4.7 Unsicherheiten der Analyse

Zur Risikoermittlung wird eine große Zahl verschiedener Unfallabläufe rechnerisch simuliert. Jeder Unfallablauf besteht aus dem

- anlageninternen Ereignisablauf, der vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung führt, und dem
- anlagenexternen Expositionsablauf, der die Ausbreitung und Ablagerung der Schadstoffe, die örtliche Verteilung der exponierten Personen, die schädigende Einwirkung sowie Schutz- und Gegenmaßnahmen enthält (siehe Bild 2–6).

Die Ergebnisse der Ereignisabläufe sind die Ausgangspunkte der Expositionsabläufe. Letztere simuliert das Unfallfolgenmodell. Dazu werden die Ergebnisse der Ereignisabläufe

fe in Freisetzungskategorien zusammengefaßt. Die Kategorien sind gekennzeichnet durch

- zu erwartende Häufigkeit pro Jahr¹⁾ und
- für die Schadensermittlung wichtige Freisetzungsmerkmale.

Der Beitrag eines simulierten Unfallablaufes zum ermittelten jährlichen Risiko besteht aus zwei Komponenten, nämlich

- der zu erwartenden Häufigkeit pro Jahr und
- dem zu erwartenden Schadensumfang in der betrachteten Schadensart.

Beide Komponenten sind mit Schätzunsicherheiten behaftet. Diese ergeben sich aus

- ungenauer Kenntnis fester oder für den betrachteten Zeitraum als fest vorausgesetzter Größen, wie Wahrscheinlichkeiten, zu erwartende Häufigkeiten, Mittelwerte allgemein, usw.
- näherungsweise funktionaler Beschreibung von Gesetzmäßigkeiten in Ereignis- und Expositionsabläufen. Zu diesen Gesetzmäßigkeiten zählen auch die Zufallsgesetze, ausgedrückt durch Verteilungsfunktionen oder reduziert auf Erwartungswerte.

Der zu erwartende Schadensumfang eines simulierten Unfallablaufes wird über eine Folge funktionaler Beziehungen ermittelt, die den Weg zum Kernschmelzen, den Vorgang des Kernschmelzens, der Freisetzung, Ausbreitung und Ablagerung von Schadstoffen sowie die Pfade der schädigenden Einwirkung unter Berücksichtigung von Schutz- und Gegenmaßnahmen beschreiben sollen. Die funktionalen Beziehungen sind i. allg. deterministisch-mathematische Modelle, abgeleitet von physikalischen Modellen des Unfallablaufes. Mit ihrer Aussagesicherheit befaßt sich Abschnitt 4.7.1.

Die rechnerischen Ergebnisse aus deterministisch-mathematischen Modellen hängen von speziellen Bedingungen des simulierten Unfallablaufs ab. Diese speziellen Bedingungen – wie Freisetzungskategorie, Wetterverlauf, Bevölkerungsverteilung – sind sogenannte Zufallsgrößen, da nicht mit Gewißheit vorhersagbar ist, ob und welche Freisetzung stattfinden wird, wie im konkreten Fall das Wetter verlaufen und welche Bevölkerungsverteilung betroffen sein wird. Mit Hilfe probabilistisch-mathematischer Modelle wird das Zufallsverhalten dieser und daran beteiligter Zufallsgrößen modelliert. Rechnerisches Ergebnis ist die zu erwartende Häufigkeit des simulierten Unfallablaufs. Mit den spezifischen Unsicherheiten der probabilistisch-mathematischen Modelle befaßt sich Abschnitt 4.7.2.

4.7.1 Unsicherheiten der rechnerischen Simulation von Unfallabläufen

Die Simulation von Unfallabläufen stützt sich auf physikalisch-mathematische Modelle komplexer Vorgänge, wie z. B. der zeit- und ortsabhängigen Leistungsverteilung im Reaktorkern, der thermohydraulischen Vorgänge im Reaktorkühlkreislauf und im Speisewasser-Dampf-Kreislauf, der Belastungs- und Versagensmechanismen des Sicherheitsbehälters oder der Ausbreitung freigesetzter Spaltprodukte in der Umgebung der Anlage. Wie fast immer bei komplexen technischen Systemen liefern die Modelle nur näherungsweise Beschreibungen der tatsächlichen Vorgänge.

Nicht zuletzt aufgrund dieser Erkenntnis ist es im Ingenieurwesen die Regel, Komponenten eines Systems zur Abdeckung von Unsicherheiten über die notwendige „Belastbarkeit“ hinaus mit Sicherheitsreserven auszulegen („konservative“ Auslegung). Damit wird

1) Die „zu erwartende Häufigkeit pro Jahr“ (siehe 2.4) ist nicht zu verwechseln mit der stets ganzzahligen Zufallsgröße „Häufigkeit“ (z. B. „Häufigkeit im Jahre Y“). Im folgenden wird der Kürze wegen oft nur die Bezeichnung „Häufigkeit“ benutzt. Gemeint ist damit aber stets die „zu erwartende Häufigkeit pro Jahr“.

erreicht, daß die Systeme den zu erwartenden Beanspruchungen nicht nur im Normalfall, sondern auch unter erschwerenden Bedingungen standhalten, z. B. bei besonders hoher Beanspruchung oder bei Verminderung der normalen Belastbarkeit durch Versagen einzelner Systembestandteile.

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

Auf die geschilderte Vorgehensweise stützt sich die Sicherheitsbeurteilung im Genehmigungsverfahren, in deren Rahmen u. a. durch rechnerische Simulation die Beherrschbarkeit von Auslegungstörfällen nachzuweisen ist. In entsprechenden Vorschriften (z. B. BMI-Sicherheitskriterien [1], RSK-Leitlinien [2]) ist festgelegt, welche Annahmen der Simulation zugrunde zu legen sind, um zu pessimistischen Ergebnissen zu gelangen.

Die Risikostudie übernimmt Informationen aus Störfallsimulationen, die im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für die Referenzanlage oder vergleichbare Anlagen durchgeführt wurden, vor allem für die folgenden Zwecke:

1. Zur Festlegung der Sicherheitssysteme und der Zahl redundanter Stränge von Systemen, die zur Störfallbeherrschung benötigt werden; dies liefert Voraussetzungen für die Zuverlässigkeitsanalyse,
2. zur Festlegung der Anfangs- und Randbedingungen für die Untersuchung der Vorgänge beim Kernschmelzen.

Für die Untersuchung der Vorgänge bei und nach einem Kernschmelzunfall, vom Kernschmelzvorgang selbst bis zur Verursachung gesundheitlicher Schäden, wurden vorwiegend Modelle und Parameter aus WASH-1400 übernommen und z. T. modifiziert. Diese Modelle sind notwendigerweise stark vereinfacht, da es sich meist um komplexe Vorgänge handelt, die bisher nicht in allen Einzelheiten experimentell untersucht worden sind. Auch hier müssen daher in zahlreichen Punkten Unsicherheiten durch pessimistische Annahmen abgedeckt werden.

Die Probleme werden allerdings dadurch vereinfacht, daß die anlagentechnische Analyse von Kernschmelzunfällen vor allem Zeitpunkte feststellen muß, zu denen bestimmte Effekte auftreten (z. B. Beginn des Kernschmelzens, Kontakt zwischen Kernschmelze und Sumpfwasser, Versagen des Sicherheitsbehälters), während der detaillierte Unfallablauf nicht von entscheidender Bedeutung ist. Effekte, die das Ausmaß der Spaltproduktfreisetzung und damit das Schadensausmaß beeinflussen, können relativ einfach identifiziert und in pessimistischer Weise festgelegt werden.

Für das deterministisch-mathematische Modell der Unfallfolgenberechnung ist dies nicht ohne weiteres möglich. Daher wurde hier der Versuch unternommen, den Einfluß wichtiger Parameter zu quantifizieren.

4.7.2 Methodische Behandlung statistischer Unsicherheiten

Die Quellen statistischer Unsicherheiten liegen naturgemäß in der Gewinnung von Eingabegrößen zu probabilistisch-mathematischen Modellen. Rechnerisches Ergebnis dieser Modelle ist die zu erwartende Häufigkeit des simulierten Unfallablaufes. Sie wird ermittelt als das Produkt aus

- der zu erwartenden Häufigkeit $h(K_1)$ einer Freisetzung der betreffenden Kategorie,
- der Wahrscheinlichkeit $w(M_1)$, mit der im konkreten Fall ein Wetterverlauf vorliegt, vergleichbar dem des simulierten Expositionsablaufes, und
- der Wahrscheinlichkeit $w(B_v)$, mit der im konkreten Fall eine Bevölkerungsverteilung betroffen ist, vergleichbar der des simulierten Expositionsablaufes.

Zur Schätzung der Wahrscheinlichkeiten $w(B_v)$, $v = 1, 2, \dots, n$ werden in der Studie die Umkreise von 19 konkreten Standorten in jeweils 36 Hauptwindrichtungen unterteilt (siehe Kapitel 7). Jeder Hauptwindrichtung ist somit an jedem Standort eine bestimmte Bevölkerungsverteilung zugeordnet.

Stehen mehrere Anlagen an einem Standort, so werden die zugehörigen Bevölkerungsverteilungen entsprechend vielfach gezählt. Auf diese Weise ergibt sich eine Stichprobe vom Umfang $n = 25 \cdot 36$.

Im Grunde sind beliebig viele verschiedene Bevölkerungsverteilungen denkbar, denn die 19 Standorte können als Stichprobe aus der Menge der möglichen Standorte interpretiert werden, außerdem ist am konkreten Standort die Windrichtung beliebig und die Bevölkerungsverteilung nicht konstant (Tagesrhythmus, Trend über mehrere Jahre). Die Vielzahl der denkbaren Bevölkerungsverteilungen kann man sich in Klassen eingeteilt vorstellen¹⁾. Fallen n_j Bevölkerungsverteilungen der Stichprobe in die Klasse j , so wird die Wahrscheinlichkeit, mit der im konkreten Fall eine Bevölkerungsverteilung dieser Klasse betroffen ist, zu n_j/n geschätzt. Bei der Simulation finden jedoch nicht mittlere Bevölkerungsverteilungen der einzelnen Klassen, sondern die konkreten Bevölkerungsverteilungen B_v , $v = 1, 2, \dots, n$ der Stichprobe Verwendung, denen jeweils die Wahrscheinlichkeit $w(B_v) = 1/n$ zugeordnet wird. Um korrekt zu sein, müßte jede Wahrscheinlichkeit $w(B_v)$ die zu erwartende relative Häufigkeit enthalten, mit der der Wind am betreffenden Standort in den 10° -Sektor der betreffenden Hauptwindrichtung bläst. Es wird jedoch angenommen, daß sich die Häufigkeitsunterschiede im Mittel über alle Bevölkerungsverteilungen n_j einer Klasse ausgleichen, so daß man rechnerisch von einer Gleichverteilung der Windrichtung ausgehen kann. Eine methodische Untersuchung der hier angesprochenen Schätzunsicherheiten wurde nicht durchgeführt, da ihr Einfluß als relativ gering erachtet wird.

Die Wahrscheinlichkeiten $w(M_t)$, $t = 1, 2, \dots, m$ werden ebenfalls anhand von Stichproben geschätzt. Die Studie teilt das Territorium der Bundesrepublik in vier Standortregionen deutlich unterschiedlicher Meteorologie ein und ordnet die Bevölkerungsverteilungen der oben genannten Stichprobe, dem Standort entsprechend, diesen Regionen zu. Aus jeder Region findet eine Stichprobe von 115 beobachteten mehrstündigen Wetterverläufen Verwendung, deren zeitliche Anfangspunkte gleichmäßig über ein bestimmtes Jahr verteilt sind. Die Wetterverläufe entstammen Aufzeichnungen eines Ortes, der als typisch für die jeweilige meteorologische Standortregion erachtet wird. Die Wetterstichprobe umfaßt also insgesamt 4×115 reale Wetterverläufe.

Im Grunde sind in jeder der vier Standortregionen beliebig viele verschiedene Wetterverläufe denkbar. Man kann sich die Wetterverläufe in Klassen eingeteilt vorstellen. Liegen m_r der 115 Wetterverläufe in Klasse r , so schätzt man, daß im konkreten Fall mit der Wahrscheinlichkeit $m_r/115$ ein Wetterverlauf aus dieser Klasse vorliegt. Auch hier finden

1) Die Klasseneinteilung könnte z. B., in Anlehnung an WASH-1400, anhand der kumulativen Bevölkerung im 10° -Sektor der betreffenden Hauptwindrichtung und den beiden benachbarten Sektoren (bis Y km Entfernung von der Anlage) vorgenommen werden.

bei der Simulation nicht mittlere Wetterverläufe der einzelnen Klassen Verwendung, sondern die konkreten Wetterverläufe M_t , $t = 1, 2, \dots, 115$ der Stichprobe. Jedem von ihnen wird dabei die Wahrscheinlichkeit $w(M_t) = 1/115$ zugeordnet.

Hätte man die Wetterverläufe an einem anderen Ort einem anderen Beobachtungsjahr entnommen, so wären die Wahrscheinlichkeitsschätzungen zu den einzelnen Klassen möglicherweise anders ausgefallen. Schätzunsicherheiten dieser Art wurden als gering erachtet und deshalb nicht methodisch behandelt. Die Frage, ob 115 Stichprobenelemente ausreichen, um die Menge der Wetterverläufe des Beobachtungsjahres für die Zwecke der Studie gut genug zu charakterisieren, wurde in [3] untersucht.

Die Freisetzungshäufigkeiten $h(K_i)$, $i = 1, 2, \dots, k$ sind die Summen der zu erwartenden Häufigkeiten der zugeordneten Ereignisabläufe. Diese wiederum wurden über Fehlerbaumanalysen und Ereignisablaufdiagramme aus zahlreichen Häufigkeiten und Wahrscheinlichkeiten ermittelt. Alle diese Wahrscheinlichkeiten und Häufigkeiten werden als Schätzungen von Mittelwerten, d. h. gemittelt über mehrere Kernkraftwerke des analysierten Typs, interpretiert.

Geschätzt wurden

- zu erwartende Häufigkeiten auslösender Ereignisse,
- Ausfallraten (bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten bei Anforderung) von Komponenten,
- Wahrscheinlichkeiten menschlichen Fehlverhaltens,
- Wahrscheinlichkeiten, die bei der Modellierung von sogenannten Common-Mode-Ausfällen und von Versagensarten des Sicherheitsbehälters benötigt werden.

Als Zufallsgesetz für das zeitliche Ausfallverhalten von Komponenten findet eine Lebensdauerverteilung ohne explizite Berücksichtigung von sogenannten Frühausfällen und Verschleißausfällen Verwendung (Exponentialverteilung). Die Unsicherheit in der Wahl des Verteilungstyps wird nicht quantifiziert, dagegen werden die Unsicherheiten in der Schätzung des Verteilungsparameters, nämlich der Ausfallrate, ebenso methodisch behandelt wie die Unsicherheiten in den Schätzungen der übrigen Häufigkeiten und Wahrscheinlichkeiten. Liegen nämlich verschiedene Schätzwerte zu ein und derselben Ausfallrate, Wahrscheinlichkeit (bzw. aufgrund mangelnder detaillierter Schätzungen zu Gruppen zusammengefaßten Ausfallraten oder Wahrscheinlichkeiten) oder zu erwartenden Häufigkeit vor, so wird ihre empirische Verteilung als Ausdruck der Schätzunsicherheit interpretiert und durch eine logarithmische Normalverteilung approximiert. Folgende Qualitätsstufen berücksichtigter Schätzwerte sind zu unterscheiden:

- Schätzwerte aus Beobachtungen in Kernkraftwerken des analysierten Typs unter Störfallbedingungen,
- Schätzwerte aus der generellen Betriebserfahrung in Kernkraftwerken,
- Schätzwerte aus Beobachtungen in verwandten Bereichen (Kohlekraftwerken usw.),
- Schätzwerte aus Beobachtungen in anderen Bereichen (Chemie, Laboratorien usw.),
- Expertenschätzungen.

Liegt z. B. nur ein aus Beobachtungen abgeleiteter Schätzwert vor, so wird i. allg. die Schätzunsicherheit nach einer Methode quantifiziert, die ihrem Effekt nach etwa der Anwendung des Satzes von Bayes bei nichtinformativer a-priori-Verteilung (Gleichverteilung über dem möglichen Wertebereich) entspricht. Bei reinen Expertenschätzungen basieren natürlich auch die Angaben zur Schätzunsicherheit auf dem Urteil von Experten.

Durch die Verwendung von Verteilungen, zur Quantifikation von Schätzunsicherheiten, werden den an sich als fest vorausgesetzten aber ungenau bekannten Größen Wertebereiche zusammen mit subjektiven Wahrscheinlichkeiten für die Lage des zutreffenden Wertes innerhalb beliebiger Teilbereiche zugeordnet. Als Verteilungstyp dient im allge-

meinen die logarithmische Normalverteilung. Die Gründe für diese Wahl sind im wesentlichen folgende:

- Die logarithmische Normalverteilung ordnet Werten ≤ 0 die Wahrscheinlichkeit 0 zu. Damit berücksichtigt sie die Tatsache, daß die Werte aller hier interessierenden Größen positiv sind.
- Sie paßt sich vielen empirischen Verteilungen der vorliegenden Schätzwerte recht gut an.
- Sie ist das geeignete Zufallsgesetz für Größen, die selbst Produkt vieler, z. B. normalverteilter Größen sind.
- Sie kann durch zwei Parameter charakterisiert werden. Üblicherweise sind dies
 - der Median (X_{50}), dessen Name zum Ausdruck bringt, daß die Wahrscheinlichkeit für Werte $\leq X_{50}$ gleich der Wahrscheinlichkeit für Werte $> X_{50}$, nämlich jeweils 50 % ist, und
 - der Streufaktor (oder auch Unsicherheitsfaktor) K_P mit der Eigenschaft, daß die Wahrscheinlichkeit für Werte $\leq X_{50}/K_P$ gleich der Wahrscheinlichkeit für Werte $> X_{50} \cdot K_P$, nämlich jeweils $(100-P)$ % ist.

Mit diesen Parametern und aufgrund ihrer Verwandtschaft zur Normalverteilung ist die logarithmische Normalverteilung rechnerisch sehr gut handhabbar.

- Durch ihre Schiefe bietet sie die Möglichkeit, Größen, die vorwiegend über Bereichen niedriger Werte verteilt sind, dort gut zu repräsentieren und gleichzeitig die Bereiche hoher Werte stärker zu berücksichtigen, als dies z. B. bei einer Normalverteilung mit gleicher 5 % und 50 % Fraktile (Median) der Fall wäre. Allerdings würde eine Normalverteilung mit gleicher 5 % und 95 % Fraktile (ist die Wahrscheinlichkeit für Werte $\leq X_P$ gleich P %, so heißt X_P „P % Fraktile“) im Mittel zu höheren Schätzwerten des Risikos führen, da ihr Erwartungswert, für den hier interessierenden Wertebereich des Streufaktors, über dem der logarithmischen Normalverteilung liegt.

Der Erwartungswert einer logarithmischen Normalverteilung ist größer als ihr Median. Dadurch kommt die Eigenschaft zum Ausdruck, Bereiche hoher Werte stärker zu berücksichtigen, als eine Normalverteilung mit gleicher 5 % und 50 % Fraktile. Zwischen Erwartungswert (\bar{X}), Median (X_{50}) und Streufaktor (K_P) einer logarithmischen Normalverteilung besteht folgender Zusammenhang:

$$\bar{X} = X_{50} \cdot e^{s^2/2}, \text{ wobei } s = \ln K_P/u_P \text{ und } u_P \text{ die}$$

P % Fraktile der Standardnormalverteilung ist. Andere Fraktile als $u_{95} \cong 1,645$ sind den üblichen Tabellenwerken (siehe z. B. [4]) statistischer Verteilungen entnehmbar.

Die quantifizierten Schätzunsicherheiten in Ausfallraten, Wahrscheinlichkeiten und zu erwartenden Häufigkeiten auslösender Ereignisse werden nach den Regeln der Wahrscheinlichkeitsrechnung durch die Fehlerbaumanalysen und Ereignisablaufdiagramme fortgepflanzt bis hin zur Freisetzungshäufigkeit der jeweiligen Kategorie. Damit stehen für diese zu erwartenden Häufigkeiten, die ebenfalls als Schätzungen von Mittelwerten über mehrere Kernkraftwerke des analysierten Typs anzusehen sind, nicht nur jeweils ein einzelner Wert, sondern Verteilungen zur Verfügung. Diese Verteilungen drücken die quantifizierten Schätzunsicherheiten der zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten aus und gehen zusammen mit anderen Schätzunsicherheiten direkt in die subjektiven Vertrauensbereiche der Ergebnisse der Studie ein (siehe Abschnitt 8.2).

Um eine komplementäre Häufigkeitsverteilung des Schadens (Darstellungsform des Risikos in Abschnitt 8.1) angeben zu können, ist aus den subjektiven Wahrscheinlichkeits-

verteilungen der zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten jeweils ein Wert auszuwählen, der als „beste“ Schätzung bezeichnet wird. Dabei stellt sich die Frage, welcher Wert als „bester“ zu nehmen ist, denn prinzipiell wird jeder Wert, für den die subjektive Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion von 0 verschieden ist, als möglicherweise zutreffend beurteilt. Je nach Aufgabenstellung wählt man i. allg. zwischen Modalwert (für ihn nimmt die Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion ihr Maximum an), Median und Erwartungswert.

In dieser Studie wird der Erwartungswert verwendet. Nur er repräsentiert die mit Schätzunsicherheiten behaftete Größe so, daß sich die Beträge möglicher Unter- und Überschätzungen, gewichtet mit den subjektiven Wahrscheinlichkeiten ihres Zutreffens, die Waage halten. Im Falle des Medians halten sich die möglichen Unter- oder Überschätzungen nur der subjektiven Wahrscheinlichkeit nach die Waage, also ohne Rücksicht auf den Betrag der Fehlschätzung. Die Verwendung des Medians würde bei der Schiefe der Verteilungen der zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten – im Lichte der quantifizierten Schätzunsicherheiten – zur Unterrepräsentation des Risikos führen.

Der Erwartungswert hat auch rechnerische Vorzüge. So ist die Summe der Erwartungswerte verschiedener Größen, unabhängig von ihren Verteilungen, gleich dem Erwartungswert ihrer Summe. Analog verhält es sich mit dem Produkt voneinander unabhängiger Größen. Diese Eigenschaften treffen in dieser Allgemeinheit für Modalwert und Median nicht zu.

Bei Normalverteilungen sind Modalwert, Median und Erwartungswert gleich. Bei logarithmischen Normalverteilungen ist der Modalwert kleiner als der Median und dieser kleiner als der Erwartungswert.

Die Vertrauensbereiche in Abschnitt 8.2 sind im übrigen völlig unabhängig von der Wahl „bester“ Schätzwerte an sich fester, aber ungenau bekannter Größen, zu denen Schätzunsicherheiten quantifiziert wurden. Ihrer Ermittlung liegen nämlich die vollständigen subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen dieser Größen zugrunde.

Eigentlich müßte die Häufigkeit eines simulierten Unfallablaufs durch folgendes Produkt ausgedrückt werden

$$h(K_i, M_t, B_v) = h(K_i) \cdot w(M_t/K_i) \cdot w(B_v/K_i M_t),$$

d. h., anstelle der oben genannten Wahrscheinlichkeit $w(M_t)$ müßte die bedingte Wahrscheinlichkeit Verwendung finden. Sie berücksichtigt eventuelle Abhängigkeiten zwischen Wetter und Freisetzung. Ein Einfluß der Bedingung ist z. B. dann zu erwarten, wenn die Häufigkeit bestimmter auslösender Ereignisse oder die Wahrscheinlichkeit menschlichen Fehlverhaltens usw., deutlich vom Wetter abhängt. Unsicherheiten, die sich aus der Verwendung von $w(M_t)$ anstelle von $w(M_t/K_i)$ ergeben, werden als vernachlässigbar beurteilt. Die Bedingung in $w(B_v/K_i M_t)$ wird zum Teil dadurch berücksichtigt, daß nur Bevölkerungsverteilungen und Wetterverläufe der gleichen meteorologischen Standortregion zusammen in die Simulation eingehen.

Der zu erwartende Schadensumfang und die zu erwartende Häufigkeit der simulierten Unfallabläufe stammen aus Modellen des Unfallgeschehens, deren Schätzunsicherheiten zum Teil per Expertenurteil quantifiziert oder als vernachlässigbar beurteilt werden. Außerdem finden in diesen Modellen Schätzwerte unterschiedlicher Qualitätsstufen Verwendung. Als Folge davon müssen die in Abschnitt 8.2 dargestellten Vertrauensbereiche der Ergebnisse als subjektiv bezeichnet werden.

Schrifttum

- [1] Der Bundesminister des Innern: Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, Verabschiedet vom Länderausschuß für Atomkernenergie am 12. Okt. 1977, Bekanntmachung vom 21. Okt. 1977 im Bundesanzeiger Nr. 206 vom 3. Nov. 1977
- [2] Reaktor-Sicherheitskommission: RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 2. Ausgabe, 24. Jan. 1979, Druck und Versand: GRS, Köln
- [3] Vogt, S., und W. Hübschmann: Influence of Meteorologic Parameters on the Consequence of Accidental Activity Releases from Nuclear Power Plants, Vortrag ENS/ANS Meeting Brüssel, 1978
- [4] Praktische Anleitung zu statistischen Prüfungen. Hrsg.: H. Strömer, R. Oldenbourg, München, Wien, 1971

5 Ergebnisse der Ereignisablaufanalyse

5.1 Überblick

In Risikoanalysen sind Ereignisabläufe, die sich aus Störungen in Kernkraftwerken entwickeln können, bis hin zu extremen Situationen zu verfolgen. Dabei sind für die Ermittlung des Risikos vor allem solche Ereignisabläufe wichtig, die zu einem Schmelzen des Reaktorkerns führen. Andere Ereignisabläufe, die den Kern oder andere Aktivitätsinventare in der Anlage betreffen, werden das Risiko nicht wesentlich beeinflussen. Sie werden daher nicht in dem Detaillierungsgrad wie Kernschmelzunfälle behandelt.

Wie in WASH-1400 wird auch hier Kernschmelzen für alle die Fälle angenommen, für die der Reaktorkern unzureichend gekühlt wird. Dazu kann es nur dann kommen, wenn Sicherheitseinrichtungen so weitgehend ausfallen, daß sie ihre Aufgaben nicht mehr erfüllen können.

Im vorliegenden Kapitel wird untersucht, welche Vorgänge mit welcher Häufigkeit zu einem Schmelzen des Reaktorkerns führen. Hierzu werden sowohl anlagenintern als auch anlagenextern ausgelöste Störfälle behandelt. Um die große Zahl möglicher Ereignisabläufe übersichtlich erfassen und quantitativ beurteilen zu können, werden Ereignisablaufdiagramme erstellt. Die dabei angewandten Methoden sind in Kapitel 4 beschrieben. Wo einfache anlagentechnische Verhältnisse vorliegen oder nennenswerte Risikobeiträge aufgrund von Abschätzungen nicht zu erwarten sind, wird auf die Erstellung von Ereignisablaufdiagrammen verzichtet.

Abschnitt 5.2 befaßt sich mit den Störfällen, die durch anlageninterne Ursachen ausgelöst werden (anlageninterne Störfälle). Einwirkungen von außen, die Störfälle in der Anlage verursachen können (anlagenexterne Störfälle), werden in Abschnitt 5.3 behandelt.

5.2 Anlageninterne Störfälle

Alle anlageninternen Störfälle, die zu einer Überhitzung des Reaktorkerns führen können, lassen sich in zwei Gruppen einteilen (Bild 5-1):

- Störfälle, die durch einen Verlust von Hauptkühlmittel ausgelöst werden,

Verzeichnis der in Kapitel 5 benutzten Abkürzungen

ATWS	=	Anticipated Transients Without Scram = zu erwartende Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung
FD	=	Frischdampf
HD	=	Hochdruck
ND	=	Niederdruck
RDB	=	Reaktordruckbehälter

- Störfälle, bei denen die Leistung im Kern erhöht oder die Wärmeabfuhr aus dem Kern beeinträchtigt wird, ohne daß Hauptkühlmittel verloren geht.
- Die erste Gruppe wird als Kühlmittelverluststörfälle und die zweite Gruppe als Transientenstörfälle bezeichnet.

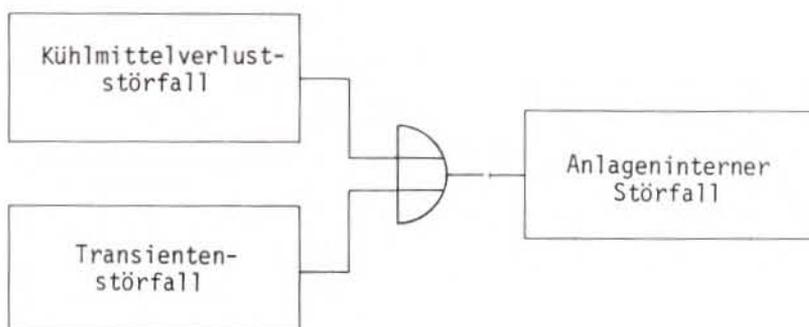


Bild 5-1: Anlageninterne Störfälle mit Auswirkungen auf den Reaktorkern

Zur Beherrschung dieser Störfälle sind umfangreiche Sicherheitssysteme vorhanden (siehe Kapitel 3). Obwohl weitreichende Vorkehrungen für ihr zuverlässiges Funktionieren getroffen werden, ist zur Risikoermittlung ein Ausfall dieser Systeme zu unterstellen. Je nachdem, ob Sicherheitssysteme funktionieren oder ausfallen, ergeben sich unterschiedliche Ereignisabläufe. Zur systematischen Erfassung dieser Ereignisabläufe dienen Ereignisablaufdiagramme, die für Kühlmittelverluststörfälle in Abschnitt 5.2.1 und für Transientenstörfälle in Abschnitt 5.2.2 behandelt werden. Ergänzend wird in Abschnitt 5.2.3 ein postuliertes Versagen des Reaktordruckbehälters diskutiert. Abschnitt 5.2.4 behandelt Einwirkungen aus Brand.

Neben Störfällen, die die Kühlung des Reaktorkerns beeinträchtigen können, ist zu untersuchen, unter welchen Umständen aus anderen Teilen der Anlage radioaktive Stoffe freigesetzt werden können und ob dadurch ein Risikobeitrag zu erwarten ist. Darauf wird im Abschnitt 5.2.5 eingegangen.

Die Ergebnisse der durchgeführten Untersuchungen für anlageninterne Störfälle werden im Abschnitt 5.2.6 zusammengefaßt.

5.2.1 Kühlmittelverluststörfälle

5.2.1.1 Auslösende Ereignisse und Maßnahmen zu ihrer Beherrschung

Ein Kühlmittelverlust tritt ein, wenn der Reaktorkühlkreislauf undicht wird. Ursache hierfür können Lecks (Risse oder Brüche) an allen Teilen des Reaktorkühlkreislaufs sein. Diese Lecks werden in den Ereignisablaufanalysen als auslösende Ereignisse behandelt. Wie in WASH-1400 werden im einzelnen folgende Lecks untersucht:

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

Ereignisabläufe, die aus einem Leck in einer Hauptkühlmittelleitung hervorgehen können, werden in den Abschnitten 5.2.1.2 und 5.2.1.3 behandelt.

Ein Leck im Druckhaltesystem kann entweder in der Ausgleichsleitung, die den Druckhalter mit einer Hauptkühlmittelleitung verbindet, oder am Druckhalter auftreten. Ein Leck in der Ausgleichsleitung ist wie ein Leck in einer Hauptkühlmittelleitung zu behandeln und wird deshalb hier nicht gesondert betrachtet. Ein Leck am Druckhalter kann vor allem dadurch entstehen, daß Druckhalter-Abblaseventile oder Sicherheitsventile fehlerhaft öffnen bzw. offen bleiben (siehe Abschnitt 5.2.1.4).

Bei einem Leck über eine Anschlußleitung des Reaktorkühlkreislaufs, die aus dem Sicherheitsbehälter herausführt, sammelt sich das ausgeströmte Wasser nicht im Sumpf des Sicherheitsbehälters. Dieses Wasser steht damit zur Kernkühlung nicht mehr zur Verfügung. Falls die Anschlußleitung in den Ringraum führt, sind außerdem Folgeausfälle im Ringraum möglich. Ein Kühlmittelverlust über solche Anschlußleitungen muß daher gesondert behandelt werden (siehe Abschnitt 5.2.1.5).

Ein Leck am Dampferzeuger wird durch die Sicherheitssysteme ebenso beherrscht wie ein Leck in einer Hauptkühlmittelleitung. Das gleiche gilt für ein Leck am Reaktordruckbehälter bis zu bestimmten Bruchquerschnitten. Wegen der besonders weitreichenden Qualitätssicherungsmaßnahmen bei Planung, Herstellung und im Betrieb der Druckbehälter wird wie in WASH-1400 davon ausgegangen, daß Lecks in den Druckbehältern weitaus unwahrscheinlicher als Lecks in den Rohrleitungen sind und daß von ihnen kein nennenswerter Risikobeitrag zu erwarten ist. Weiterführende Analysen zu den nicht im einzelnen untersuchten Lecks sollen in der Phase B der Risikostudie erfolgen.

Um bei Kühlmittelverluststörfällen eine Überhitzung des Reaktorkerns zu verhindern, sind folgende Maßnahmen erforderlich:

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

Diese Maßnahmen werden mit Hilfe des Reaktorschnellabschaltsystems, des Not- und Nachkühlsystems und des Speisewasser-Dampf-Kreislaufs durchgeführt. Bei sehr kleinen Lecks kommen darüber hinaus das Volumenregel- und das Chemikalieneinspeisesystem zum Einsatz. Die aufgeführten Systeme haben unterschiedliche Aufgaben zu erfüllen, die im folgenden als Systemfunktionen bezeichnet werden. Es sind dies:

- Reaktorschnellabschaltung,
- Hochdruck-Einspeisungen,
- Druckspeicher-Einspeisungen,
- Niederdruck-Einspeisungen für Fluten,
- Niederdruck-Einspeisungen für Sumpf-Umwälzbetrieb,
- Hauptspeisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe,
- Notspeisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe.

Die Hochdruck-, die Druckspeicher- sowie die Niederdruck-Einspeisungen werden mit Hilfe des Not- und Nachkühlsystems durchgeführt. Die Hauptspeisewasserversorgung ist im Leistungsbetrieb erforderlich und erfolgt mit den Hauptspeisewasserpumpen. Um die Nachzerfallwärme abzuführen und um die Anlage abzufahren (d. h. die Kühlmitteltemperatur abzusenken), reicht die Notspeisewasserversorgung aus. Die Notspeisewasserversorgung ist grundsätzlich über das Notspeisewassersystem und das Notstandssystem möglich; das Notstandssystem darf allerdings erst zum Abfahren des Blocks B eingesetzt werden, wenn der Block A bereits abgefahren ist. Die Frischdampf-Abgabe kann außer über die Frischdampf-Umleiteinrichtung und den Turbinenkondensator auch über Dach erfolgen. Die aufgeführten Systemfunktionen sind im Abschnitt 3.4 beschrieben.

Für die Beherrschung eines Kühlmittelverluststörfalls ist es wichtig zu wissen, welche Anforderungen an die einzelnen Systemfunktionen gestellt werden. Hier wird im allgemeinen davon ausgegangen, daß sich die Anlage bei Eintritt des Störfalls im Vollastbetrieb befindet, da dies die höchsten Anforderungen an die Systemfunktionen stellt. Außerdem haben Lage und Größe des Lecks entscheidenden Einfluß auf die Anforderungen an die Systemfunktionen.

Lecks in einer Hauptkühlmitteleitung werden daher getrennt nach mehreren Bereichen von Bruchquerschnitten untersucht (siehe Tabelle 5-1, Spalte 2). Die Einteilung der Bereiche berücksichtigt, daß bei den verschiedenen Bruchquerschnitten unterschiedliche Systemfunktionen zur Sicherstellung einer ausreichenden Kernkühlung erforderlich sind (siehe Spalten 3 bis 7). Beispielsweise sinkt bei einem großen Leck der Druck im Reaktorkühlkreislauf so rasch ab, daß die Hochdruck-Einspeisungen nicht zum Einsatz kommen. Bei großen und mittleren Lecks wird die Nachwärme über das Not- und Nachkühlsystem abgeführt. Als Nachwärme wird die gesamte nach der Abschaltung abzuführende Wärme bezeichnet. Für die Nachwärmeabfuhr ist bei kleinen Lecks zunächst auch eine Speisewasserversorgung (Hauptspeisewasserversorgung oder Notspeisewasserversorgung) und FD-Abgabe erforderlich. Bei Lecks unter 2 cm² Bruchquerschnitt können die Kühlmittelverluste durch das Volumenregelsystem abgedeckt werden. Zusätzlich stehen die gleichen Systeme wie zur Beherrschung von kleinen Lecks zur Verfügung. Lecks mit weniger als 2 cm² Bruchquerschnitt liefern daher, trotz ihrer größeren Häufigkeit, keinen merklichen Beitrag zum Risiko und werden für die weiteren Untersuchungen außer Betracht gelassen. Für Lecks unter 1000 cm² wird außerdem pessimistisch davon ausgegangen, daß die Systemfunktion Reaktorschnellabschaltung erforderlich ist. Für Lecks über 1000 cm² muß eine Reaktorschnellabschaltung nicht erfolgen. Bei Versagen der Reaktorschnellabschaltung bewirkt der Verlust des Kühlmittels eine rasche Abschaltung des Reaktors über physikalische Effekte.

Zur Erfüllung der einzelnen Systemfunktionen stehen im allgemeinen mehrere gleichartig aufgebaute Teilsysteme zur Verfügung (Redundanz). In Tabelle 5-1, Spalten 3 bis 7,

Tab. 5-1: Mindestanforderungen an die Systemfunktionen zur Nachwärmeabfuhr bei Lecks in einer kalten Hauptkühlmitteleitung

(2v4 = von 4 vorhandenen redundanten Teilsystemen sind 2 erforderlich)

¹⁾ 1v4 Einspeisungen über die Hauptspeisewasserleitungen sind erforderlich

Kühlmittelverluststörfall	Bruchquerschnitt (cm ²)	Systemfunktionen				Speisewasserversorgung a) Hauptspeisewasser b) Notspeisewasser
		Hochdruck-Einspeisungen	Druckspeicher-Einspeisungen	Niederdruck-Einspeisungen für Fluten	Niederdruck-Einspeisungen für Sumpfumwälzbetrieb	
großes Leck	> 400	-	heiß 3v4 kalt 2v4	heiß 2v4 kalt 1v4	heiß 2v4	-
mittleres Leck	80 - 400	2v4	heiß 2v4 kalt 2v4	heiß 2v4 kalt 1v4	heiß 2v4	-
kleines Leck	2 - 80	2v4	-	heiß 2v4 kalt 1v4	heiß 2v4	a) 1v4 ¹⁾ oder b) 2v4
sehr kleines Leck	< 2	-	-	-	-	a) 1v4 ¹⁾ oder b) 1v4

ist angegeben, über wie viele der vorhandenen Teilsysteme einzuspeisen ist, damit eine ausreichende Systemfunktion gegeben ist. Danach müssen z. B. bei einem großen Leck drei der vier vorhandenen Druckspeicher in die heißen, zwei von vier in die kalten Hauptkühlmittelleitungen einspeisen. Außerdem sind bei diesem Störfall Niederdruck-Einspeisungen für Fluten und für Sumpf-Umwälzbetrieb erforderlich. Für Fluten müssen von den vier vorhandenen Niederdruck-Einspeisesystemen zwei in die heißen und eines in die kalten Hauptkühlmittelleitungen fördern. Für Sumpf-Umwälzbetrieb sind Niederdruck-Einspeisungen in zwei heiße Hauptkühlmittelleitungen notwendig. Die Tabelle gilt für Lecks in einer kalten Hauptkühlmittelleitung; bei einem Leck in einer heißen Hauptkühlmittelleitung sind die Angaben für „heiß“ und „kalt“ zu vertauschen.

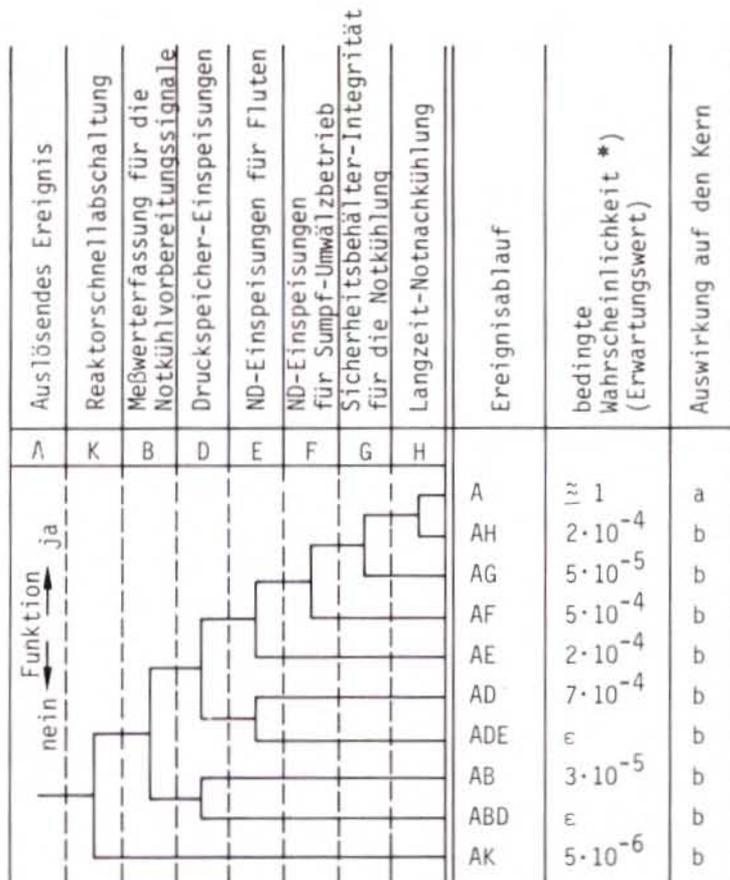
Die hier zugrunde gelegten Mindestanforderungen sind größtenteils aus den Genehmigungsverfahren für die Referenzanlage oder vergleichbare Anlagen übernommen. Dies entspricht der Vorgehensweise von WASH-1400. Stehen weniger Teilsysteme zur Verfügung, so wird das System als vollständig ausgefallen betrachtet. Das bedeutet, daß eine Teilfunktion der Systeme, die möglicherweise ausreichen würde Kernschmelzen zu verhindern, nicht berücksichtigt wird. Ähnliches gilt für die verschiedenen geforderten Systemfunktionen: Bei Ausfall einer Systemfunktion wird in der Regel angenommen, daß weiteren Systemfunktionen Kernschmelzen nicht verhindern können. Zudem wird davon ausgegangen, daß die genannten Systemfunktionen ab dem Zeitpunkt der Anforderung ständig zur Verfügung stehen müssen. D. h., bei einem verspäteten Einsatz oder einem vorübergehenden Ausfall dieser Funktionen wird Kernschmelzen angenommen.

Für Lecks am Druckhalter werden die gleichen Mindestanforderungen zugrunde gelegt, wie für Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung. Damit wird die Anzahl der für die einzelnen Systemfunktionen erforderlichen Teilsysteme, im Vergleich zu Lecks derselben Größe in einer Hauptkühlmittelleitung, möglicherweise überschätzt. Die Nachwärmeabfuhr wird hier nämlich durch günstigere thermodynamische Verhältnisse erleichtert. Berücksichtigt wird jedoch, daß die Nachwärmeabfuhr durch das Ausdampfen der Dampferzeuger und des Reaktorkühlkreislaufs für eine begrenzte Zeitspanne tolerierbar ist, d. h. daß eine verzögerte Inbetriebnahme der Speisewasserversorgung ausreicht.

5.2.1.2 Großes und mittleres Leck

In den Bildern 5-2 und 5-3 sind die Ereignisabläufe für große und mittlere Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung dargestellt. Für große Lecks wird der Einfachheit halber nicht mehr zwischen Bruchquerschnitten über und unter 1000 cm² unterschieden. Zum besseren Verständnis der verschiedenen Abläufe wird zunächst der Ereignisablauf bei auslegungsgemäßer Funktion der Systeme erläutert. Als Beispiel wird der Störfall „mittleres Leck“ betrachtet, weil in diesem Fall mehr Systemfunktionen gefordert werden (Ereignisablauf S₁ in Bild 5-3).

Nach Auftreten des Lecks sinken der Druck im Reaktorkühlkreislauf und der Druckhalter-Wasserstand ab, während der Druck im Sicherheitsbehälter ansteigt. Dadurch löst das Reaktorschutzsystem automatisch eine *Reaktorschnellabschaltung* aus; die weitere Energieerzeugung aufgrund von Spaltprozessen wird bis auf die Nachzerfallwärme unterbunden. Bei Erreichen der Grenzwerte aus der *Meßwerterfassung für die Notkühlvorbereitungssignale* werden die Notkühlung und der Abschluß der Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter (der Gebäudeabschluß) automatisch eingeleitet. Die *Hochdruck-Einspeisungen* setzen nach dem Absinken des Drucks im Reaktorkühlkreislauf auf 110 bar



- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen
- c Siehe S. 98

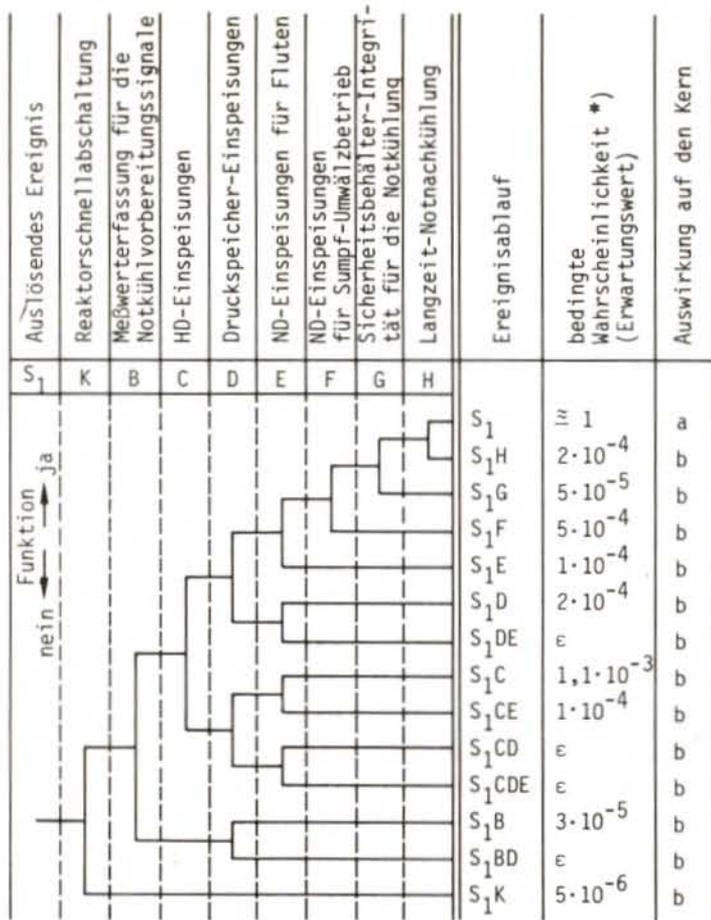
*) Wahrscheinlichkeit der einzelnen Ereignisabläufe unter der Bedingung, daß das auslösende Ereignis eingetreten ist.

Die Häufigkeit der einzelnen Ereignisabläufe ergibt sich durch Multiplikation mit der Häufigkeit h des auslösenden Ereignisses.

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

Bild 5-2: Ereignisablaufdiagramm „Großes Leck“

ein. Die *Druckspeicher-Einspeisungen* erfolgen selbsttätig, wenn der Druck im Reaktorkühlkreislauf unter 25 bar sinkt. Bei einem Druck von 10 bar wird automatisch von den Hochdruck- auf die *Niederdruck-Einspeisungen für Fluten* umgeschaltet. Dabei fördern die Nachkühlpumpen Wasser aus den Flutbehältern in den Reaktorkühlkreislauf. Das aus dem Leck austretende Wasser sammelt sich am Boden des Sicherheitsbehälters, im Gebäudesumpf. Sind die Flutbehälter bis auf eine Mindestmenge entleert, so wird automatisch auf *Niederdruck-Einspeisung für Sumpf-Umwälzbetrieb* umgeschaltet. Die Nachkühl-



- a kein Kernschmelzen
 b Kernschmelzen
 c Siehe S. 98

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

Die Häufigkeit der einzelnen Ereignisabläufe ergibt sich durch Multiplikation mit der Häufigkeit h des auslösenden Ereignisses.

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

Bild 5-3: Ereignisablaufdiagramm „Mittleres Leck“

pumpen saugen dann das Wasser aus dem Gebäudesumpf an und fördern es über die Nachwärmekühler zurück in den Reaktorkühlkreislauf. Damit wird das aus dem Leck getretene Wasser für die weitere Kühlung des Kerns genutzt.

Wichtig für die Aufrechterhaltung der Notkühlung ist, daß es zu keinem größeren Verlust von Wasser oder Dampf aus dem Sicherheitsbehälter kommt. D. h., die *Sicherheitsbehälter-Integrität für die Notkühlung* muß gewahrt werden. Bei einem Austritt von Wasser oder Dampf aus dem Sicherheitsbehälter könnte nämlich

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

Wegen der Kontamination des Sicherheitsbehälters nach einem großen oder mittleren Leck im Reaktorkühlkreislauf ist davon auszugehen, daß unter Umständen für mehrere Monate keine Arbeiten im Sicherheitsbehälter durchgeführt werden können. Während dieser Zeit muß eine *Langzeit-Notnachkühlung* aufrechterhalten werden.

Im Gegensatz zum mittleren Leck sind zur Beherrschung des „großen Lecks“ *Hochdruck-Einspeisungen* nicht erforderlich (Bild 5-2). Hier sinkt der Druck im Reaktorkühlkreislauf so rasch ab, daß in kürzester Zeit die *Druckspeicher-Einspeisungen* und die *Niederdruck-Einspeisungen* wirksam werden. Bei Bruchquerschnitten $> 1000 \text{ cm}^2$ ist darüber hinaus die Funktion der *Reaktorschnellabschaltung* unerheblich, da der Kern durch das Sieden des Kühlmittels, die rasche Wasserspiegelabsenkung und die Nachspeisung von boriiertem Wasser auch ohne Einbringen der Steuerstäbe unterkritisch wird.

Die Erwartungswerte der Eintrittshäufigkeiten wurden nach WASH-1400 mit $2,7 \times 10^{-4}/\text{a}$ bzw. $8 \times 10^{-4}/\text{a}$ abgeschätzt. In den Bildern 5-2 und 5-3 finden sich die berechneten Wahrscheinlichkeiten für die verschiedenen Ereignisabläufe unter der Bedingung, daß ein großes oder mittleres Leck eingetreten ist. ϵ steht dabei im allgemeinen für Wahrscheinlichkeiten $< 10^{-5}$, sofern sie bei dem jeweils betrachteten auslösenden Ereignis weniger als 1 % zu einem Kernschmelzunfall beitragen. Kleinere Wahrscheinlichkeiten sind nur dann angegeben, wenn sie von besonderem Interesse sind.

Ereignisabläufe mit einem Versagen von Systemfunktionen, die zur Beherrschung des großen bzw. mittleren Lecks erforderlich sind, führen zum Kernschmelzen. Wie sich zeigt, sind die Summen der entsprechenden Wahrscheinlichkeiten mit jeweils 2×10^{-3} etwa gleich groß für beide Störfälle. Die Häufigkeiten eines Kernschmelzunfalls ergeben sich durch Multiplikation mit den Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse zu $5 \times 10^{-7}/\text{a}$ für den Störfall „großes Leck“ und zu $2 \times 10^{-6}/\text{a}$ für den Störfall „mittleres Leck“.

Bei der nachfolgenden vergleichenden Diskussion der Ergebnisse ist zu berücksichtigen, daß zur Beherrschung des großen und mittleren Lecks unterschiedliche Systemfunktionen erforderlich sind und die Mindestanforderungen an die einzelnen Systemfunktionen z. T. nicht gleich sind.

Beim großen Leck liefert der Ereignisablauf AD mit 42 % den größten Beitrag. Jeder der 4 Druckspeicher speist über je eine mit Rückschlagventilen bestückte Leitung in den heißen und den kalten Strang eines der vier Hauptkühlkreisläufe. Falls ein großes Leck in einer kalten Hauptkühlmittelleitung vorliegt, müssen mindestens 3 von 4 heißen und 2 von 4 kalten Druckspeicher-Einspeisungen in intakte Stränge erfolgen (siehe Tabelle 5-1). Öffnen die Rückschlagventile in 2 Strängen nicht, über die in heiße Hauptkühlmittelleitungen eingespeist wird, oder versagen die Rückschlagventile in 2 Strängen, die in intakte kalte Hauptkühlmittelleitungen fördern, so bedeutet dies ein Nichterfüllen der Mindestanforderungen. Wegen der anderen Mindestanforderungen ist der Einfluß des Versagens der Druckspeicher-Einspeisungen beim mittleren Leck mit 9 % wesentlich geringer. Hier liefert der Ausfall der HD-Einspeisungen, die beim großen Leck nicht benötigt werden, mit 52 % den größten Anteil. Daran sind das Versagen des Dreiwegeventils und menschliches Fehlverhalten, nämlich Common-Mode-Ausfälle durch Fehlibrierung der Meß-

kanäle, welche die automatische Einschaltung der HD-Einspeisungen auslösen, maßgebend beteiligt. Ein Versagen der Umschaltung des Dreiwegeventils würde bedeuten, daß Kühlmittel in die gebrochene Hauptkühlmittelleitung eingespeist wird. Die zugehörige HD-Einspeisung würde in diesem Fall nicht mehr für die Notkühlung zur Verfügung stehen.

Mit einem Anteil von 30 % beim großen Leck und 21 % beim mittleren Leck trägt das Versagen der ND-Einspeisungen für Sumpf-Umwälzbetrieb nennenswert zum Gesamtergebnis bei. Auch hier spielen Common-Mode-Ausfälle durch Fehlkalibrierung von Meßkanälen eine wichtige Rolle.

Die Ereignisabläufe mit Versagen der Sicherheitsbehälterintegrität für die Notkühlung (AG, S₁G) nehmen eine Sonderstellung ein. In diesem Fall wird Kernschmelzen bei undichtem Sicherheitsbehälter angenommen (siehe Kapitel 6).

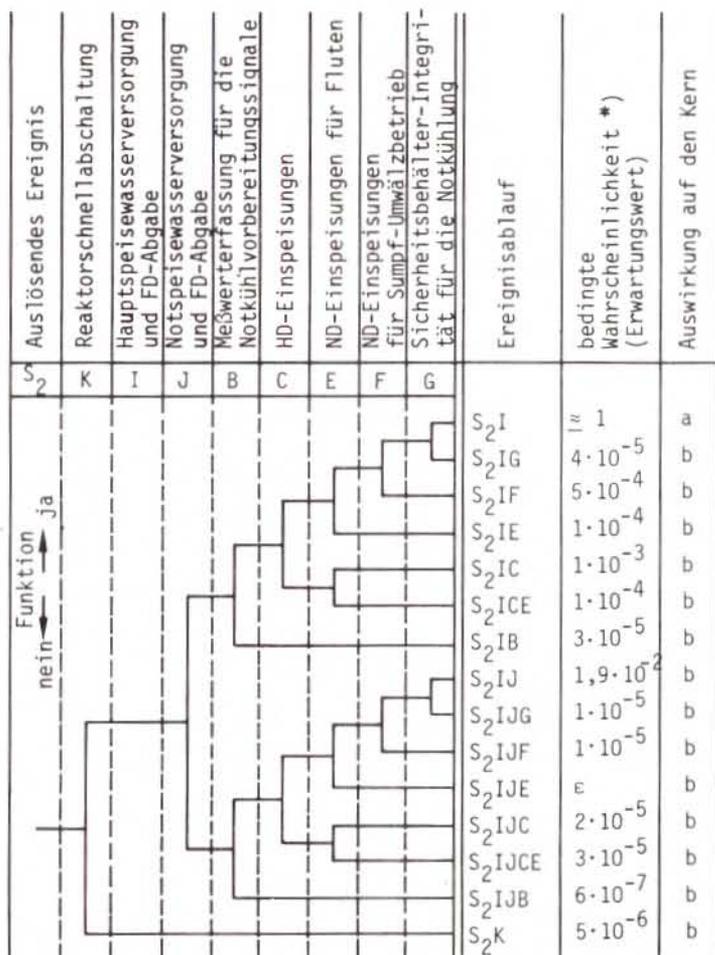
5.2.1.3 Kleines Leck

In Bild 5-4 sind die Ereignisabläufe für ein kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung dargestellt. Ein „kleines Leck“ liegt dann vor, wenn die Nachwärme nicht allein über das Leck abgeführt werden kann. Daher ist zusätzlich eine Wärmeabfuhr über den Speisewasser-Dampf-Kreislauf erforderlich. D. h., nach der *Reaktorschnellabschaltung* (und erfolgter Turbinenschnellabschaltung) ist Speisewasser für die Dampferzeuger über die Hauptspeisewasser- oder die Notspeisewasserversorgung zur Verfügung zu stellen. Außerdem muß der erzeugte Frischdampf in den Turbinenkondensator oder über die Abblaseventile abgegeben werden (*Hauptspeisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe* bzw. *Notspeisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe*). Nach ausreichender Druckabsenkung wird der Verlust von Kühlmittel aus dem Reaktorkühlkreislauf durch die *Hochdruck-Einspeisungen* ausgeglichen. Die HD-Sicherheitseinspeisepumpen saugen dabei aus den Borwasser-Flutbehältern an. Wegen des begrenzten Wasservorrats der Flutbehälter müssen rechtzeitig *Niederdruck-Einspeisungen für Sumpf-Umwälzbetrieb* hergestellt werden. Aus den genannten Gründen ist ein Abfahren der Anlage notwendig. Im übrigen entspricht der Ereignisablauf im wesentlichen dem eines mittleren Lecks. Die *Druckspeicher-Einspeisungen* sind allerdings nicht erforderlich.

Der Erwartungswert der Eintrittshäufigkeit eines kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung wurde nach WASH-1400 mit $2,7 \times 10^{-3}$ /a abgeschätzt. In Bild 5-4 finden sich die berechneten Wahrscheinlichkeiten für die verschiedenen Ereignisabläufe unter der Bedingung, daß ein kleines Leck eingetreten ist. Die Summe der Wahrscheinlichkeiten für das Versagen der Systemfunktionen, die zur Beherrschung eines kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung erforderlich sind, ergibt sich zu ca. $2,1 \times 10^{-2}$. Durch Multiplikation mit der Eintrittshäufigkeit resultiert daraus eine Häufigkeit von $5,7 \times 10^{-5}$ /a für einen Kernschmelzunfall infolge eines kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung. Dieser Wert liegt um mehr als eine Größenordnung höher als die entsprechenden Werte für das große und mittlere Leck. Das ist auf die größere Eintrittshäufigkeit und auf die größere Nichtverfügbarkeit der zur Beherrschung der Störfälle notwendigen Systemfunktionen zurückzuführen.

Da bei der Referenzanlage Handmaßnahmen im Zusammenhang mit dem Abfahren einen erheblichen Beitrag zur Häufigkeit von Kernschmelzunfällen liefern, wird darauf im einzelnen eingegangen.

Nach Reaktorschnellabschaltung, Turbinenschnellabschaltung und automatischem Öffnen der FD-Umleiteinrichtung, über die der Frischdampf direkt in den Kondensator geleitet



- a kein Kernschmelzen
 b Kernschmelzen
 e Siehe S. 98

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

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

Bild 5-4: Ereignisablaufdiagramm „kleines Leck“

wird, muß das Abfahren der Anlage mit Hilfe der FD-Abgabe erfolgen. Das Abfahren ist von Hand aus einzuleiten. Welche Maßnahmen im einzelnen durchzuführen sind, entnimmt das Wartenpersonal dem Betriebshandbuch. Darauf wird durch Meldungen hingewiesen. Durch Handregelung der FD-Umleitventile oder – wenn der Kondensator nicht zur Verfügung stehen sollte – durch Handregelung der Abblaseregelventile müssen der Frischdampfdruck und die Frischdampf Temperatur entsprechend abgesenkt werden. Um eine

ausreichende Fördermenge der HD-Sicherheitseinspeisepumpen zu erreichen und die *Niederdruck-Einspeisungen für Fluten* rechtzeitig vor Entleeren der Borwasser-Flutbehälter auf die *Niederdruck-Einspeisungen für Sumpf-Umwälzbetrieb* umschalten zu können, ist aufgrund pessimistischer Abschätzungen ein Abfahrgradient der FD-Temperatur von $100\text{ }^{\circ}\text{C/h}$ notwendig. Geht man von einfacher personeller Redundanz aus, d. h. Ausführung der Maßnahme durch einen Reaktorfahrer und Überwachung durch den Schichtleiter, so läßt sich für das Mißlingen der Vorbereitung des Abfahrens ein Erwartungswert von $1,6 \times 10^{-2}$ abschätzen. Dies sind etwa 75 % des Gesamtergebnisses für das kleine Leck.

Erfolgt die Vorbereitung des Abfahrens ordnungsgemäß, so ist ein fälschlicherweise zu schnelles Abfahren der Anlage zu vernachlässigen. Würde man kurzzeitig mit einem Gradienten von $200\text{ }^{\circ}\text{C/h}$ abfahren, so würde das Reaktorschutzsignal zur Leckerkennung im Frischdampfsystem ($\Delta p/\Delta t$ -Signal) ansprechen und die FD-Schnellschlußschieber sowie die FD-Abblaseeinrichtung schließen. Die Abblaseeinrichtung kann jedoch nach 15 Minuten wieder geöffnet und dann das Abfahren fortgesetzt werden. Selbst ein zweimaliges Auslösen des $\Delta p/\Delta t$ -Signals führt noch nicht zum unbeherrschten Störfall.

Bei der Ermittlung der Wahrscheinlichkeiten ist auch zu berücksichtigen, daß die Hauptspeisewasserregelung nicht für die bei Kühlmittelverluststörfällen herrschenden Umgebungsbedingungen ausgelegt ist. Aus diesem Grunde wurde die Hauptspeisewasserversorgung als nicht verfügbar gewertet und lediglich die Notspeisewasserversorgung in den Analysen berücksichtigt. Die Nichtverfügbarkeit der Hardware für die Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe beträgt 3×10^{-3} und trägt damit ca. 15 % zum Gesamtergebnis bei. Demgegenüber liegt die Nichtverfügbarkeit der HD- und ND-Einspeisungen bei 8 % des Gesamtergebnisses.

Hinsichtlich des Ereignisablaufes bei Versagen der *Sicherheitsbehälter-Integrität für die Notkühlung* (Ereignisablauf S_2G) gilt dasselbe wie im vorhergehenden Abschnitt.

Wie diese Ergebnisse zeigen, könnte die Häufigkeit für einen Kernschmelzunfall infolge eines „kleinen Lecks“ insbesondere durch Erleichterung oder Vermeidung der vorbereitenden Handmaßnahmen zum Abfahren wesentlich verringert werden. Das wäre durch eine Verbesserung der Instrumentierung oder durch eine Automatisierung des Abfahrvorganges zu erreichen. Letzteres ist bei neuen Anlagen bereits verwirklicht.

Durch Umrüsten der Speisewasserregelung auf Differenzdruck-Meßumformer, die für die Umgebungsbedingungen bei Kühlmittelverluststörfällen ausgelegt sind, stünde zusätzlich die Hauptspeisewasserversorgung für die Beherrschung des Störfalles zur Verfügung. Zusammen mit der Notspeisewasserversorgung wären somit zwei Speisewasserversorgungen einsatzfähig. Das Versagen beider Speisewasserversorgungen wäre dann in seinem Beitrag zum Gesamtergebnis vernachlässigbar klein.

Insgesamt könnte damit die Häufigkeit eines Kernschmelzunfalls infolge eines „kleinen Lecks“ um fast eine Größenordnung verringert werden.

5.2.1.4 Kleines Leck am Druckhalter

Bei einigen der im Abschnitt 5.2.2 diskutierten Transienten steigt der Druck im Reaktorkühlkreislauf so weit an, daß Druckhalterventile öffnen. Die wichtigsten dieser Transienten sind:

- Notstromfall,
- Turbinenschnellabschaltung ohne Öffnen der FD-Umleiteinrichtung,
- Turbinenschnellabschaltung ohne Stabeinwurf,
- Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen,

- Ausfall der Kühlmittel-druck-Regelung und
- ATWS-Störfälle.

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

Jedes der Druckhalterventile ist auf einen anderen Ansprechdruck eingestellt, die Druckhalter-Abblaseventile auf niedrigere Druckwerte als die Druckhalter-Sicherheitsventile. Der Anstieg des Kühlmittel-drucks wird im allgemeinen durch das Öffnen von ein oder zwei Druckhalterventilen begrenzt, bei einem Großteil der Transienten öffnet sogar nur ein Druckhalter-Abblaseventil. Eine Ausnahme sind die ATWS-Störfälle (zu erwartende Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung). Bei diesen sehr unwahrscheinlichen Störfällen sprechen alle Druckhalterventile an.

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

Im Abschnitt 5.2.1.1 wird darauf hingewiesen, daß für ein Leck am Druckhalter die gleichen Mindestanforderungen zugrunde gelegt werden wie für ein entsprechendes Leck in einer Hauptkühlmittleitung. Aufgrund dieser Mindestanforderungen wird für kleine Lecks am Druckhalter pessimistisch davon ausgegangen, daß ein Ausfall der Reaktorschnellabschaltung zum Kernschmelzen führt. ATWS-Störfälle, bei denen eines der Druckhalterventile nicht mehr schließt, werden demnach als Kernschmelzunfälle behandelt.

Die Bewertung der kleinen Lecks am Druckhalter bei zu erwartenden Transienten erfolgt im Abschnitt 5.2.2.4, ATWS-Störfälle werden im Abschnitt 5.2.2.5 diskutiert.

5.2.1.5 Leck über eine Anschlußleitung des Reaktorkühlkreislaufs

Der Reaktorkühlkreislauf ist über Anschlußleitungen mit verschiedenen Systemen (z. B. Not- und Nachkühlsystem) verbunden, die außerhalb des Sicherheitsbehälters angeordnet sind. Obwohl die Anschlußleitungen mit hintereinandergeschalteten Absperrarmaturen versehen sind, ist zu prüfen, ob über diese Anschlußleitungen ein Kühlmittelverlust auftreten kann, bei dem Hauptkühlmittel außerhalb des Sicherheitsbehälters austritt. In einem solchen Fall würde sich das ausströmende Wasser nicht im Gebäudesumpf sammeln und stünde damit für die Notkühlung nicht mehr zur Verfügung. Außerdem ist zu berücksichtigen, daß bei Leckagen in den Ringraum die dort angeordneten Komponenten in Mitleidenschaft gezogen werden können. Im folgenden sollen die verschiedenen Möglichkeiten diskutiert werden.

Im Not- und Nachkühlsystem kann es im Leistungsbetrieb nur dann zu einem Kühlmittelverlust in dem Ringraum kommen, wenn in einem Strang zwei Rückschlagventile versagen. Dies ist der Fall bei:

- innerem Bruch mit Ausfall der Rückschlagwirkung beider Rückschlagventile und
- innerem Bruch des einen Rückschlagventils in Verbindung mit fälschlichem Offenstehen des zweiten Rückschlagventils.

Ausfall der Rückschlagwirkung infolge inneren Bruchs ist sehr unwahrscheinlich. Eine falsche Stellung der Rückschlagventile ist durch diverse Überwachungsmaßnahmen (z. B. Stellungsüberwachung der Armaturen) weitgehend ausgeschlossen. Da nur die oben aufgeführten Versagenskombinationen zu einem Kühlmittelverlust in den Ringraum führen können, liefert die Analyse für diese Ereignisabläufe keine nennenswerten Risikobeiträge. Ein Kühlmittelverlust bei Nachkühlbetrieb über ein Leck im Not- und Nachkühlsystem bringt ebenfalls keinen signifikanten Beitrag zum Risiko.

Zum einen ist die Wahrscheinlichkeit eines Rohrleitungsbruches in dem begrenzten Zeitraum des Nachkühlbetriebs sehr gering. Zum anderen kann ein solcher Bruch, selbst wenn er auftreten sollte, in den meisten Fällen rechtzeitig abgesperrt werden. Nach erfolgter Absperrung des Bruchs ist das Not- und Nachkühlsystem weiterhin funktionsfähig.

Rohrleitungen des Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystems, die ebenfalls mit dem Reaktorkühlkreislauf in Verbindung stehen, führen im Normalbetrieb im Bereich des Ringraumes nur Wasser mit einem Druck von 10 bar und einer Temperatur von weniger als 100 °C. Somit kann sich bei Rohrbruch im Ringraum keine Dampfatmosphäre bilden. Großräumige Überflutung ist von der Eintrittshäufigkeit her vernachlässigbar, zumal redundante Absperrarmaturen automatisch zugefahren werden. Außerdem wäre selbst eine Flutung des Ringraums mit etwa 300 m³ Wasser aufgrund der baulichen Ausführung beherrschbar.

Ein Verlust von Hauptkühlmittel über das Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystem wäre auch durch eine Fehlfunktion der Druckhalter-Wasserstandsregelung denkbar. Der Druckhalter-Wasserstand wird jedoch von der Kraftwerkswarte aus überwacht, so daß das Wartpersonal mit hoher Wahrscheinlichkeit eingreift. Ein Absinken des Druckhalter-Wasserstandes wird außerdem gemeldet und ein weitergehendes Absinken durch Reaktor-schutzsignale verhindert. Auch von solchen Störungen ist daher kein Risikobeitrag zu erwarten.

5.2.2 Transienten

5.2.2.1 Auslösende Ereignisse und Maßnahmen zu ihrer Beherrschung

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

Die überwiegende Anzahl der Transienten wird durch Betriebssysteme abgefangen. In den wenigen Fällen, in denen die Betriebssysteme nicht ausreichen oder versagen, ist das Eingreifen der Sicherheitssysteme erforderlich. Von Transientenstörfällen spricht man nur bei solchen Ereignisabläufen, bei denen der Betrieb der Anlage aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden kann (Abschnitt 3.3.2.1). Transientenstörfälle liegen im allgemeinen erst dann vor, wenn angeforderte Sicherheitssysteme ihre Funktionen nicht erfüllen.

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

Es gibt zahlreiche Ursachen für Transienten. Diese auslösenden Ereignisse und ihre Auswirkungen lassen sich nicht alle im einzelnen behandeln. Um die das Risiko bestimmen-

den auslösenden Ereignisse möglichst vollständig zu erfassen, wird hier folgendermaßen vorgegangen. In einem ersten Schritt wird festgestellt, welche grundsätzlichen Möglichkeiten zu einem Ungleichgewicht zwischen Wärmeerzeugung und Wärmeabfuhr führen können. Diese sind:

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

Änderungen der Kühlmitteltemperatur sind nur indirekt, als Folge der oben genannten Änderungen möglich. Änderungen der Kühlmittelmenge (durch Fehlfunktion der Druckhalter-Wasserstandsregelung) werden in Abschnitt 5.2.1.5 diskutiert.

Im nächsten Schritt werden die aufgeführten vier Möglichkeiten weiter differenziert. Das Verfahren wird so lange fortgeführt, bis die wichtigen auslösenden Ereignisse gefunden sind. Bild 5-5 zeigt die ersten Schritte dieser Untersuchung.

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

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

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

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

Für die Summe der Eintrittshäufigkeiten aller auslösenden Ereignisse von Transienten, die das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern, läßt sich aus den Betriebserfahrungen ebenfalls ein Wert abschätzen. Erreicht im Verlauf einer Transiente eine Prozeßgröße einen vorgegebenen Grenzwert, so wird die Reaktorschnellabschaltung ausgelöst. Die Grenzwerte sind so eingestellt, daß eine Überbeanspruchung des Reaktorkerns verhindert wird. Reaktorschnellabschaltungen erfolgen damit häufiger als notwendig wäre, um Schäden am Reaktorkern zu vermeiden. Die Häufigkeit der angeforderten Reaktorschnellabschaltungen in Kernkraftwerken liefert also einen oberen Grenzwert für die Summe der Eintrittshäufigkeiten aller zu untersuchenden auslösenden Ereignisse. Aufgrund der Betriebserfahrungen in deutschen Anlagen ergibt sich ein Wert von etwa 5 Reaktorschnellabschaltungen pro Jahr und Anlage.

„Seltene Ereignisse“ sind Transienten, deren Eintrittshäufigkeit so gering ist, daß sie während der Betriebszeit einer Anlage nicht zu erwarten sind. Zu diesen seltenen Ereignissen zählen z. B. der Speisewasserleitungsbruch, der Frischdampfleitungsbruch oder der Auswurf eines Steuerstabes durch Abriß eines Stützens am Reaktordruckbehälterdeckel.

Wie in WASH-1400 wird davon ausgegangen, daß der Risikobeitrag der seltenen Transienten klein ist im Vergleich zu dem Beitrag der zu erwartenden Transienten. Die seltenen Transienten sollen daher erst in der Phase B der Risikostudie untersucht werden. Eine besondere Stellung nimmt dabei der Frischdampfleitungsbruch vor den Frischdampf-

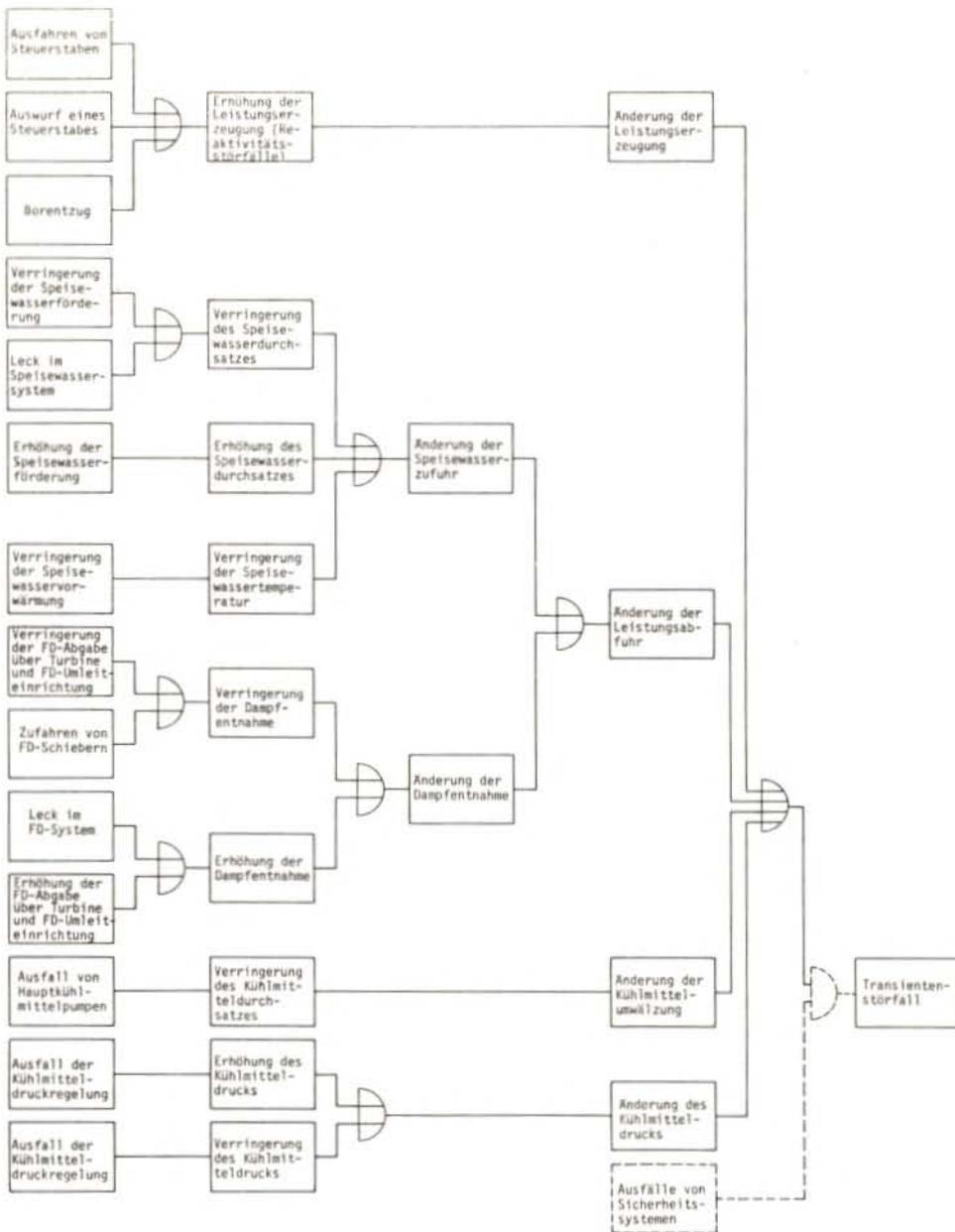


Bild 5-5: Ursachen von Transientenstörfällen

Schiebern ein. Häufigkeit und Auswirkung derartiger Brüche sind daher vordringlich in der Phase B zu analysieren.

Um bei den Transienten, die das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern, eine Beschädigung des Reaktorkerns zu vermeiden, haben verschiedene Maßnahmen zu erfolgen:

- Herstellung und langfristige Sicherstellung der Unterkritikalität des Reaktorkerns,
- Druckbegrenzung des Reaktorkühlkreislaufs,

- Sicherstellung eines ausreichenden Kühlmittelinventars im Reaktorkühlkreislauf,
- Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkühlkreislauf.

Diese Maßnahmen werden mit Hilfe des Reaktorschnellabschaltsystems, des Volumenregel- und Chemikalieneinspeisesystems, des Reaktorkühlkreislaufs mit seinem Druckhaltesystem, des Speisewasser-Dampf-Kreislaufs und ggf. des Not- und Nachkühlsystems durchgeführt. Von den Aufgaben, die diese Systeme zu erfüllen haben, werden, je nach Art der Transiente, die folgenden Systemfunktionen innerhalb der ersten Stunden benötigt:

- Reaktorschnellabschaltung,
- Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs,
- Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs,
- Hauptspeisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe,
- Notspeisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe und
- Verzögerte Speisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe.

Die Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs erfolgt über die Druckhalter-Abblaseventile und Sicherheitsventile. Öffnen diese Ventile nicht ausreichend, so ist ein Überdruckversagen des Reaktorkühlkreislaufs möglich. Haben Ventile geöffnet und schließen diese nach der Anforderung nicht mehr alle, so mündet die Transiente in einen Kühlmittelverluststörfall. Bezüglich der dann zu ergreifenden Maßnahmen siehe Abschnitt 5.2.1.1.

Die Hauptspeisewasserversorgung ist im Leistungsbetrieb erforderlich und erfolgt mit den Hauptspeisewasserpumpen. Um die Nachzerfallswärme abzuführen und um die Anlage abzufahren (d. h. die Kühlmitteltemperatur abzusenken) reicht die Notspeisewasserversorgung aus. Diese ist grundsätzlich über das Notspeisewassersystem und das Notstandssystem möglich. Die Frischdampf-Abgabe kann außer über die Frischdampf-Umleiteinrichtung und den Turbinenkondensator auch über Dach erfolgen.

Von diesen Systemfunktionen wird eine Verzögerte Speisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe unterschieden. Eine solche liegt dann vor, wenn es erst nach sekundärseitigem Ausdampfen der Dampferzeuger gelingt, diese wieder mit Speisewasser zu versorgen. In der Zwischenzeit steigt der Druck im Reaktorkühlkreislauf an, so daß ein Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs erforderlich ist.

Die Mindestanforderungen an die einzelnen Systemfunktionen brauchen hier nur für die Transienten diskutiert zu werden, die nicht in Kühlmittelverluststöße münden. Um bei diesen Transienten eine Überhitzung des Reaktorkerns zu verhindern, genügt es die Anlage im heißen Zustand zu halten; ein Abfahren der Anlage ist nicht erforderlich. Entscheidenden Einfluß auf die Mindestanforderungen hat die Reaktorschnellabschaltung. Sollte die Reaktorschnellabschaltung versagen, so sind an die anderen Systemfunktionen höhere Anforderungen zu stellen. In Tabelle 5–2 wird daher zwischen zu erwartenden Transienten mit erfolgreicher Reaktorschnellabschaltung und zu erwartenden Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS-Störfällen) unterschieden.

Einen Risikobeitrag werden zu erwartende Transienten dann liefern, wenn als Folge des auslösenden Ereignisses bereits eine der oben angeführten Systemfunktionen ausgefallen ist oder die Zuverlässigkeit der benötigten Systemfunktionen zumindest beeinträchtigt wird. Daher ist als auslösendes Ereignis die maximale Verringerung der Speisewasserzufuhr, das ist der „Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung“, von besonderem Interesse (siehe Abschnitt 5.2.2.3). Davon muß der „Notstromfall“ unterschieden werden, der zwar nicht so häufig zu erwarten ist, bei dem aber zusätzlich zum Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung noch die Frischdampf-Abgabe über Frischdampf-Umleiteinrichtung und Turbinenkondensator sowie die Kühlmittelumwälzung im Reaktorkühlkreislauf versagen.

Tab. 5–2: Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bei Transienten, die das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern
(2v4 = von 4 vorhandenen redundanten Teilsystemen sind 2 erforderlich)

Transiente	Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs	Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs	Speisewasserversorgung a) Hauptspeisewasser b) Notspeisewasser c) Verzögertes Speisewasser
Zu erwartende Transienten mit Reaktorschnellabschaltung	- ¹⁾	eventuell 1 v 4 bzw. 2 v 4 ²⁾	a) 1 v 4 ⁴⁾ oder b) 1 v 4 c) 1 v 4
ATWS-Störfall Notstromfall	2 v 3 ³⁾	4 v 4 ²⁾	b) 2 v 4
ATWS-Störfall Ausfall Hauptspeisewasserversorgung	3 v 3 ³⁾	4 v 4 ²⁾	b) 2 v 4
Andere ATWS-Störfälle	2 v 3 ³⁾	4 v 4 ²⁾	a) 2 v 4 ⁴⁾

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

²⁾ Schließen nicht alle Druckhalterventile, so mündet die Transiente in einen Kühlmittelverluststörfall.

³⁾ Hier interessieren nur die 3 Druckhalterventile mit dem größeren Ventilquerschnitt.

⁴⁾ 1v4- bzw. 2v4-Einspeisungen über die Hauptspeisewasserleitungen sind erforderlich.

Ferner ist die Nichtverfügbarkeit eines Teils der zur Beherrschung des Notstromfalls angeforderten Systemfunktionen größer als bei den anderen Transienten, weil zur Energieversorgung nur das Notstromsystem zur Verfügung steht. Im Abschnitt 5.2.2.2 wird der Notstromfall deshalb eingehend diskutiert.

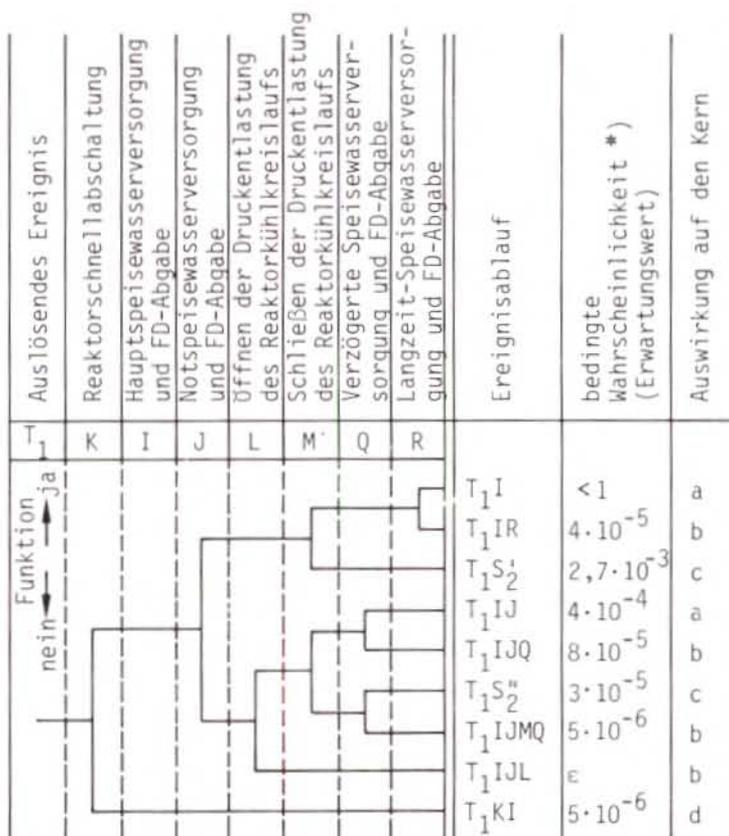
Die beiden genannten Transienten stellen besondere Anforderungen an die Systemfunktionen zur Speisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe. Ein Risikobeitrag ist auch aufgrund des Versagens anderer oben angeführter Systemfunktionen möglich. So wird die Reaktorschnellabschaltung bei allen zu erwartenden Transienten, die das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern, ausgelöst. Fällt sie aus, so sind „ATWS-Störfälle“ die Folge, die laut Tabelle 5-2 die höchsten Mindestanforderungen an das Öffnen und an das Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs stellen (siehe Abschnitt 5.2.2.5). Das Öffnen der Druckentlastung wird außerdem bei den genannten Transienten Notstromfall und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung benötigt, falls auch die Notspeisewasserversorgung versagt. Da dies in den Ereignisablaufanalysen für diese Transienten mit behandelt wird, ist eine gesonderte Untersuchung hierzu nicht notwendig.

Das Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs ist nicht nur bei ATWS-Störfällen erforderlich, sondern auch bei verschiedenen zu erwartenden Transienten mit erfolgreicher Reaktorschnellabschaltung, bei denen Druckhalterventile öffnen. Die Mindestanforderungen an das Schließen der Druckentlastung sind dann zwar geringer, die Transienten sind jedoch mit wesentlich größerer Häufigkeit als ATWS-Störfälle zu erwarten. Versagt das Schließen eines der Druckhalterventile, so ist ein „kleines Leck am Druckhalter“ die Folge (siehe Abschnitt 5.2.2.4).

5.2.2.2 Notstromfall

Im Normalbetrieb erfolgt die Stromversorgung des Kraftwerks über die vier 10-kV-Schienen der Eigenbedarfsanlage (siehe Abschnitt 3.4.7). Ein Notstromfall liegt vor, wenn die Spannung an mehr als einer dieser 10-kV-Schienen ausfällt. Da der Ausfall aller vier 10-kV-Schienen der Eigenbedarfsanlage, d. h. der vollständige Ausfall der Eigenbedarfsver-

sorgung, häufiger ist als der Ausfall von zwei oder drei der 10-kV-Schienen, wird hier stets vom vollständigen Ausfall der Eigenbedarfsversorgung ausgegangen.
 Im Notstromfall erfolgt die Stromversorgung der 10-kV-Notstromschienen über die Notstromdiesel. Um die Betriebszeit dieser Notstromerzeuger zu begrenzen, ist man bestrebt, zumindest die Leistung, die für die Versorgung der Notstromverbraucher notwendig ist,



- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen
- c Fortsetzung „Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall“
- d Fortsetzung „ATWS-Störfälle“
- e Siehe S. 98

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

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

Bild 5-6: Ereignisablaufdiagramm „Notstromfall“

möglichst bald wieder aus dem Verbundnetz oder über die Verbindungsleitung zum Block A zu beziehen.

Die Ereignisabläufe für den Notstromfall sind in Bild 5–6 dargestellt. Der Ausfall der Eigenbedarfsanlage führt – zuerst ausgelöst durch unzulässiges Absinken der Drehzahl der Hauptkühlmittelpumpen – zur *Reaktorschnellabschaltung*. Wegen des Ausfalls der 10-kV-Schienen der Eigenbedarfsanlage steht die Hauptspeisewasserversorgung nicht zur Verfügung und die Ventile der Frischdampf-Umleiteinrichtungen öffnen nicht.

Die Wärmeabfuhr erfolgt daher über die *Notspeisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe*. Zur Frischdampf-Abgabe dienen Abblaseregelventile und Sicherheitsventile. Das *Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislafs* ist bei zeitweisem Ausfall der Notspeisewasserversorgung notwendig, um nach sekundärseitigem Ausdampfen der Dampferzeuger den Druckanstieg im Reaktorkühlkreislauf zu begrenzen. Selbst wenn die Notspeisewasserversorgung funktioniert, öffnet das erste der in ihrem Ansprechdruck gestaffelten Druckhalterventile, so daß ein *Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislafs* notwendig ist, um das Übergehen des Notstromfalls in einen Kühlmittelverluststörfall zu vermeiden. Versagt das Schließen eines Druckhalter-Ventils, so ist ein „kleines Leck am Druckhalter“ die Folge (siehe Abschnitt 5.2.2.4). Bei einem Ausfall der Notspeisewasserversorgung ist bis etwa 75 Minuten nach Eintritt des Notstromfalls eine *Verzögerte Speisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe* in Betrieb zu nehmen, um eine Überhitzung des Reaktorkerns zu verhindern. Dazu muß in dieser Zeit mit Hilfe des Notstandssystems eine Speisewasserversorgung von Block A aus hergestellt werden. Ist der Wasservorrat im Speisewasserbehälter verbraucht, so ist eine Inbetriebnahme der *Langzeit-Speisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe* erforderlich. Dazu wird mit den Deionat- und den Deionat-Druckerhöhungspumpen Wasser aus den Deionatbehältern in den Speisewasserbehälter nachgefördert. Ist dies nicht möglich, so werden die Notspeisewasserpumpen umgeschaltet und saugen aus den Deionatbehältern an. Auch in diesem Fall werden die Deionat- und die Deionat-Druckerhöhungspumpen für die Notspeisewasserstränge 1 und 2 benötigt.

Für die Auslösung eines Notstromfalls ergeben sich folgende Möglichkeiten:

- Ausfall eines Eigenbedarfstransformators,
- Ausfall der 27-kV-Schiene,
- Ausfall beider Netzeinspeisungen und Mißlingen des Abfahrens auf Eigenbedarf,
- Ausfall einer Netzeinspeisung und Mißlingen des Abfahrens auf Teillast und Eigenbedarf,
- Ausfall des konventionellen Nebenkühlwassersystems,
- Turbinenschnellabschaltung und Versagen des Generatorschalters sowie
- Turbinenschnellabschaltung und Versagen der Eigenbedarfsversorgung aus dem Verbundnetz.

Für die Eintrittshäufigkeit des Notstromfalls wurde ein Erwartungswert von 0,1/a abgeschätzt. Er wurde auf der Basis von Versagen einzelner Komponenten in der Eigenbedarfsanlage und unter Berücksichtigung von Netzausfällen ermittelt. Den überwiegenden Beitrag liefern die Komponenten der Eigenbedarfsanlage, z. B. der Ausfall der Eigenbedarfstransformatoren mit $4 \times 10^{-2}/a$ (der Ausfall eines der beiden Transformatoren genügt bereits zum Zusammenbruch der Eigenbedarfsversorgung).

In Bild 5–6 finden sich die ermittelten Wahrscheinlichkeiten für die verschiedenen Ereignisabläufe unter der Bedingung, daß ein Notstromfall eingetreten ist. Die Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Systemfunktionen, die zur Beherrschung des Notstromfalls erforderlich sind, wurde zu insgesamt $1,3 \times 10^{-4}$ ermittelt. Die Häufigkeit für einen Kern-

schmelzunfall als Folge eines Notstromfalls beträgt damit $(0,1/a) \times 1,3 \times 10^{-4} = 1,3 \times 10^{-5}/a$.

Der Ablauf des Notstromfalls wird wesentlich durch das Funktionieren bzw. Versagen der Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe bestimmt. Bei Funktionieren ist nur noch die Langzeit-Speisewasserversorgung für die Beherrschung des Notstromfalls wichtig. Der Ausfall der Langzeit-Speisewasserversorgung trägt mit etwa 30 % zum Gesamtergebnis für den Notstromfall bei. Durch einfache Maßnahmen im Bereich der Deionatnachspeisung könnte hier eine weitgehende Verbesserung erzielt werden.

Bei Versagen der Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe kann der Notstromfall mit Hilfe einer bis 75 Minuten nach Eintritt der Störung herzustellenden Speisewasserversorgung von Block A aus beherrscht werden (Ereignisablauf T₁ IJ). Versagt auch diese Verzögerte Speisewasserversorgung, so erhält man unter Berücksichtigung der Eintrittshäufigkeit des Notstromfalls für diesen Ereignisablauf eine Häufigkeit von $(0,1/a) \times (5 \times 10^{-4}) \times (1,6 \times 10^{-1}) = 8 \times 10^{-6}/a$.

Dieser Wert stellt mit 64 % den Hauptbeitrag zum Ergebnis für den Notstromfall dar. Die Nichtverfügbarkeit der Notspeisewasserversorgung von 5×10^{-4} wird zu 80 % durch Common-Mode-Ausfälle der Notstromdiesel verursacht. Die Nichtverfügbarkeit der Verzögerten Speisewasserversorgung und FD-Abgabe beträgt $1,6 \times 10^{-1}$. Hier ist von Einfluß, daß Handmaßnahmen im Ringraum von Block A durchzuführen sind. Außerdem tragen die Hardware-Ausfälle des Notstandssystems wesentlich bei.

Der Risikobeitrag aus dem Notstromfall läßt sich durch eine Netzzürückschaltung erheblich erniedrigen. Die Notstromschienen waren ursprünglich so verriegelt, daß bei Ausfall eines Notstromdiesels die zugehörige 10-kV-Notstromschiene nicht mehr auf die entsprechende 10-kV-Eigenbedarfsschiene zurückgeschaltet werden konnte, auch wenn dort wieder Spannung zur Verfügung steht. Für die Netzzürückschaltung bieten sich besonders die Verbindungsleitungen zum Block A der Anlage Biblis an. Beim Brennelementwechsel Juni–August 1978 wurde die Möglichkeit einer Netzzürückschaltung geschaffen. Da die zugehörigen Unterlagen z. Z. noch nicht vollständig vorliegen, konnte lediglich eine grobe Abschätzung vorgenommen werden. Danach würde sich die Häufigkeit eines Kernschmelzunfalls als Folge eines Notstromfalls um etwa $10^{-5}/a$ vermindern.

5.2.2.3 Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung

Ein Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung kann verschiedene Ursachen haben. Für die Ermittlung des Risikobeitrags ist zu unterscheiden, ob die Ursache ein Notstromfall ist oder nicht. Der Notstromfall wird in Abschnitt 5.2.2.2 ausführlich diskutiert. Daher braucht hier nur der gleichzeitige Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen behandelt zu werden, der ohne Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung eintritt. Während für den Notstromfall eine Eintrittshäufigkeit von 0,1/a abgeschätzt wurde, ergibt sich aus den deutschen Betriebserfahrungen für den Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung ohne Notstromfall eine Eintrittshäufigkeit von 0,8/a.

Steht zur Beherrschung der Störung die elektrische Eigenbedarfsversorgung zur Verfügung, so wirkt sich dies günstig auf die angeforderten Systemfunktionen aus. Allerdings erfolgt die *Reaktorschnellabschaltung* später als beim Notstromfall. Sie wird meist erst durch ein unzulässiges Absinken des sekundärseitigen Dampferzeugerwasserstandes ausgelöst. Im Anschluß an den Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung muß eine *Notspeisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe* hergestellt oder die *Hauptspeisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe* kurzfristig wieder in Betrieb genommen werden. Erfolgt

nämlich für wenige Minuten keine sekundärseitige Bespeisung der Dampferzeuger, so verhindert ein Reaktorschutzsignal die Wiederinbetriebnahme der Hauptspeisewasserversorgung. Findet keine Bespeisung der Dampferzeuger statt, so sind aufgrund des späteren Zeitpunkts der Reaktorschnellabschaltung im Vergleich zum Notstromfall die Dampferzeuger früher ausgetrocknet. Bis etwa 40 Minuten nach Eintritt der Störung muß eine *Verzögerte Speisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe* hergestellt sein, um eine unzulässige Überhitzung des Reaktorkerns zu verhindern. Dies hat eine Erhöhung der Nichtverfügbarkeiten der Notspeisewasserversorgung und der Verzögerten Speisewasserversorgung zur Folge.

Die Störung „Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung“ führt bei erfolgreicher Reaktorschnellabschaltung zu einer Kernschmelzhäufigkeit von 3×10^{-6} /a. Der Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit bei Versagen der Reaktorschnellabschaltung wird nicht hier diskutiert, sondern gemeinsam mit den anderen ATWS-Störfällen behandelt (Abschnitt 5.2.2.5).

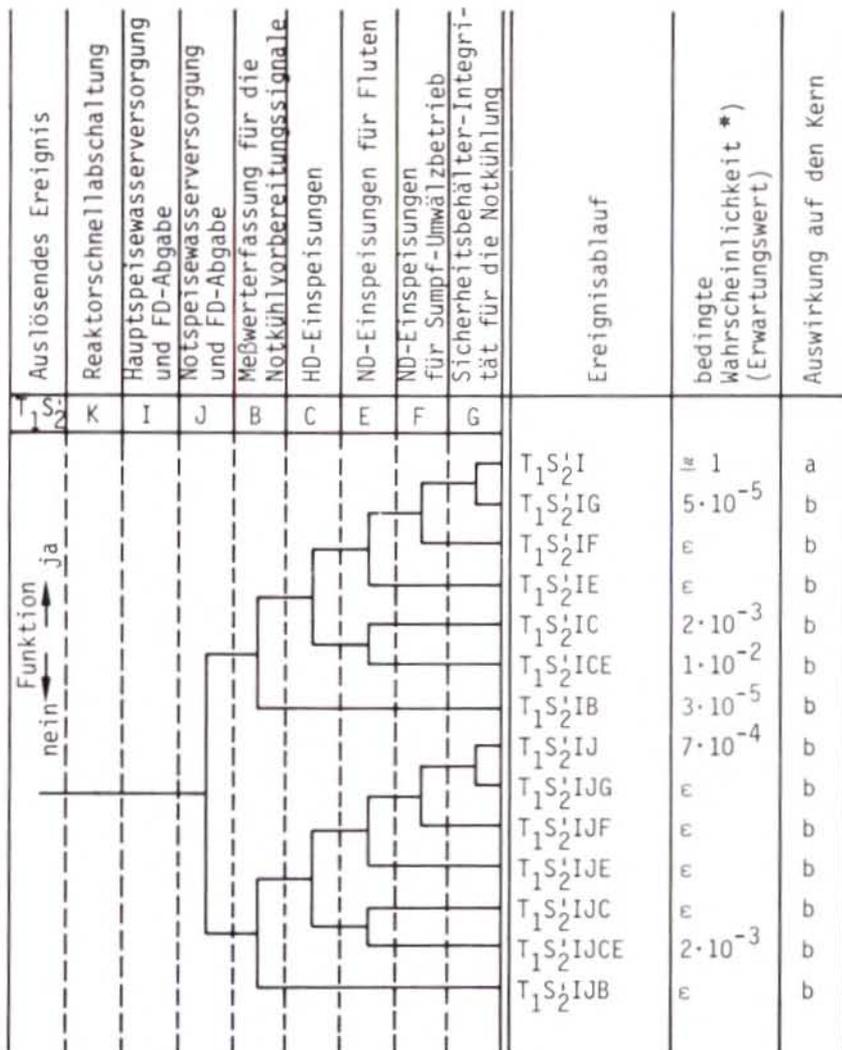
5.2.2.4 Kleines Leck am Druckhalter

Die Referenzanlage unterscheidet sich in den Auslegungsdaten und in der Konzeption der Regelung (insbesondere bezüglich des Steuerstab-Einwurfs) teilweise von anderen deutschen Kernkraftwerken. Daher gibt es auch Unterschiede in den Transienten, die zu einem Öffnen von Druckhalterventilen führen. Die bisher häufigste Ursache für das Öffnen von Druckhalterventilen (Teilausfall des Stabeinwurfs) ist außerdem beseitigt und in ähnlicher Weise nicht mehr zu erwarten. Aus den bisherigen deutschen Betriebserfahrungen kann daher für die Referenzanlage die Häufigkeit des Öffnens eines Druckhalterventils nur grob zu 0,5/a abgeschätzt werden.

Die Transienten, die bei der Referenzanlage zu einem Öffnen von Druckhalterventilen führen, sind in Abschnitt 5.2.1.4 zusammengestellt. Grundsätzlich ist zwischen dem Notstromfall und den Transienten ohne Notstromfall zu unterscheiden. Der Notstromfall hat nämlich erheblichen Einfluß auf die Wahrscheinlichkeiten des Ausfalls der angeforderten Systemfunktionen. Kleine Lecks am Druckhalter, die durch Nichtschließen von Druckhalterventilen aus dem Notstromfall hervorgehen, werden im folgenden eingehend diskutiert. Kleine Lecks am Druckhalter als Folge aller übrigen Transienten liefern im Vergleich dazu einen niedrigeren Risikobeitrag. Für sie wurde eine mittlere Häufigkeit von Kernschmelzunfällen im Bereich von 2×10^{-6} /a abgeschätzt.

Die Ereignisabläufe für ein kleines Leck am Druckhalter aus einem Notstromfall sind in den Bildern 5-7 und 5-8 dargestellt. Die beiden Ereignisablaufdiagramme schließen unmittelbar an die Ereignisabläufe $T_1 S_2'$, bzw. $T_1 S_2''$ des Ereignisablaufdiagramms zum Notstromfall (Bild 5-6) an. Der Aufbau der Diagramme gleicht dem Diagramm zum kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung (Bild 5-4). Die *Reaktorschnellabschaltung* ist hier nicht mehr ausgewiesen, da sie bereits als Folge des Notstromfalls ausgelöst wurde. Die *Notspeisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe* muß erneut betrachtet werden, obwohl sie bereits im Diagramm für den Notstromfall enthalten ist. Im Gegensatz zum Notstromfall, bei dem die Speisewasserversorgung spätestens nach etwa 75 Minuten erfolgen muß, stehen nämlich beim kleinen Leck am Druckhalter 2 bis 3 Stunden zur Verfügung. Nach dieser Zeitspanne ist außerdem das Abfahren der Anlage erforderlich, wobei für die Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe die gleichen Mindestanforderungen gelten wie beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung.

Die Eintrittshäufigkeiten für kleine Lecks am Druckhalter aus einem Notstromfall folgen aus dem Ereignisablaufdiagramm für den Notstromfall (vergleiche Bild 5-6) zu $(0,1/a) \times$



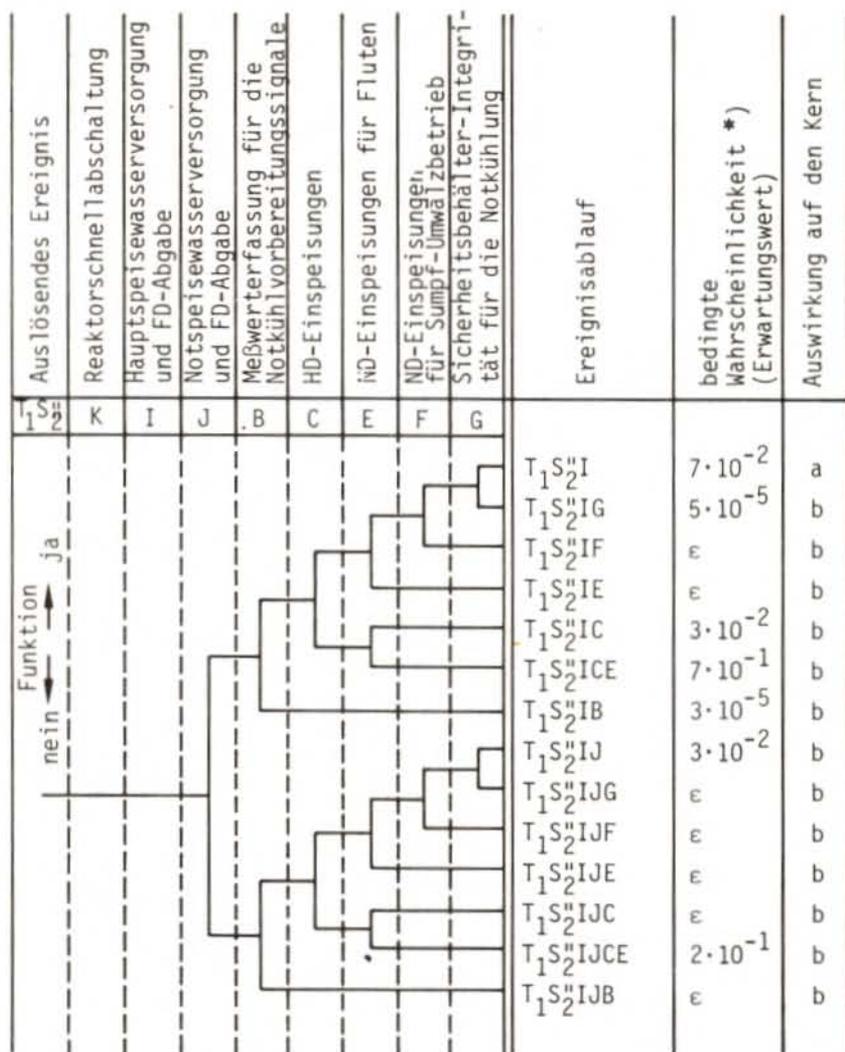
- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen
- c Siehe S. 114

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

Die Häufigkeit der einzelnen Ereignisabläufe ergibt sich durch Multiplikation mit der Häufigkeit h des auslösenden Ereignisses.

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

Bild 5-7: Ereignisablaufdiagramm „Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall“ $T_1 S_2'$



- a kein Kernschmelzen
 b Kernschmelzen
 e Siehe S. 114

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

Die Häufigkeit der einzelnen Ereignisabläufe ergibt sich durch Multiplikation mit der Häufigkeit h des auslösenden Ereignisses.

$$h(T_1 S_2^H) = 3 \cdot 10^{-6}/a \text{ (Erwartungswert)}$$

Bild 5-8: Ereignisablaufdiagramm „Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall“ $T_1 S_2^H$

$\times 2,7 \times 10^{-3} = 2,7 \times 10^{-4}/a$ für den Fall T_1S_2' bzw. zu $(0,1/a) \times 3 \times 10^{-5} = 3 \times 10^{-6}/a$ für den Fall T_1S_2'' . Die zugehörigen Summen der Wahrscheinlichkeiten für das Versagen der Systemfunktionen, die zur Beherrschung der kleinen Lecks am Druckhalter notwendig sind, ergeben sich aus den Bildern 5-7 und 5-8. Unter der Berücksichtigung von Rundungsfehlern erhält man $1,5 \times 10^{-2}$ bzw. 0,93. Wahrscheinlichkeiten $< 1\%$ dieser Werte werden in den Bildern mit ϵ bezeichnet, sofern sie nicht von besonderem Interesse sind.

Aus den Eintrittshäufigkeiten für kleine Lecks am Druckhalter und den Summen der Wahrscheinlichkeiten für das Versagen von notwendigen Systemfunktionen resultieren Häufigkeiten von $4,1 \times 10^{-6}/a$ bzw. $2,8 \times 10^{-6}/a$ für einen Kernschmelzunfall. Insgesamt folgt also mit einer Häufigkeit von $7 \times 10^{-6}/a$ aus einem „kleinen Leck am Druckhalter beim Notstromfall“ Kernschmelzen.

Sowohl im Fall T_1S_2' als auch im Fall T_1S_2'' ist die Nichtverfügbarkeit der Energieversorgung für die Hochdruck-Einspeisungen und die Niederdruck-Einspeisungen maßgeblich beteiligt. So ist z. B. bei der Weiterverfolgung des Ereignisablaufs T_1S_2' ein Common-Mode-Ausfall der Diesel mit etwa 45 % an den Ausfallkombinationen beteiligt, die sowohl zum kleinen Leck am Druckhalter führen als auch zum Versagen der dann benötigten Hochdruck-Einspeisungen. Bei T_1S_2'' sind es sogar fast 90 %. Während bei T_1S_2' ein Common-Mode-Ausfall der Diesel zusammen mit einem unabhängigen Ausfall der Hardware zum nicht beherrschten Störfall führt, ist bei T_1S_2'' zusätzlich menschliches Fehlverhalten notwendig.

5.2.2.5 ATWS-Störfälle

Die Reaktorschnellabschaltung wird in deutschen Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor mit einer mittleren Häufigkeit von $5/a$ angefordert. Durch diese Anforderungen soll eine mögliche Beschädigung von Brennelementen vermieden werden. Würde die Reaktorschnellabschaltung versagen, hätte die Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs die Aufgabe, einen möglichen Anstieg des Kühlmitteldrucks zu begrenzen. Außerdem müßte dann eine ausreichende Wärmeabfuhr über den Speisewasser-Dampf-Kreislauf erfolgen.

Solche ATWS-Störfälle (Anticipated Transients Without Scram) liefern wegen der hohen Zuverlässigkeit der *Reaktorschnellabschaltung* (die ermittelte Nichtverfügbarkeit liegt bei 5×10^{-6}) keinen wichtigen Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit. Zu einer Überhitzung des Kerns kann es bei solchen Störfällen außerdem nur kommen, wenn weitere Ausfälle von angeforderten Teilsystemen vorliegen.

Der größte Anstieg des Kühlmitteldrucks würde beim ATWS-Störfall „Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung“ erreicht (Häufigkeit des auslösenden Ereignisses $0,8/a$, siehe Abschnitt 5.2.2.3). Für diesen Störfall wird davon ausgegangen, daß ein ausreichendes *Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs* nur dann erfolgt, wenn die drei Druckhalterventile mit dem größeren Ventilquerschnitt öffnen (Tabelle 5-2). Für das Nichtöffnen eines der drei Ventile wurde eine Wahrscheinlichkeit von $1,2 \times 10^{-1}$ abgeschätzt. Aufgrund dieses Ereignisablaufs (Bezeichnung T_2KL) ist somit ein Beitrag von $(0,8/a) \times (5 \times 10^{-6}) \times (1,2 \times 10^{-1}) \cong 5 \times 10^{-7}/a$ zur Häufigkeit von Kernschmelzunfällen zu erwarten.

Bei ATWS-Störfällen werden in der Regel alle vier Druckhalterventile öffnen. Sinkt der Kühlmitteldruck wieder ab, so ist ein *Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs*, d. h. aller Druckhalterventile, erforderlich. Andernfalls mündet der ATWS-Störfall in einen Kühlmittelverluststörfall „kleines Leck am Druckhalter“. Im Abschnitt 5.2.1.1 wird darauf hingewiesen, daß für ein Leck am Druckhalter die gleichen Mindest-

anforderungen zugrunde gelegt werden, wie für ein entsprechendes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung. Daher wird für ein solches Leck am Druckhalter auch die pessimistische Annahme getroffen, daß ein Ausfall der Reaktorschnellabschaltung zum Kernschmelzen führt.

Die Wahrscheinlichkeit für das Nichtschließen eines der vier Druckhalterventile wurde zu $2,5 \times 10^{-2}$ bestimmt. Der Ereignisablauf TKM (T steht für die Summe aller zu erwartenden Transienten) führt damit zu einer Kernschmelzhäufigkeit von $(5/a) \times (5 \times 10^{-6}) \times (2,5 \times 10^{-2}) \cong 7 \times 10^{-7}/a$.

Die beiden diskutierten Ereignisabläufe liefern die Hauptbeiträge der ATWS-Störfälle zur Kernschmelzhäufigkeit. Andere Ereignisabläufe fallen demgegenüber nicht ins Gewicht.

5.2.3 Reaktordruckbehälterversagen

Zum Jahresende 1977 waren weltweit 206 Leistungsreaktoren in Betrieb, die bis zu diesem Zeitpunkt zusammen etwa 1.500 Reaktorbetriebsjahre erbracht hatten [1]. Ein Aufreißen oder Bersten eines Reaktordruckbehälters, im folgenden mit RDB abgekürzt, ist bisher nicht eingetreten. Es ist daher nicht möglich, die Versagenshäufigkeit des Reaktordruckbehälters aufgrund vorliegender Betriebserfahrungen empirisch zu ermitteln.

Eine wesentlich zuverlässigere Aussage über Versagenshäufigkeiten läßt sich für die Druckbehälter in anderen technischen Bereichen machen, wie z. B. im Dampfkesselbetrieb und in der chemischen Industrie mit ihren langjährigen Betriebserfahrungen. Jedoch lassen sich die mit nichtnuklearen Druckbehältern gewonnenen Versagenshäufigkeiten nicht unmittelbar auf einen Reaktordruckbehälter anwenden, da die Vergleichbarkeit zwischen den beiden Behältergruppen nur gering ist. Die Gründe sind:

1. Es bestehen erhebliche Unterschiede zwischen den Nenndaten eines nichtnuklearen Druckbehälters und eines Reaktordruckbehälters. Dies zeigt eine statistische Auswertung verschiedener Merkmale von nichtnuklearen Druckbehältern im Bereich der technischen Überwachung, nach der die nichtnuklearen Druckbehälter zu 95 % eine Wanddicke unter 20 mm aufweisen (RDB: 250 mm für den Druckwasserreaktor im ungestörten, zylindrischen Teil), die gespeicherte Energie zu 95 % eine Größenordnung geringer ist als beim RDB und die Nennspannung zu 85 % nur 100 N/mm² und zu 50 % gar nur 70 N/mm² beträgt (RDB: 180 N/mm²) [2].
2. Es bestehen erhebliche Unterschiede zwischen nichtnuklearen Druckbehältern und einem Reaktordruckbehälter bei Auslegung und Konstruktion sowie den sonstigen für die Qualität maßgebenden Einflußgrößen einschließlich zugehöriger Überwachungs- und Prüfungsmaßnahmen.

Zur besseren Qualität des Reaktordruckbehälters lassen sich hier über die an nichtnukleare Druckbehälter gestellten Anforderungen hinausgehend vor allem folgende Punkte anführen:

- Erfassung sämtlicher Lasten aus allen als noch realistisch anzunehmenden Betriebs- und Störfallbedingungen einschließlich seltener Extremzustände,
- Spannungsanalyse für alle Bauelemente unter Zugrundelegung der vorgenannten Lasten,
- Optimierte Konstruktion hinsichtlich Lastabtragung, Verarbeitung und Prüfung,
- Reinheit des Werkstoffes,
- Zähigkeit des Werkstoffes,
- Verarbeitungsunempfindlichkeit des Werkstoffes,
- Überwachung der Schweißarbeiten,

- Überwachung der Wärmebehandlung,
- Mehrfach unabhängige Ultraschallprüfung der Schweißnähte nach den Wärmebehandlungen und nach der Erstdruckprüfung,
- Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfung im Betrieb sowie
- Überwachung des Langzeitverhaltens durch voreilende Einhängenproben.

Ein Reaktordruckbehälter unterscheidet sich also sowohl in der Konstruktion als auch in der Qualität erheblich von einem nichtnuklearen Druckbehälter. Eine fachliche Bewertung dieser Unterschiede führt zu dem Schluß, daß der Reaktordruckbehälter durch die in der Nukleartechnik üblichen Anforderungen und Maßnahmen eine wesentlich höhere Zuverlässigkeit aufweist als nichtnukleare Druckbehälter.

Die in diesem Abschnitt abzuschätzende Versagenshäufigkeit des Reaktordruckbehälters soll nur für solche Versagensarten gelten, deren Ursache in den Bereichen Auslegung, Konstruktion, Werkstoff und Verarbeitung zu suchen ist, also in den Bauteilen selbst liegt (einschließlich falscher Dimensionierung und falscher Werkstoffwahl).

Im folgenden werden kurz die wichtigsten Maßnahmen beschrieben, die bei Reaktordruckbehältern der Klasse Biblis durchgeführt wurden, um die für den Reaktorbetrieb erforderliche hohe Qualität zu gewährleisten:

Auslegung und Konstruktion

Sämtliche im Betrieb zu erwartenden Belastungen wurden im Rahmen einer Spannungsanalyse hinsichtlich ihrer Wirkungen auf den Reaktordruckbehälter untersucht. Das Ergebnis ist die genaue Kenntnis der auftretenden Spannungen, die unter Berücksichtigung der Lastart und des Werkstoffverhaltens begrenzt sind. Darüber hinaus wurde die konstruktive Ausbildung so ausgeführt, daß der Reaktordruckbehälter eine zur Lastabtragung günstige Gestalt aufweist.

Die zulässige primäre allgemeine Membranspannung im Reaktordruckbehälter beträgt etwa 180 N/mm^2 und ist damit höher als die überwiegend in den nichtnuklearen Behältern herrschende Spannung. Mit der Absicherung durch den Faktor 3 gegen die gewährleistete Zugfestigkeit bei Raumtemperatur (568 N/mm^2) sowie durch die detaillierte Spannungsanalyse ist jedoch die dem Werkstoff angemessene Belastbarkeit nicht in Frage gestellt. Weiterhin wirkt sich die optimierte Konstruktion günstig aus, durch die folgende Bedingungen erfüllt werden:

- Keine Wanddurchbrüche unterhalb des Behälterflansches,
- Übermäßig verstärkter Behälterflansch mit aufgesetzten Stützen,
- Besonders verstärkter Deckel im Bereich der Steuerstabdurchführungen,
- Keine Längsschweißnähte durch Verwendung nahtloser Schmiederinge und
- Beschränkung der Strahlenbelastung der Behälterwand durch einen ausreichend großen Wasserspalt.

Auslegung und Konstruktion des Reaktordruckbehälters wurden von unabhängigen Sachverständigen durch eigene Analysen nachgerechnet und überprüft.

Werkstoffauswahl

Als Grundwerkstoff des Reaktordruckbehälters wurde der Werkstoff 22 NiMoCr 37 gewählt. Die Eigenschaften dieses Werkstoffes sind durch eine Vielzahl von geprüften Bauteilen bekannt und statistisch abgesichert. Chemische Analyse, Erschmelzung, Verarbeitung und Wärmebehandlung wurden so aufeinander abgestimmt, daß die festgelegten Mindestwerte für Festigkeit und Zähigkeit an keiner Stelle unzulässig unterschritten werden, auch nicht im Schweißgut und in der Wärmeeinflußzone, und daß diese Werte über

die Wanddicke und das gesamte Volumen nicht unzulässig schwanken. Dies wurde durch umfangreiche zerstörende Werkstoffprüfungen nachgewiesen.

Die erreichte integrale Zähigkeit und der nachweislich begrenzte Fehlerzustand gewährleisten eine ausreichende Widerstandsfähigkeit gegenüber den zu erwartenden Belastungen, auch wenn im Hinblick auf Grundwerkstoff und Wärmeeinflußzone noch kein ausgesprochen optimierter Stahl vorliegt. Für eine Kurzzeitbetrachtung im Hinblick auf die erste Betriebsphase von etwa 10 bis 20 Jahren ergibt sich somit keine Einschränkung für die Sicherheit gegenüber katastrophalem Versagen. Auch für eine zweite Betriebsphase von etwa weiteren 20 Jahren ist nach dem heutigen Kenntnisstand eine unzulässige Verringerung des Sicherheitsabstandes nicht zu erwarten. Eine letzte Bestätigung hierfür muß aus dem ständig weiterentwickelten Stand von Wissenschaft und Technik zum jeweiligen Beurteilungszeitpunkt hervorgehen. Die Sicherstellung eines ausreichenden Kenntnisstandes wiederum wird durch Verwertung von Betriebserfahrungen und konsequente Fortsetzung der Anstrengungen in Forschung und Entwicklung erreicht.

Für die Schrauben der Deckelverbindung gelten im Prinzip die gleichen Qualitätsanforderungen wie für die Behälterschale.

Fertigung

Die für das Bauteilverhalten wesentlichen Arbeitsgänge, das Schweißen und die Wärmebehandlung, wurden während der Durchführung laufend überwacht und durch den unabhängigen Sachverständigen kontrolliert. Durch simuliert behandelte und durch bei der Fertigung mitlaufende Bauteilproben wurde nachgewiesen, daß die erforderlichen Eigenschaften des Werkstoffes auch nach der Verarbeitung vorhanden sind und die Fertigung einwandfrei erfolgte.

Bei dem vorliegenden Werkstoff 22 NiMoCr 37 sind Mikro- und Millimeterrißbildungen im grobkörnig verbliebenen Überhitzungsbereich der Wärmeeinflußzone nicht auszuschließen. Infolge der Viellagenschweißtechnik ist die Ausdehnung dieser Rißbildungen in Dickenrichtung jedoch begrenzt, so daß bei den umfangreichen mechanisch-technologischen Prüfungen keine Beeinträchtigung der Widerstandsfähigkeit nachgewiesen werden konnte. Für die erste Betriebsphase ist daher keine Einschränkung der Sicherheitsaussage notwendig. Im übrigen gilt für die spätere Betriebsphase die gleiche Aussage, wie sie bereits oben zum Werkstoff gemacht wurde.

Bauteilprüfung und Erstdruckprüfung

Während der Fertigung wurde die Qualität laufend durch zerstörungsfreie Prüfverfahren überprüft. Hierbei war insbesondere die Ultraschallprüfung wesentlich. Diese wurde an den Schweißnähten unmittelbar nach den Zwischenwärmebehandlungen, nach der Endwärmebehandlung und nach der Erstdruckprüfung in Form einer Dreifachprüfung jeweils vom Hersteller, Systemlieferer und Sachverständigen durchgeführt. Durch diese Mehrfachprüfung können Veränderungen bei der Fertigung verfolgt und menschliches Versagen bei der Durchführung der Prüfung mit abgedeckt werden. Nach dem Zusammenbau des gesamten Druckbehälters wurde der Behälter in einer Erstdruckprüfung mit dem 1,3 fachen des Auslegungsdruckes belastet. Damit wurde nachgewiesen, daß die den betrieblichen Erfordernissen entsprechende Tragfähigkeit vorhanden ist.

Wiederkehrende Prüfungen im Betrieb

Der Reaktordruckbehälter wird im Betrieb wiederkehrend mittels weitgehend automatisierter Ultraschallprüfung und Wasserdruckprüfung hinsichtlich seines Fehlerzustandes überprüft, so daß dieser auch mit fortschreitender Lebensdauer entsprechend den betrieblichen Gegebenheiten unter Kontrolle bleibt.

Betriebsüberwachung

Im Rahmen des Probebetriebes wurde das Betriebsverhalten und die Funktion des gesamten Primärkreislaufs getestet. Während des späteren Leistungsbetriebs werden Temperaturen und Drücke sowie die Häufigkeiten der verschiedenen Lastzustände überwacht und registriert. Dadurch ist gewährleistet, daß die Belastung des Reaktordruckbehälters im Betrieb überwacht wird und jederzeit nachprüfbar bleibt.

Durch die Neutronenbestrahlung verändert sich im Bereich des Reaktorkerns die Zähigkeit des Grundwerkstoffes. Um diese Veränderung möglichst gering zu halten, wird die über die Lebensdauer integrierte Neutronenfluenz durch einen ausreichenden Wasserspalt zwischen Kern und Behälterwand auf $1 \times 10^{19} \text{ cm}^{-2}$ begrenzt. Durch sogenannte Einhängeproben – das sind den betrieblichen Bedingungen und der Neutronenbestrahlung voreilend ausgesetzte Werkstoffproben, die mit fortschreitendem Betrieb sukzessive entnommen werden – wird die Zähigkeitsänderung überwacht. Damit wird sichergestellt, daß die Zähigkeit auch mit fortschreitender Lebensdauer bekannt ist und eine den betrieblichen Erfordernissen entsprechende Grenze nicht unterschreitet.

Bei einer zusammenfassenden Bewertung aller Maßnahmen, die zur Ermittlung und Absicherung der Belastungen und zur Erzeugung sowie zum Nachweis der Qualität durchgeführt wurden, ist die Möglichkeit für ein katastrophales Versagen des Reaktordruckbehälters aufgrund inhärenter Ursachen nicht zu erkennen. Diese Aussage wird übereinstimmend von Fachleuten auf dem Gebiet der Druckbehältertechnik vertreten. Anforderung und Qualität stehen beim Reaktordruckbehälter in einem solchen Verhältnis, daß ein Bersten durch unzureichende Auslegung, unzureichenden Werkstoff und unsachgemäße Herstellung unter den dargelegten Voraussetzungen nach fachlich begründetem Urteil praktisch auszuschließen ist.

Diese Aussagen zeigen aber zugleich, wie problematisch eine quantitative Festlegung der Zuverlässigkeit des Reaktordruckbehälters ist. Aus diesem Grunde wurde auch im Hinblick auf eine Vergleichbarkeit zu WASH-1400, für die Unfallannahme „Bersten des Reaktordruckbehälters“ durch eine in der Auslegung, im Werkstoff oder in der Verarbeitung liegende Ursache die in WASH-1400 angesetzte Versagenshäufigkeit von 1×10^{-7} pro Reaktordruckbehälter-Betriebsjahr als rechnerischer Wert für die Phase A der deutschen Studie übernommen.

In Großbritannien auf der Grundlage der probabilistischen Bruchmechanik durchgeführte Abschätzungen führen zu größenordnungsmäßig gleichen Werten [4].

Ergänzend ist hierzu zu vermerken, daß nicht jedes Versagen des Reaktordruckbehälters zu einer unmittelbaren Beschädigung des Sicherheitsbehälters führt und damit eine rasche Freisetzung von Spaltprodukten zur Folge hat.

Die in WASH-1400 vorgenommene Beurteilung des Reaktordruckbehälters stützt sich unter anderem auch auf Auswertungen von Betriebserfahrungen für nichtnukleare Druckbehälter [3]. Um die dabei ermittelten Versagenshäufigkeiten für nichtnukleare Druckbehälter nochmals zu überprüfen und abzusichern, wurden die in der Bundesrepublik vorliegenden Betriebserfahrungen für nichtnukleare Druckbehälter ausgewertet. Die Auswertung der für den Zeitraum von 1959 bis 1976 vorliegenden Bestands- und Schadensstatistiken ergab eine mittlere Versagenshäufigkeit für Bersten eines Druckbehälters von ca. 10^{-5} pro Druckbehälter-Betriebsjahr [2].

Als besonderes Ergebnis dieser Untersuchungen wurde weiter gezeigt, daß sich die Versagenswahrscheinlichkeit von Druckbehältern im betrachteten Auswertungszeitraum um nahezu eine Größenordnung erniedrigte. Diese Zuverlässigkeitserhöhung kann wesentlich auf eine zwischenzeitlich erweiterte und verbesserte Fertigungs- und Betriebsüberwachung

zurückgeführt werden. Die für nichtnukleare Druckbehälter ermittelte Versagenshäufigkeit kann zur Beurteilung des Reaktordruckbehälters jedoch nur sehr bedingt herangezogen werden. Sie kann zunächst nur als ein Nachweis des hohen Zuverlässigkeitsstandes angesehen werden, der inzwischen in der nichtnuklearen Druckbehältertechnik erreicht worden ist. Die Ergebnisse bestätigen die Zuverlässigkeit der angenommenen Versagenshäufigkeit für den Reaktordruckbehälter, der – wie bereits vorne aufgeführt – durch seine günstige Konstruktion und bessere Qualität eine wesentlich höhere Zuverlässigkeit besitzt.

Für die hier betrachtete Konstruktionsform der Reaktordruckbehälter ist festzuhalten, daß unterhalb der Hauptkühlmittelstützen keine Durchdringung der drucktragenden Wand erfolgt. Abschätzungen von Leckquerschnitten mittels bruchmechanischer Methoden ergaben Querschnitte $< 30 \text{ cm}^2$ für die größte unterkritische Rißlänge im zylindrischen Mantelteil.

Ein Kühlmittelverlust über derartige Leckquerschnitte ist jederzeit mittels Not- und Nachkühlsystem beherrschbar. Unter Berücksichtigung der für Reaktordruckbehälter getroffenen Maßnahmen und insbesondere der wiederkehrenden Prüfungen (Druckproben und zerstörungsfreie Ultraschallprüfungen) sind Rißlängen, die diesen Leckquerschnitten zuzuordnen wären, mit wesentlich niedrigeren Häufigkeiten behaftet als die für Lecks im Reaktorkühlkreislauf angesetzten Eintrittshäufigkeiten. Undichtheiten im Bereich der Flanschverbindung oder Steuerstabdurchführungen sind durch die behandelten Kühlmittelverluststörfälle abgedeckt.

Mit der für ein Bersten des Reaktordruckbehälters angesetzten Eintrittshäufigkeit von 10^{-7} pro Reaktordruckbehälter-Betriebsjahr, ergibt sich aus einem angenommenen Versagen des Druckbehälters kein für die Gesamtbeurteilung relevanter Risikobeitrag.

5.2.4 Einwirkungen aus Brand

In der vorliegenden Studie wird ähnlich wie in WASH-1400 der Einfluß von Bränden auf das Risiko nur qualitativ behandelt.

Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens von Kernkraftwerken wird der Brandschutz eingehend betrachtet. Auf die verschiedenen Maßnahmen, die einer Brandentstehung und Brandausbreitung entgegenwirken, wird in Abschnitt 3.4.12 hingewiesen.

Um eine Quantifizierung des Risikobeitrags in Phase B der Studie zu ermöglichen, wurden bisher folgende Arbeiten durchgeführt:

- Ermittlung potentieller Brandherde in den einzelnen Gebäuden des Kernkraftwerkes unter dem Gesichtspunkt möglicher Schadensfolgen,
- Erfassung der passiven und aktiven Brandschutzmaßnahmen und
- Erarbeitung methodischer Ansätze für eine systematische quantitative Analyse.

Die einzelnen Arbeiten werden im Fachband ausführlich dargestellt. Die bisherigen Arbeiten lassen keine maßgeblichen Beiträge zur Kernschmelzhäufigkeit erwarten.

5.2.5. Andere anlageninterne Störfälle

Während in den vorangehenden Abschnitten den Reaktorkern betreffende Ereignisabläufe behandelt wurden, die eine Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten aus dem Reaktorkühlkreislauf zur Folge haben können, sind im weiteren auch andere wichtige aktivitätsführende Komponenten eines Kernkraftwerks auf ihr Aktivitätsinventar und bezüglich möglicher Radionuklidfreisetzungen zu untersuchen.

Wesentliche aktivitätsführende Komponenten außerhalb des Kerns sind abgebrannte, aus dem Reaktorkern ausgeladene Brennelemente und die aktivitätsführenden Hilfsanlagen des Kernkraftwerkes. Wichtig ist das darin enthaltene Nuklidinventar sowohl bezüglich der Nuklidzusammensetzung als auch bezüglich der Gesamtaktivität. Bei der Abschätzung möglicher Auswirkungen von Störfällen müssen andere Spaltproduktbarrieren als für den Reaktorkern betrachtet werden. Beispielsweise werden abgebrannte Brennelemente stets unter einer mehrere Meter hohen Wasserschicht innerhalb des Sicherheitsbehälters gehandhabt, woraus sich folgende Spaltproduktbarrieren ergeben: die Brennstabhüllrohre, die Wasserschicht des Brennelementlagerbeckens und der Sicherheitsbehälter mit den zugehörigen Lüftungsanlagen. Beim Abtransport abgebrannter Brennelemente aus der Anlage sind die Spaltproduktbarrieren Brennstabhüllrohr und Brennelementtransportbehälter vorhanden.

In Phase A der Risikostudie werden nur die zur Freisetzung von radioaktiven Stoffen führenden Störfälle außerhalb des Reaktorkerns näher untersucht, welche eine Übertragung der Verhältnisse der Druckwasserreaktor-Referenzanlage in WASH-1400 auf die hier gewählte Referenzanlage Biblis B zulassen. Dazu zählen insbesondere die Zerstörung von Brennstabhüllrohren bei der Handhabung abgebrannter Brennelemente mit nachfolgender Radionuklidfreisetzung in den Sicherheitsbehälter sowie die Beschädigung eines Transportbehälters für abgebrannte Brennelemente und der darin transportierten Brennelemente mit nachfolgender Freisetzung in die Umgebung außerhalb der Anlage.

Brennelemente werden nach Erreichen ihres Maximalabbrandes beim jährlichen Brennelementwechsel aus dem Reaktorkern entfernt und in das Brennelementlagerbecken gebracht. Frühestens nach einem halben Jahr Abklingzeit werden abgebrannte Brennelemente dann in Transportbehältern aus der Anlage abtransportiert. Eine Beschädigung einzelner Brennelemente kann bei ihrer Handhabung beim Umladen ins Lagerbecken nicht ausgeschlossen werden. Das kann zu einer Freisetzung von darin eingeschlossenen Radionukliden führen. Als repräsentative Störfälle, die zur Zerstörung von Brennelementen führen können, werden der Brennelementhandhabungsstörfall innerhalb des Lagerbeckens und der Absturz eines mit abgebrannten Brennelementen beladenen Transportbehälters außerhalb des Reaktorgebäudes vom Portalkran bei größtmöglicher Hubhöhe betrachtet.

Brennelement-Handhabungsstörfall

Bei diesem Störfall wird davon ausgegangen, daß ein Brennelement sich vom Greifer der Brennelementwechselmaschine löst und abstürzt. Das Brennelement wird durch den Absturz so beschädigt, daß im ungünstigsten Fall sämtliche Brennstabhüllrohre ihre Integrität verlieren. Dadurch können die in den Brennstabhöhlräumen angesammelten Spaltprodukte durch das Beckenwasser in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters freigesetzt werden.

Absturz eines Transportbehälters für abgebrannte Brennelemente

Brennelement-Transportbehälter sind so ausgelegt, daß bei einem Absturz aus 9 m Höhe und anschließendem Aufprall auf ebenem Beton zwar eine Deformation auftreten kann, daß aber ihre Dichtheit nicht beeinträchtigt wird. Beim Abtransport abgebrannter Brennelemente aus dem Kernkraftwerk Biblis B liegt die maximale Hubhöhe (potentielle Fallhöhe) mit 21 m oberhalb der entsprechenden Behälterspezifikation. Bei einem möglichen Absturz aus dieser Höhe ist eine Undichtigkeit des Behälters, verbunden mit einer Beschädigung der Brennstabhüllrohre und nachfolgender Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung, nicht auszuschließen.

Die bisher durchgeführten Untersuchungen über Freisetzungen von Spaltprodukten aus aktivitätsführenden Komponenten außerhalb des Reaktorkühlkreislaufs lassen einen dominanten Risikobeitrag nicht erwarten. Das ist vor allem darauf zurückzuführen, daß in den in Betracht zu ziehenden Komponenten außerhalb des Reaktorkühlkreislaufs die Aktivität klein ist gegenüber der Kernaktivität (siehe auch Tabelle 4-1).

5.2.6 Diskussion der Ergebnisse für anlageninterne Störfälle

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

Für die Bestimmung der Häufigkeiten von Spaltproduktfreisetzungen aus dem Reaktor- gebäude sind zusätzlich noch die Versagensmöglichkeiten für den Sicherheitsbehälter und die zugehörigen Wahrscheinlichkeiten zu berücksichtigen. Diese Wahrscheinlichkeiten sind von den jeweils betrachteten Ereignisabläufen abhängig, so daß ein dominanter Wert für die Kernschmelzhäufigkeit nicht zwangsläufig zur größten Häufigkeit für die Spaltprodukt- freisetzung führt. Im Abschnitt 6.6.3 erfolgt daher eine getrennte Diskussion der Häufig- keiten von Spaltproduktfreisetzungen in die Umgebung.

Die mit den Ereignisablaufanalysen ermittelten Häufigkeiten des Kernschmelzens sind in Tabelle 5-3 zusammengestellt. Die Summe der Kernschmelzhäufigkeiten liegt demnach bei $9 \times 10^{-5}/a$. Die Parameter der zugehörigen Verteilungsfunktion sind in Tabelle 5-4 an- gegeben. Die größten Beiträge stammen vom kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung und vom Notstromfall. Im ersten Fall ist dies sowohl auf die größere Eintrittshäufigkeit im Vergleich zu den übrigen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung als auch auf die hohe Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen zurückzuführen, wobei hier Handmaßnahmen das Ergebnis bestimmen. Im zweiten Fall ist die Ursache die relativ hohe Eintrittshäufig- keit des auslösenden Ereignisses. Der Notstromfall geht bei einem Versagen des Schließens

Tab. 5-3: Zusammenfassung der Ergebnisse der Ereignisablaufanalysen

Kühlmittelverluststörfall Transiente	Häufigkeit des auslösen- den Ereignisses h (Erwartungswert) 1/a	Bedingte Wahrscheinlich- keit des Ausfalls der erforderlichen System- funktionen w (Erwartungswert)	Häufigkeit von Kern- schmelzunfällen h · w (Erwartungswert) 1/a
Großes Leck in einer Hauptkühl- mittelleitung	$2,7 \cdot 10^{-4}$	$1,7 \cdot 10^{-3}$	$5 \cdot 10^{-7}$
Mittleres Leck in einer Haupt- kühlmittelleitung	$8 \cdot 10^{-4}$	$2,3 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-6}$
Kleines Leck in einer Haupt- kühlmittelleitung	$2,7 \cdot 10^{-3}$	$2,1 \cdot 10^{-2}$	$5,7 \cdot 10^{-5}$
Notstromfall	$1 \cdot 10^{-1}$	$1,3 \cdot 10^{-4}$	$1,3 \cdot 10^{-5}$
Ausfall der Hauptspeisewasser- versorgung	$8 \cdot 10^{-1}$	$4 \cdot 10^{-6}$	$3 \cdot 10^{-6}$
Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall	$2,7 \cdot 10^{-4} *$	$2,6 \cdot 10^{-2}$	$7 \cdot 10^{-6}$
Kleines Leck am Druckhalter bei anderen Transienten	$1 \cdot 10^{-3} *$	$2 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-6}$
ATWS-Störfälle	$3 \cdot 10^{-5}$	$3 \cdot 10^{-2}$	$1 \cdot 10^{-6}$

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

der Druckhalterventile in den Störfall „kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall“ über, der auch einen wichtigen Beitrag zur Summe der Kernschmelzhäufigkeiten liefert.

Tab. 5-4: Summe der Häufigkeiten von Kernschmelzunfällen

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

Die eingetragenen Werte sind Häufigkeiten pro Betriebsjahr.

Die Kühlmittelverluststörfälle und Transienten, die anhand von Ereignisablaufdiagrammen eingehender diskutiert wurden, führen zu etwa 93 % des Gesamtergebnisses für die Kernschmelzhäufigkeit. Die zugehörigen anteiligen Beiträge der Ausfälle der Systemfunktionen sind aus Tabelle 5-5 ersichtlich. Bezugswert ist die Häufigkeit des Kernschmelzens als Folge des jeweils betrachteten auslösenden Ereignisses. Der Einfluß ein und derselben Systemfunktion ist oft unterschiedlich groß, weil

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

Das wird zum Beispiel beim Vergleich der *Druckspeicher-Einspeisungen* für das große und mittlere Leck deutlich (siehe Abschnitt 5.2.1.2).

Eine Übersicht des Einflusses von unabhängigen Hardware-Ausfällen, Common-Mode-Ausfällen der Hardware und menschlichem Fehlverhalten ist in Tabelle 5-6 zusammengestellt. Da nicht jede dieser Ausfallarten für sich zwangsläufig zur Nichtbeherrschung des Störfalles führt, wurden auch die Kombinationen aufgenommen, z. B. unabhängige Ausfälle *und* Common-Mode-Ausfälle. Die in der Tabelle auftretenden *und*-Verknüpfungen sind somit als logische Verknüpfungen zu werten, sie ergeben sich unmittelbar aus den Fehlerbaumanalysen.

Einzelausfälle der Hardware oder aufgrund menschlichen Fehlverhaltens führen bei keinem der auslösenden Ereignisse zum nicht beherrschten Störfall. Doppelausfälle tragen hingegen in einigen wenigen Fällen zum Ergebnis bei: Beim großen und mittleren Leck haben Doppelausfälle von *Druckspeicher-Einspeisungen* einen nicht beherrschten Störfall zur Folge; beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung bestimmen die Handmaßnahmen zur Vorbereitung des Abfahrens mit 100 °C/h das Ergebnis. Dabei wurde davon ausgegangen, daß die Durchführung der Handmaßnahmen überwacht wird. Doppelausfälle der Hardware, durch die das Abfahren der Anlage mit 100 °C/h verhindert wird, sind demgegenüber bedeutungslos.

Tab. 5-5: Beiträge der Systemfunktionen zur Häufigkeit der nicht beherrschten Störfälle

Kühlmittelverluststörfall Transiente	Häufigkeit des nicht beherrschten Störfalls	Systemfunktion	Ereignisablauf	Beitrag zur Häufigkeit des nicht beherrschten Störfalls
Großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$5 \cdot 10^{-7}/a$	Druckspeicher-Einspeisungen ND-Einspeisungen für Fluten ND-Einspeisungen für Sumpfmwälzbetrieb Langzeit-Notnachkühlung Sonstige	AD AE AF AH	42 % 12 % 30 % 12 % 4 %
Mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$2 \cdot 10^{-6}/a$	HD-Einspeisungen Druckspeicher-Einspeisungen ND-Einspeisungen für Fluten ND-Einspeisungen für Sumpfmwälzbetrieb Langzeit-Notnachkühlung Sonstige	S ₁ C S ₁ D S ₁ E S ₁ F S ₁ H	52 % 9 % 4 % 21 % 9 % 5 %
Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$5,7 \cdot 10^{-5}/a$	Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe HD-Einspeisungen Sonstige	S ₂ IJ S ₂ IC	90 % 5 % 5 %
Notstromfall	$1,3 \cdot 10^{-5}/a$	Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe, verzögerte Speisewasserversorgung und FD-Abgabe Langzeit-Speisewasserversorgung und FD-Abgabe	T ₁ IJQ T ₁ IR	67 % 33 %
Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall	$7 \cdot 10^{-6}/a$	Notspeisewasserversorgung und FD-Abgabe HD-Einspeisungen Sonstige	T ₁ S ₂ ¹ IJ, T ₁ S ₂ ¹ IJCE, T ₁ S ₂ ¹ IJ, T ₁ S ₂ ¹ IJCE, T ₁ S ₂ ¹ IC, T ₁ S ₂ ¹ ICE, T ₁ S ₂ ¹ IC, T ₁ S ₂ ¹ ICE	20 % 78 % 2 %

Beim großen und mittleren Leck in einer Hauptkühlmittelleitung werden die zur Störfallbeherrschung notwendigen Sicherheitssysteme automatisch in Betrieb genommen. Menschliches Fehlverhalten spielt daher bei diesen Störfällen nur im Zusammenhang mit der Kalibrierung von Meßkanälen eine Rolle (Common-Mode-Ausfälle durch menschliches Fehlverhalten). Von den Common-Mode-Ausfällen der Hardware sind hier Ausfälle der Nachkühlpumpen während der Langzeit-Notnachkühlung wichtig.

Beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung ergeben fehlerhafte Handmaßnahmen zur Vorbereitung des Abfahrens mit ca. 78 % den größten Beitrag (siehe Abschnitt 5.2.1.3). Weitere Handmaßnahmen sind demgegenüber von untergeordneter Bedeutung. So machen Common-Mode-Ausfälle durch Fehlkalibrierung von Meßkanälen nur etwa 3 % des Beitrags aus. Die aufgeführten 1 % Common-Mode-Ausfälle der Hardware betreffen ebenfalls die Meßkanäle.

Tritt ein Notstromfall ein und versagt die Notspeisewasserversorgung aufgrund von unabhängigen Ausfällen oder Common-Mode-Ausfällen der Notstromdiesel, so ist es möglich, durch Handmaßnahmen das Notstandssystem in Betrieb zu nehmen. Dadurch kann eine Notspeisewasserversorgung vom Block A aus hergestellt werden. Common-Mode-Ausfälle der Hardware allein liefern somit keinen Beitrag. Menschliches Fehlverhalten allein spielt ebenfalls keine Rolle, da im Notstromfall normalerweise alle Maßnahmen automatisch erfolgen. Ausfälle durch Fehlkalibrierung sind im Notstromfall vernachlässigbar.

Damit es zu einem Kühlmittelverluststörfall über ein Druckhalter-Abblaseventil kommt, ist immer ein unabhängiger Ausfall der Hardware notwendig (z. B. ein Ausfall des Abblaseventils). Beim kleinen Leck am Druckhalter als Folge des Notstromfalls führen daher sowohl Common-Mode-Ausfälle der Hardware als auch menschliches Fehlverhalten nur zusammen mit unabhängigen Ausfällen zum nicht beherrschten Störfall.

Tab. 5-6: Beiträge der unterschiedlichen Ausfallarten zur Häufigkeit der nicht beherrschten Störfälle

Kühlmittelverlust-störfall Transiente	Häufigkeit des nicht beherrschten Störfalls	UA	CMA	M	UA & CMA	UA & M	CMA & M	UA & CMA & M
Großes Leck in einer Hauptkühl-mittelleitung	$5 \cdot 10^{-7}/a$	73 %	15 %	12 %	—	—	—	—
Mittleres Leck in einer Hauptkühl-mittelleitung	$2 \cdot 10^{-6}/a$	62 %	11 %	27 %	—	—	—	—
Kleines Leck in einer Hauptkühl-mittelleitung	$5,7 \cdot 10^{-5}/a$	13 %	1 %	85 %	—	1 %	—	—
Notstromfall	$1,3 \cdot 10^{-5}/a$	26 %	—	—	29 %	27 %	18 %	—
Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall	$7 \cdot 10^{-6}/a$	33 % ¹⁾	—	—	26 % ¹⁾	4 % ¹⁾	—	37 % ¹⁾
Summe	$8 \cdot 10^{-5}/a$	18 %	1 %	63 %	7 %	5 %	3 %	3 %

¹⁾ Angegeben sind die Prozentsätze für die Ausfallkombinationen, die zu einem nicht beherrschten kleinen Leck am Druckhalter führen, unter der Bedingung, daß ein Notstromfall eingetreten ist.

UA: Unabhängige Ausfälle der Hardware, einschließlich Instandhaltung

CMA: Common-Mode-Ausfälle der Hardware

M: Menschliches Fehlverhalten, einschließlich Common-Mode-Ausfälle durch Fehkalibrierung von Meßkanälen

Betrachtet man die Gesamthäufigkeit des Kernschmelzens, so sind etwa 2/3 davon durch menschliche Fehlhandlungen bedingt. Aber nur ein Zwanzigstel dieses Beitrags, d. h. etwa 3 % des Ergebnisses machen Common-Mode-Ausfälle durch menschliches Fehlverhalten (Fehkalibrierung von Meßkanälen) aus. Summiert man alle Beiträge, an denen Common-Mode-Ausfälle der Hardware oder durch menschliches Fehlverhalten beteiligt sind, so erhält man etwa 15 % der insgesamt ermittelten Kernschmelzhäufigkeit. Ursache für diesen relativ niedrigen Prozentsatz ist der hohe Beitrag der Handmaßnahmen zum nicht beherrschten kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung sowie die Möglichkeit, beim Notstromfall immer auch das Notstandssystem zur Speisewasserversorgung einsetzen zu können, wenn Common-Mode-Ausfälle der Notstromdiesel erfolgen.

5.3 Störfälle aus Einwirkungen von außen

5.3.1 Überblick

In Kapitel 3 wurden die wesentlichen äußeren Einwirkungen aufgeführt, die der Auslegung zugrunde liegen. Im Rahmen der vorliegenden Risikostudie war zu untersuchen, ob unter Berücksichtigung der Eintrittshäufigkeit für die Einwirkungen von außen durch

- das Versagen von Sicherheitsvorkehrungen,
- Schwachstellen in der Auslegung

– oder durch ein mögliches Überschreiten der Auslegungslastannahmen

ein Beitrag zum Gesamtrisiko zu erwarten ist. Weiterhin wurde geprüft, ob nicht durch andere denkbare äußere Einwirkungen Risikobeiträge entstehen können.

Das methodische Vorgehen bei den Analysen zu Einwirkungen von außen unterscheidet sich von dem Vorgehen bei den anlageninternen Störfällen dadurch, daß auf umfassende quantitative Störfallablaufanalysen im allgemeinen verzichtet wird. Bei Einwirkungen von

außen mit geringer Eintrittshäufigkeit (z. B. Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle) wurde die Wahrscheinlichkeit dafür, daß ein solcher Störfall in Kernschmelzen mündet, durch eine obere Grenzschatzung ermittelt. Ergaben sich bei den Untersuchungen identische bzw. vergleichbare Störfallabläufe wie bei anlageninternen Störfällen (z. B. Notstromfall), so konnte die weitere Betrachtung abgebrochen werden, wenn die Häufigkeit für das auslösende anlageninterne Stöfereignis wesentlich größer war als die Eintrittshäufigkeit des Störfalles aus äußeren Einwirkungen. Die Störfallabläufe aus den äußeren Einwirkungen Hochwasser und Blitzschlag wurden qualitativ behandelt.

Die wesentlichen Ergebnisse der Untersuchungen zu Einwirkungen von außen werden in den folgenden Abschnitten 5.3.2 bis 5.3.7 dargestellt.

Die Einwirkung schädlicher Stoffe (aggressive, sauerstoffverdrängende, toxische Stoffe u. a.) z. B. aufgrund von Unfällen in der Umgebung oder infolge eines Brandes wurde in dieser Studie nicht im einzelnen untersucht. Hiermit befaßt sich derzeit eingehend ein Forschungsvorhaben des Bundesministers für Forschung und Technologie, in dem auch die Risikorelevanz solcher Einwirkungen untersucht wird [5]. Abschließende Ergebnisse aus diesem Forschungsvorhaben werden erst zur Phase B der Risikostudie vorliegen. Aufgrund der bisherigen Arbeiten sind signifikante Risikobeiträge nicht zu erwarten.

Die durchgeführten Analysen zu Einwirkungen von außen beziehen sich zwangsläufig auf die Referenzanlage bzw. deren Standort. Eine Übertragung der Ergebnisse auf andere Anlagen oder Standorte ist nicht ohne weiteres möglich. Denn verschiedene Einwirkungen von außen z. B. Erdbeben, Hochwasser, Explosionsdruckwelle sind sowohl bezüglich der Eintrittshäufigkeit als auch der zugehörigen Belastungsgrößen standortabhängig. Außerdem wurden bei neueren Anlagen die Sicherheitsvorkehrungen gegen Einwirkungen von außen (insbesondere Erdbeben, Flugzeugabsturz, Blitzschlag) erheblich erweitert, so daß bei diesen Anlagen mit noch geringeren Risikobeiträgen zu rechnen ist.

5.3.2 Erdbeben

5.3.2.1 Einführung

In WASH-1400 tragen Reaktorunfälle infolge von Erdbeben nur wenig zum Gesamtrisiko bei: Die Häufigkeit eines Kernschmelzunfalles infolge eines Erdbebens liegt zwischen 10^{-6} und 10^{-8} pro Reaktor und Jahr. Diese Ergebnisse können nicht unmittelbar übertragen werden. Obwohl man sich fragen kann, ob im Hinblick auf die relativ geringe Erdbebengefährdung in der Bundesrepublik Deutschland eingehende Untersuchungen überhaupt erforderlich sind, wurde trotzdem aus grundsätzlichen Überlegungen eine detaillierte Analyse durchgeführt.

5.3.2.2 Häufigkeit und Intensität von Erdbeben

Erdbebenaktivitäten werden erst seit ca. 80 Jahren instrumentell aufgezeichnet. Für einen Zeitraum von ca. 1.000 Jahren liegen Beschreibungen der bei Erdbeben aufgetretenen Schäden und Wirkungen vor. Entsprechend ihren Schäden und Wirkungen werden die Erdbeben in Intensitätsskalen eingeordnet (Erdbebenkataloge). Insgesamt liegt damit eine Fülle von Beobachtungen vor. Auf die Schwierigkeiten, aus diesen Beobachtungen mit Hilfe statistischer Methoden Eintrittshäufigkeiten für Erdbeben höherer Intensität zu schätzen, soll hier nicht näher eingegangen werden; entsprechende Betrachtungen erfolgen im Fachband.1

Die für eine Statistik am besten zugänglichen Merkmale eines Erdbebens sind die Magnitude (Maß für die vom Erdbeben in Form von Wellen freigesetzte Energie) oder die Intensität (Maß für die an der Erdoberfläche beobachteten Wirkungen auf Menschen, Bauwerke und Gelände). Durch statistische Auswertung der Beobachtungen lassen sich den Erdbebenintensitäten oder Erdbebenmagnituden mittlere Häufigkeiten je Jahr und Gebiet zuordnen. Trägt man die Häufigkeiten für Intensitäten oder Magnituden logarithmisch auf, so ergibt sich näherungsweise ein linearer Zusammenhang (Bild 5-9) [6].

Der Standort der Referenzanlage liegt am nördlichen Ende des Oberrheingrabens, einem seismisch aktiven Gebiet, in dem immer wieder Erdbeben beobachtet werden. Daher liegen umfangreiche Kenntnisse über aufgetretene Erdbebenintensitäten über einen langen Beobachtungszeitraum vor. Für Erdbeben, die häufiger als 10^{-3} pro Jahr sind, läßt sich hieraus der Zusammenhang zwischen Häufigkeit und Intensität abschätzen. Grundsätzlich können aber Erdbeben, die zu größeren als bisher beobachteten Intensitäten führen, nicht ausgeschlossen werden. Die Häufigkeiten solcher Erdbeben versucht man durch Extrapolation der vorhandenen Daten zu gewinnen. (Extrapolation auf Häufigkeiten $< 10^{-3}$ pro Jahr).

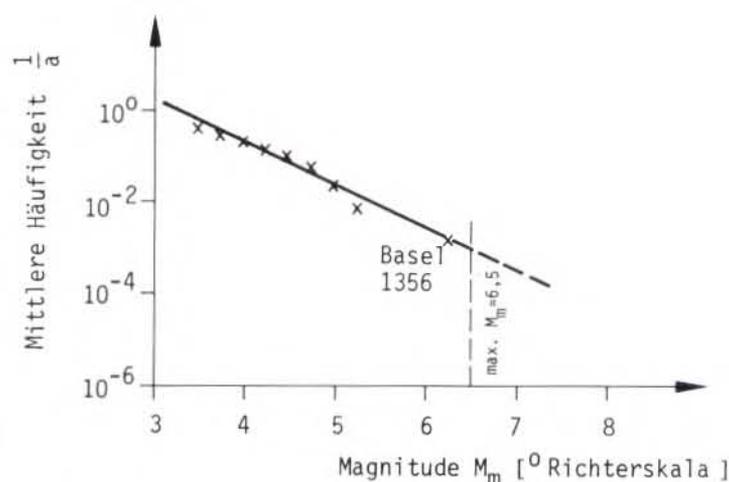


Bild 5-9: Mittlere Häufigkeit N je Jahr von Erdbeben bestimmter makro-seismischer Magnituden M_m in Graden der Richterskala für den oberen Rheingraben

Dabei ist zu berücksichtigen, daß aus physikalischen Gründen die Erdbebenmagnitude nicht uneingeschränkt anwachsen kann, da die maximale Energiefreisetzung begrenzt ist. Die Extrapolation erfolgt mit Hilfe der Gumbelschen Extremstatistik; sie liefert die als Erdbebenlastannahme benötigten extremen Magnituden oder Intensitäten für einen längeren Zeitraum, z. B. für die Nutzungsdauer eines Kernkraftwerkes von etwa 40 Jahren. Die Intensitäten oder Magnituden können nicht direkt zur Berechnung der Erdbebenbelastungen verwendet werden. Zur Ermittlung der Belastungen für Bauwerke und Anlagenteile werden ingenieur-seismische Kenngrößen benötigt. Zwischen makroseismischer Intensität und ingenieur-seismischen Kenngrößen, wie z. B. der maximalen Bodenbeschleunigung, besteht ein funktionaler Zusammenhang. Das nachfolgende Bild 5-10 gibt für einen

Standort im Oberrheingraben Überschreitenswahrscheinlichkeiten je Jahr für die maximale Bodenbeschleunigung a_0 an [7]. Der Wert von $1,5 \text{ m/s}^2$ für a_0 entspricht dem bei der Auslegung der Referenzanlage zugrunde gelegten Beschleunigungswert (Sicherheitserdbeben).

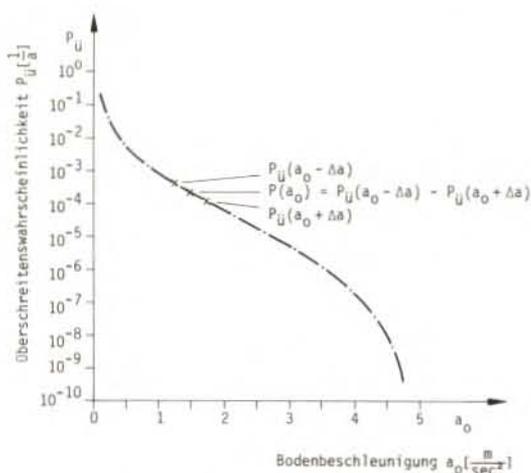


Bild 5-10: Überschreitenswahrscheinlichkeit $P_{\bar{U}}$ je Jahr der maximalen Bodenbeschleunigung a_0 am Standort Biblis

5.3.2.3 Vorgehen zur Ermittlung der Störfallauswirkungen

Zur Untersuchung möglicher Störfallabläufe, die sich aus einem Erdbeben ergeben können, ist eine umfassende Ereignisablaufanalyse erforderlich. Das zugehörige Ereignisablaufdiagramm gleicht im Ansatz dem Ereignisablaufdiagramm für den Notstromfall. Allerdings weist es im weiteren Verlauf zusätzliche Verzweigungen auf. Diese hängen entscheidend davon ab, ob ein erdbebeninduzierter Kühlmittelverluststörfall erfolgt und dabei die Dichtheit des Sicherheitsbehälters gegeben ist. Die Berechnung der Verzweigungswahrscheinlichkeiten im Ereignisablaufdiagramm kann im wesentlichen mit Hilfe der gleichen Fehlerbaumanalysen durchgeführt werden, die auch bei den entsprechenden anlageinternen Ereignisablaufanalysen zur Anwendung kommen. Dabei müssen allerdings neben den dort verwendeten Zuverlässigkeitskenngrößen erdbebenbedingte Ausfallwahrscheinlichkeiten berücksichtigt werden. Mit diesen werden zusätzliche Ausfallarten, die auf das Erdbeben zurückzuführen sind, erfaßt. So kann z. B. das Versagen eines Bauwerkes zum Ausfall einer Vielzahl von Komponenten führen. Es können aber auch Komponenten infolge der Erdbebenenerregung direkt ausfallen. Bei den Komponentenausfällen wird unterschieden zwischen Versagen der Struktur (Bruch, Verformung) und Ausfall der Funktionsfähigkeit (Fehlsteuerung, Unterbrechung, Störung der Kinetik).

Im Rahmen der vorliegenden Studie war es nicht möglich, sämtliche Bauwerksstrukturen und Komponenten detailliert zu untersuchen. Über WASH-1400 hinaus, wo lediglich eine pauschale Abschätzung der Systemausfallwahrscheinlichkeit vorgenommen wurde, wird in dieser Studie für eine Anzahl von Bauwerksstrukturen eine eingehende Analyse der erdbebenbedingten Ausfälle vorgenommen. Die Auswahl der Bauwerksstruk-

turen erfolgt anhand ihrer Sensitivität gegenüber Erdbebeneinwirkungen und ihrer sicherheitstechnischen Relevanz.

Die Ergebnisse werden im nachfolgenden Kapitel aufgezeigt. Es ist vorgesehen, in der Phase B Komponenten zu untersuchen.

5.3.2.4 Versagen von Bauteilen infolge Erdbeben

Berechnung der Versagenswahrscheinlichkeit

Die Berechnung der Wahrscheinlichkeiten für das Versagen von Bauwerksstrukturen und Komponenten erfolgt in zwei Schritten:

- Aus den bekannten oder sinnvoll angenommenen Wahrscheinlichkeitsverteilungen für Festigkeiten, Abmessungen und Lasten wird unter Beachtung der in der Bemessung eingehaltenen Sicherheitsanforderungen die Verteilung des Sicherheitsabstandes Z zwischen Beanspruchbarkeit und Beanspruchung berechnet. Dies geschieht für verschiedene, jeweils fest gewählte Erdbebenregionen mit der zugehörigen Maximalbeschleunigung a_0 . Es folgt die bedingte Wahrscheinlichkeit $p_f^*(a_0)$ für das Versagen des Bauteils bei gegebener Erdbebenerregung (Bild 5-11).
- Aus den bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten $p_f^*(a_0)$ und der Häufigkeitsverteilung der Maximalbeschleunigung a_0 für den Standort der Referenzanlage (Bild 5-10) wird die erdbebenbedingte Versagenshäufigkeit p_f des Bauteils ermittelt.

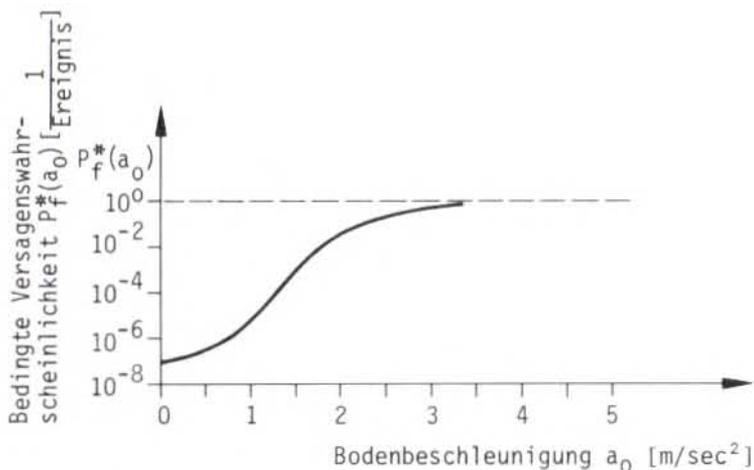


Bild 5-11: Beispiel für die bedingte Versagenswahrscheinlichkeit $P_f^*(a_0)$ eines Bauteils bei gegebener Erdbebenerregung mit der Bodenbeschleunigung a_0

Versagenswahrscheinlichkeit von Bauwerksstrukturen

Es wurde das durch Erdbeben verursachte Versagen folgender Bauwerksstrukturen untersucht und wahrscheinlichkeitsmäßig gewertet (zum besseren Verständnis siehe Bild 3-20 in Kapitel 3):

- Globales Versagen des Innenzylinders im Reaktorgebäude im unteren Bereich:
Ein Versagen des Innenzylinders infolge Erdbeben ist nach dieser Untersuchung auch für ausgesprochene Erdbebengebiete auszuschließen.

- b) Bruchversagen des Innenzylinders unter dem Rundlaufkran im Bereich des Brennelementbeckens: Der Ringbalken über dem Brennelementbecken ist gegen horizontalen Seitenstoß des Krans ausgelegt. Seine Versagenshäufigkeit bleibt dadurch unter einem Wert von $p_f \sim 4 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr.
- c) Bruchversagen der Trennwand zwischen Brennelementbecken und Abstellplatz für die Kerneinbauten:
Die Beckenwand ist für die Plattenbeanspruchung nach der Elastizitätstheorie ausgelegt. Berücksichtigt man wirklichkeitsnahe Versagensmechanismen, ist ein Versagen praktisch auszuschließen.
- d) Auflagerung des Reaktordruckbehälters auf dem Tragschild: Die Bauwerksbeanspruchungen hängen bei einem Erdbeben maßgeblich davon ab, ob gleichzeitig Komponenten des Reaktorkühlkreislaufs versagen. Erste Untersuchungen lassen erkennen, daß sich die Versagenswahrscheinlichkeit für die Abstützung und Auflager bei einer Überlagerung von Beanspruchungen aus Erdbeben und Leckagen (Reaktionskräfte) stark erhöhen würde. Nun sind die Beanspruchungen des Reaktorkühlkreislaufs durch das Sicherheitserdbeben deutlich niedriger als die Lastannahmen, die seiner Bemessung zugrunde liegen. Ein direktes Versagen des Reaktorkühlkreislaufs und damit eine Überlagerung der Lasten aus Erdbeben und Leckagen ist deshalb wenig wahrscheinlich. Unter dieser Voraussetzung wird die Versagenswahrscheinlichkeit der Auflagerung durch Erdbeben kaum beeinflusst.
- e) Obere Abstützung der Dampferzeuger:
Für ein Bruchversagen der oberen Abstützung infolge Erdbeben gilt analog das unter d) Gesagte.
- f) Wand der Armaturenkommer im Bereich der Ausschlagsicherungen für die Frischdampfleitungen:
Die Wand wurde anhand einer elastizitätstheoretischen Plattenberechnung gegen die Reaktionskräfte bei Zerstörung der Frischdampfleitungen im Bereich des Maschinenhauses – z. B. infolge eines Erdbebens – ausgelegt. Aufgrund der sehr konservativen Festlegung der Reaktionskräfte bei Frischdampfleitungsbrüchen bleibt die Versagenshäufigkeit der Kammerwand auch bei Bruch mehrerer Leitungen unter $p_f \cong 4 \times 10^{-6}$ pro Jahr.
- g) Querrahmen im Maschinenhaus:
Die zur Queraussteifung des Maschinenhauses dienenden Stahlbetonrahmen verhalten sich bei Erdbebenerregung „zäh“, d. h., sie weichen einer Überbeanspruchung durch örtliches Plastizieren aus. Das hat zur Folge, daß sie im Mittel relativ hohe Maximalbeschleunigungen (bis zum Sicherheitserdbeben) ertragen können. Die Versagenshäufigkeit der Rahmen infolge Erdbeben liegt unter $p_f \cong 10^{-3}$ pro Jahr.

5.3.2.5 Vorläufige Bewertung

Im Genehmigungsverfahren wird ein Versagen von Komponenten des Reaktorkühl- und Sekundärkreislaufes (innerhalb des Sicherheitsbehälters) beim Sicherheitserdbeben nicht unterstellt, da die dynamischen Beanspruchungen beim Sicherheitserdbeben erheblich unter den Auslegungslasten dieser Anlagenteile bleiben. D. h. eine Überlagerung von Belastungen aus Erdbeben und Leckagen wird nicht angenommen. In der Phase A der Studie wurde bei der Untersuchung möglichen Bauwerksversagens ebenfalls von dieser Voraussetzung ausgegangen. Die Gültigkeit dieser Voraussetzung, auch für höhere Maximalbeschleunigungen als sie beim Sicherheitserdbeben auftreten, muß in der Phase B abgesichert werden.

Die Bauwerksbeurteilung zeigt, daß folgende Strukturen aufgrund der ermittelten Versagenhäufigkeiten noch genauer zu betrachten sind:

- Innenzylinder unter dem Rundlaufkran im Bereich des Brennelementbeckens,
- Wand der Armaturenkammer im Bereich der Ausschlagsicherungen für die Frischdampfleitungen und
- Querrahmen im Maschinenhaus.

Ein Versagen dieser Strukturen führt nicht unmittelbar zum Kernschmelzen. Vielmehr müssen noch zusätzliche Ereignisse eintreten, bevor es zum Kernschmelzen kommen kann. Die Eintrittshäufigkeit für einen Kernschmelzunfall, verursacht durch ein Erdbeben, liegt damit wesentlich unter den Versagenhäufigkeiten der betrachteten Bauwerksstrukturen. Die zugehörigen Ereignisabläufe werden im Fachband beschrieben. Als Beispiel soll der Ereignisablauf bei Versagen der Querrahmen im Maschinenhaus kurz diskutiert werden.

Da das Maschinenhaus nur bedingt gegen Erdbeben ausgelegt ist, ergibt sich für die Querrahmen im Vergleich zu den anderen betrachteten Strukturen eine höhere Versagenhäufigkeit. In der Studie wurde davon ausgegangen, daß ein Versagen der Querrahmen zur Zerstörung von Wänden und Decken des Maschinenhauses führt. Damit ist die Eigenbedarfsversorgung der Anlage ausgefallen. Der weitere Ereignisablauf gleicht dann dem Notstromfall. Da die Eintrittshäufigkeit eines solchen erdbebenbedingten Ereignisablaufes mit $10^{-3}/a$ um 2 Größenordnungen kleiner ist als die Eintrittshäufigkeit des Notstromfalles, trägt dieser Ereignisablauf nur unwesentlich zum Risiko bei. Auf weitere Folgeereignisse, die sich aus dem Einsturz des Maschinenhauses ergeben können, wird in Abschnitt 5.3.6 eingegangen.

Die Bestimmung der Wahrscheinlichkeiten für einen erdbebenbedingten Ausfall von Komponenten der Sicherheitssysteme bzw. der Sicherheitssysteme selbst, ist in der Phase B der Studie vorgesehen. Hierzu ist ein großer Aufwand erforderlich, der den Rahmen der Phase A übersteigt. Legt man in einer ersten Abschätzung für die erdbebenbedingte Ausfallwahrscheinlichkeit von Sicherheitssystemen Ergebnisse aus [8] zugrunde, so ergibt sich aufgrund des Versagens dieser Systeme kein dominierender Risikobeitrag. Dabei wird allerdings vorausgesetzt, daß die Eintrittshäufigkeit eines Kühlmittelverluststörfalles als Folge eines Erdbebens aus den bereits genannten Gründen gering ist.

5.3.3 Hochwasser

Kernkraftwerke werden entsprechend den jeweiligen standortspezifischen Gegebenheiten gegen Hochwasser ausgelegt. Die einzelnen Schutzmaßnahmen werden im Rahmen des Genehmigungsverfahrens festgelegt. Wie in WASH-1400 wird in der Phase A der deutschen Studie davon ausgegangen, daß Hochwasser keinen dominanten Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit liefert. Untersuchungen, mit denen diese Aussage im einzelnen abgesichert werden kann, sind für die Phase B der Studie vorgesehen.

5.3.4 Unwetter

5.3.4.1 Sturm

Die Untersuchungen haben gezeigt, daß die in der Bundesrepublik Deutschland beobachteten und zu erwartenden Windverhältnisse aufgrund der baulichen Auslegung gegen Windlasten und andere äußere Einwirkungen keine Gefährdung der Anlage erwarten

lassen. Als maximales Ereignis ist der Notstromfall denkbar, z. B. durch einen Ausfall der außerhalb von Gebäuden stehenden Maschinen- und Eigenbedarfstransformatoren oder durch Netzausfall. Jedoch ist der Wert für die Eintrittshäufigkeit eines Notstromfalles ausgelöst durch „Sturm“ mit Abstand kleiner als der in den systemtechnischen Untersuchungen ermittelte Wert.

5.3.4.2 Blitzschlag

Die bei der Referenzanlage zu erwartenden Häufigkeiten für Blitzeinschläge wurden für das Reaktorgebäude mit $3 \times 10^{-1}/a$ und für den Abluftkamin mit $9 \times 10^{-1}/a$ ermittelt. Durch umfangreiche Schutzmaßnahmen, die sich aufteilen in äußere und innere Blitzschutzmaßnahmen, wird Einwirkungen auf Gebäude und Systeme entgegengewirkt. Hierbei stellen die Beeinträchtigung elektrischer und elektronischer Systeme durch induzierte Spannungen und die elektrische Entkopplung von redundanten Systemen wesentliche Gesichtspunkte dar.

Die Anwendung probabilistischer Methoden zur quantitativen Erfassung möglicher Beeinträchtigungen und Ausfälle elektrischer Bauteile ist unter Berücksichtigung verschiedener Wirkungsparameter grundsätzlich möglich; die hierzu notwendigen Daten liegen aber derzeit nicht vor. Insofern kann eine quantitative Risikobewertung nicht erfolgen. Aufgrund grober Überlegungen erscheint allerdings eine Ereigniskette, in der, ausgehend von einem Blitzeinschlag, am Ende ein Kernschmelzen erfolgt, in Anbetracht der vorhandenen Schutzmaßnahmen und Sicherheitssysteme für die Kernschmelzhäufigkeit vergleichsweise von geringerer Bedeutung.

5.3.5 Flugzeugabsturz

Der Luftraum über der Bundesrepublik Deutschland ist gekennzeichnet durch ein engmaschiges Netz von zivilen Flugverkehrsstrecken mit hohen Befliegungsraten. Die daraus resultierende globale Flugdichte erhöht sich bei Einbeziehung des militärischen Flugverkehrs noch beträchtlich.

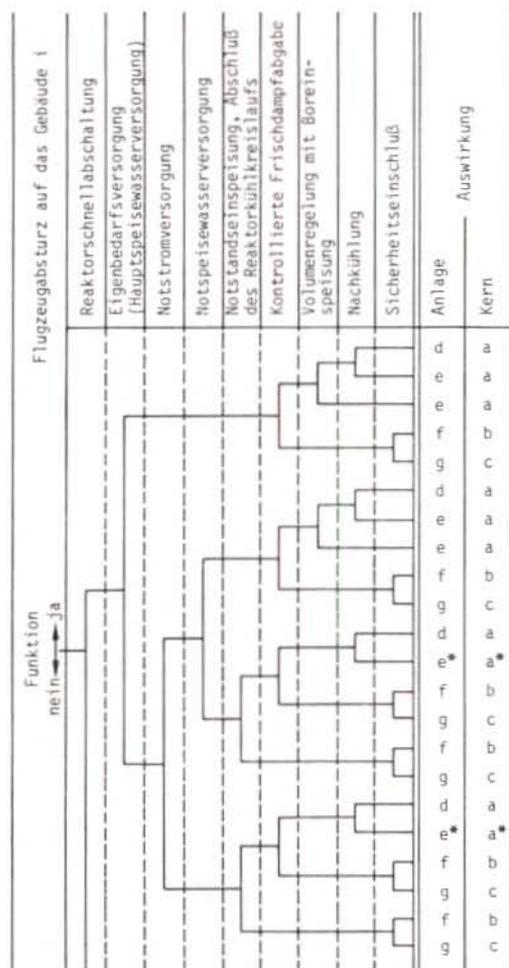
Im Rahmen der Studie wurde zunächst die Situation im Standortbereich der Referenzanlage untersucht und die Häufigkeit für den Absturz ziviler und militärischer Flugzeuge auf die Anlage ermittelt. Bezogen auf eine sicherheitstechnisch relevante Kernkraftwerksfläche von $10\,000\text{ m}^2$ ergibt sich:

Zivilflugzeuge auf Flugverkehrsstrecken: (mit einem Startgewicht größer 200 kN)	$2 \times 10^{-11}/a$
Zivilflugzeuge im freien Flugverkehr: (mit einem Startgewicht kleiner 200 kN)	$9 \times 10^{-7}/a$
schnellfliegende Militärflugzeuge:	$1 \times 10^{-6}/a$

Diese Werte werden bestimmt durch die spezifischen Absturzhäufigkeiten für den Reise- bzw. Übungsflug. Der Einfluß des Start- und Landeverkehrs ist dabei aufgrund der Entfernungen der nächsten Flugplätze zum Standort vernachlässigbar gering.

Berücksichtigt man neben den aufgeführten Absturzhäufigkeiten noch die zugehörigen möglichen Belastungen, so stellt der Absturz eines schnellfliegenden Militärflugzeuges das für die Ermittlung möglicher Risikobeiträge dominierende Ereignis dar.

Dementsprechend wurden für diesen Fall unter Berücksichtigung der anzunehmenden Lastannahmen und vorgesehener Schutzmaßnahmen Folgeereignisse bis hin zum „Kern-



*) unter Berücksichtigung besonderer Maßnahmen

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

- Auswirkungen: a) kein Kernschmelzen
 b) Kernschmelzen bei geschlossenem Containment
 c) Kernschmelzen bei offenem Containment
 d) Anlage wird unterkritisch kalt
 e) Anlage bleibt unterkritisch heiß
 f) Überdruckversagen des Primärkühlkreislaufs
 g) eine Beschädigung des Primärkreislaufs durch direkte Flugzeugeinwirkungen muß angenommen werden

Bild 5-12: Ereignisablaufdiagramm „Flugzeugabsturz“

schmelzen“ untersucht. Das Ereignisablaufdiagramm zum „Flugzeugabsturz“ ist in Bild 5-12 dargestellt.

Sieht man einmal ab von Folgeerscheinungen wie Treibstoffbrand und Trümmereinwirkungen (Wrackteile, Gebäudebruchstücke), die ebenfalls bei der Analyse berücksichtigt wurden, so stellt der Flugzeugabsturz eine lokale Einwirkung dar. Deshalb kann das Ereignisablaufdiagramm, jeweils etwas modifiziert, auf alle zu betrachtenden Gebäude angewandt werden. Aufgrund der geringen Eintrittshäufigkeit für das auslösende Ereignis wurde allerdings keine detaillierte Analyse durchgeführt, sondern für die jeweils untersuchten lokalen Einwirkungen (Gebäude) eine obere Grenze für die Häufigkeiten eines Folgeereignisses „Kernschmelzen“ abgeschätzt.

Die Zusammenstellung in Tabelle 5-7 zeigt die ermittelten Häufigkeitswerte, wobei zwischen dem Betriebszustand „Leistungsbetrieb“ (a) und „abgeschaltete Anlage“ (b) unterschieden wird.

Tab. 5-7: Häufigkeiten für Kernschmelzen aus Einwirkungen auf Gebäude oder Anlagenteile.

Einwirkung auf Gebäude oder Anlagenteile	Häufigkeit pro Jahr für Kernschmelzen unter Berücksichtigung der Absturzhäufigkeit auf das jeweilige Gebäude oder Anlagenteil
Reaktorgebäude	$< 6 \cdot 10^{-8} *$)
Schaltanlagengebäude	$< 3 \cdot 10^{-8}$
Reaktorhilfsanlagengebäude	$\ll 10^{-8}$
Armaturenkammer	$< 2 \cdot 10^{-8}$
a) Bereich der freiliegenden Frischdampfleitungen	$\ll 10^{-8}$
Zwischentrakt	$\ll 10^{-8}$
Nebenkühlwasserpumpenkammern	$\ll 10^{-8}$
Maschinenhaus und Netzan-schluß	$< 1 \cdot 10^{-8}$
Reaktorgebäude	$< 2 \cdot 10^{-8} *$)
b) Anlagenteile mit Komponenten des Nachwärmeabfuhrsystems bzw. zugehöriger Energieversorgungseinrichtungen	$< 6 \cdot 10^{-8}$

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

Zusammenfassend läßt sich feststellen, daß ein Kernschmelzunfall infolge eines Flugzeugabsturzes auf das Kernkraftwerk bei der Referanzanlage mit einer Häufigkeit kleiner als 2×10^{-7} pro Jahr zu erwarten ist. Im Vergleich zu anderen Störfällen liefert der Flugzeugabsturz daher auf grund einer entsprechenden Auslegung keinen wesentlichen Beitrag zum Risiko.

5.3.6 Explosionsdruckwellen

Die Erfahrung zeigt, daß in Industrieanlagen und auf Transportwegen (Straße, Schiene, Fluß, Pipeline) mit Explosionen zu rechnen ist. Explosionen können von Sprengstoffen oder auch anderen explosionsfähigen Stoffen ausgehen, wenn es bei deren Lagerung, Transport oder Handhabung zu Unfällen kommt.

Der baulichen Auslegung der Anlage liegen Lastannahmen zugrunde, die Druckwellen aus der Deflagration gesättigter Kohlenwasserstoffe abdecken. Dabei wird davon ausgegangen, daß dieses Ereignis (aufgrund des möglichen Driftens einer zündfähigen Gasgemischwolke) unmittelbar an der jeweils auszulegenden Gebäudeaußenwand erfolgen kann.

Im Rahmen dieser Studie stellen sich folgende Fragen:

- a) Mit welcher Häufigkeit treten die der baulichen Auslegung zugrundeliegenden Belastungen auf?
- b) Wie wahrscheinlich sind denkbare Folgeereignisse, die bei Annahme der Auslegungsbelastungen zum Kernschmelzen führen könnten?
- c) Mit welcher Häufigkeit können die der Auslegung zugrunde liegenden Lastannahmen überschritten werden?

Für die Eintrittshäufigkeit einer Druckwelle, bei der an der Anlage die der baulichen Auslegung zugrundeliegenden Belastungen auftreten, wurde ein Wert im Bereich von $10^{-5}/a$ bis $5 \times 10^{-7}/a$ abgeschätzt.

Mögliche Folgeereignisse, die bei Annahme der Auslegungsbelastungen zum Kernschmelzen führen können, wurden untersucht und wahrscheinlichkeitsmäßig bewertet. Es zeigt sich, daß die Wahrscheinlichkeit eines Kernschmelzens infolge Auftretens der Auslegungsbelastungen relativ klein ist. Dementsprechend liefert dieser Ereignisablauf keinen relevanten Risikobeitrag.

Die Randbedingungen (Deflagrationsort, Gaswolkenmodell) bei der Festlegung der Belastungsfunktion, wie sie der Auslegung zugrunde liegt, wurden so konservativ angenommen, daß auch größere freigesetzte Gasmengen bei einer Deflagration praktisch zu keinen höheren Druckwellen führen. Druckwellen, die von einer Detonation oder detonationsähnlichen Vorgängen ausgehen (z. B. ungesättigte Kohlenwasserstoffe, Sprengstoffe, verdämmte Gaswolken) können zu erheblich höheren Belastungen führen. Durch den vorhandenen Abstand zwischen sensitiven Anlagenbereichen und möglichen Unfallorten im zugehörigen Rheinabschnitt ist aber auch in diesem Fall ein Schutz gegeben, wenn die Detonation am Unfallort erfolgt. Denkbare Möglichkeiten, daß detonationsfähige Gaswolken zum Kraftwerk hindriften oder das eine Deflagration in Anlagennähe, bedingt durch ungünstige Randbedingungen, in eine Detonation umschlägt, sind mit so geringen Eintrittshäufigkeiten behaftet, daß sich für solche Ereignisabläufe ebenfalls kein relevanter Risikobeitrag ergibt.

Diese Ergebnisse spiegeln die Tatsache wieder, daß Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland gegen Explosionsdruckwellen ausgelegt werden.

5.3.7 Einwirkungen auf den nuklearen Kraftwerksbereich bzw. auf sicherheitstechnisch relevante Anlagenteile aufgrund des Versagens von sekundären Komponenten

Ein Bruchversagen an Komponenten im sekundären Bereich (Turbine, Generator, Druckbehälter im Maschinenhaus) kann zu Transientenstörfällen führen. Betrachtet man in Abgrenzung zu den in Abschnitt 5.2.2 untersuchten Transientenstörfällen nicht die system-spezifischen Auswirkungen, sondern die mechanischen Einwirkungen auf andere Systeme oder Anlagenteile, so sind solche Ereignisse vergleichbar mit Auswirkungen von Explosionsdruckwellen und Flugzeugabsturz. Deshalb erschien es sinnvoll, sie dem Teilaspekt „Einwirkungen von außen“ zuzuordnen.

5.3.7.1 Turbinenzerknall

Der Ereignisablauf wird untergliedert in:

1. Bersten von Turbinensatzlaufteilen und Zerstörung des Turbinenaußengehäuses,
2. Wegfliegen von Bruchstücken und Auftreffen auf Anlagen mit sicherheitstechnischer Bedeutung und
3. Zerstörung von relevanten Anlagenteilen und Komponenten durch Einwirkung dieser Bruchstücke.

Ist W_1 die Eintrittshäufigkeit für einen Turbinenzerknall, so ergibt sich die Häufigkeit W_{ges} dafür, daß wichtige Anlagenteile und Komponenten zerstört werden, aus dem Produkt der Eintrittshäufigkeit W_1 mit den Einzelwahrscheinlichkeiten W_2 und W_3 . Die Einwirkung der Bruchstücke wurde für das Reaktorgebäude und das Schaltanlagegebäude getrennt untersucht.

Beim Schaltanlagegebäude war eine Aufteilung in zwei Teilbereiche notwendig, weil ein Teilbereich (Teilbereich II) aufgrund der Gebäudeanordnung ähnlich wie das Reaktorgebäude nur über indirekte Bruchstückflugbahnen getroffen werden kann.

Ausgehend von den Ereignisabläufen, die sich aus den möglichen Bruchstückeinwirkungen entwickeln können, wurde die Häufigkeit für einen Kernschmelzunfall infolge eines Turbinenzerknalls ermittelt.

Die wesentlichen Ergebnisse sind in Tabelle 5-8 zusammengestellt:

Tab. 5-8: Ergebnisse der Untersuchungen zum Turbinenzerknall

Einwirkung auf	W_1	W_2	W_3	W_{ges}	$W_{Kernschmelzen}$
Reaktorgebäude	$10^{-5}/a^*)$	$1,8 \cdot 10^{-3}$	$3 \cdot 10^{-1}$	$< 1,0 \cdot 10^{-8}/a$	$\ll 1 \cdot 10^{-8}/a$
Schaltanlagegebäude Teilbereich I		$5,0 \cdot 10^{-1}$	$2 \cdot 10^{-1}$	$1,0 \cdot 10^{-6}/a$	$< 1 \cdot 10^{-8}/a$
Schaltanlagegebäude Teilbereich II		$6,5 \cdot 10^{-2}$	1	$6,5 \cdot 10^{-7}/a$	$< 5 \cdot 10^{-8}/a$

*) Unter Berücksichtigung von Erdbebeneinwirkungen ist die Eintrittshäufigkeit eines Turbinenzerknalls möglicherweise größer. Wie eine Abschätzung zeigt, ergibt sich jedoch auch in diesem Fall kein signifikanter Beitrag zum Gesamtrisiko.

5.3.7.2 Versagen von Druckbehältern im Maschinenhaus

Die hier zu betrachtenden Komponenten besitzen aufgrund ihres großen Volumens und der hohen Drücke und Temperaturen ihres Wasser/Dampf-Inhaltes ein großes Energiepotential. Im Fachband werden die verschiedenen Versagensmöglichkeiten und die resultierenden Belastungen im einzelnen aufgezeigt. Die Häufigkeit für das Versagen dieser Komponenten wird einerseits bestimmt durch Fehler in Werkstoff und Verarbeitung und andererseits durch Einwirkungen wie Erdbeben und Turbinenzerknall. Aufgrund der Anordnung und Lage der Komponenten im Maschinenhaus und ihrer Abstände zum Reaktorgebäude ist eine Gefährdung des Reaktorgebäudes unwahrscheinlich. Mögliche Folgeereignisse in anderen Anlagenbereichen, die sich aufgrund unterschiedlicher Belastungen (Druckwelle, Bruchstücke) ergeben können, führen ebenfalls zu keinen nennenswerten Risikobeiträgen.

Schrifttum

- [1] The Annual Report for 1977, International Atomic Energy Agency, IAEA-Report 6 C (XXII) / 597, Vienna, July 1978
- [2] Schadensstatistische Auswertungen zum Versagen mechanisch beanspruchter Bauteile konventioneller Druckbehälter. Forschungsbericht der TÜV-Arbeitsgemeinschaft Kerntechnik West, 010/78/001, Köln, Juni 1978
- [3] The Integrity of Reactor Vessels for Light Water Power Reactors. Advisory Committee on Reactor Safeguards (ACRS), WASH-1285, Washington, January 1974
- [4] An Assessment of the Integrity of PWR Pressure Vessels. United Kingdom Atomic Energy Authority, Report by a Study Group under the Chairmanship of Dr. W. Marshall, London, October 1976
- [5] Einwirkung schädlicher Stoffe auf Kernkraftwerke. Battelle-Institut Frankfurt, Forschungsvorhaben im Auftrag des BMFT (RS 265)
- [6] Ahorner, L., und W. Rosenhauer: Seismic Risk Evaluation for the Upper Rhine Graben and its Vicinity. Journal Geophysics 44, Bergisch Gladbach, Febr. 1978, S. 481/97
- [7] Ahorner, L.: Überschreitungswahrscheinlichkeiten von Erdbebenbeschleunigungen im Oberrheingebiet. KWU-Bericht R 143-151-79, Mai 1979
- [8] Analysis of the Risk to the Public from Possible Damage to the Diablo Canyon Nuclear Power Station from Seismic Events. Pacific Gas and Electric Company, Department of Engineering, USNRC Dockets No. 50-275-OL/50-323-OL

6 Freisetzung von Spaltprodukten

6.1 Allgemeines

Zum Schutz gegen Störfälle sind Kernkraftwerke mit umfangreichen Sicherheitseinrichtungen ausgerüstet. Bei Auslegung und Genehmigung dieser Sicherheitseinrichtungen gilt der Grundsatz, Störfälle frühzeitig zu erkennen und entweder von vornherein zu beseitigen oder aber – falls dies nicht möglich ist – in ihren Folgen so zu begrenzen, daß keine erheblichen Aktivitäten in die Umgebung der Anlage freigesetzt werden. Aufgrund der aufwendigen Sicherheitseinrichtungen geht man allgemein davon aus, daß Unfälle, die zu einem Schmelzen des Reaktorkerns führen, nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen werden können. Kernkraftwerke werden deshalb üblicherweise nicht speziell gegen Kernschmelzunfälle ausgelegt.

Störfälle, die auslegungsgemäß mit den Sicherheitssystemen beherrscht werden, tragen praktisch nicht zum Risiko bei, da sie keine Schäden in der Umgebung der Anlage hervorrufen. Ein Beitrag zum Risiko ist deshalb grundsätzlich nur von Ereignisabläufen zu erwarten, die durch die Sicherheitseinrichtungen nicht beherrscht werden und dabei zu einer Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte aus der Anlage führen. Da der größte Teil der radioaktiven Spaltprodukte im Kristallgitter des Kernbrennstoffs gebunden ist, kann eine nennenswerte Freisetzung von Spaltprodukten nur dann erfolgen, wenn der Kern schmilzt und wenn zusätzlich die verbleibenden Spaltproduktbarrieren versagen. Folglich besteht die wesentliche Aufgabe einer Risikountersuchung gerade darin, diese extremen Fälle zu diskutieren und hinsichtlich ihrer Häufigkeit und ihrer Folgen zu bewerten.

Über Kernschmelzunfälle können aus den vorliegenden Betriebserfahrungen keine Aussagen gewonnen werden. Deshalb ist man bei der Behandlung von Kernschmelzunfällen bzw. allgemein auch bei der Risikoermittlung weitgehend auf theoretische Untersuchungen angewiesen.

Die Untersuchungen darüber, welche Ereignisabläufe bei welchen Ausfallkombinationen der Sicherheitssysteme zum Kernschmelzen führen können, sowie die Ergebnisse der zugehörigen Wahrscheinlichkeitsbewertungen sind in Kapitel 5 erläutert. Ausgehend von diesen Arbeiten beschäftigt sich das vorliegende Kapitel mit der modellmäßigen Erfassung des weiteren Ereignisablaufes, beginnend beim Schmelzen des Kerns bis hin zur eventuellen Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung der Anlage. In einzelnen werden die Vorgänge beim Kernschmelzen, die Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Reaktorkern, die Belastungen für den Sicherheitsbehälter, mögliche Versagensarten des Sicherheitsbehälters und die damit verbundene Freisetzung von Spaltprodukten aus der Anlage untersucht.

Abschnitt 6.2 enthält die Ergebnisse der Modelluntersuchungen zu den Kernschmelzvorgängen. Behandelt werden alle Phasen des Kernschmelzablaufs. Im wesentlichen handelt es sich dabei um

- das Abschmelzen des Reaktorkerns,
- das Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters und
- die Vorgänge beim Eindringen der Schmelze in das Gebäudefundament.

Insbesondere werden die mit dem Kernschmelzvorgang verbundenen Energie- und Masseneinträge aus dem Reaktorkühlkreislauf in den Sicherheitsbehälter ermittelt, da diese wesentlich für die Belastung des Sicherheitsbehälters und damit auch für dessen mögliches Versagen sind.

Der Sicherheitsbehälter stellt bei Kernschmelzunfällen die letzte Spaltproduktbarriere dar. Seine Dichtheit ist in einem solchen Fall ausschlaggebend dafür, ob und in welchem Ausmaß Spaltprodukte aus der Anlage entweichen können. Die verschiedenen Möglichkeiten eines Versagens des Sicherheitsbehälters werden deshalb in Abschnitt 6.3 untersucht. Ein Versagen bzw. eine Undichtigkeit des Sicherheitsbehälters kann zwei prinzipiell unterschiedliche Ursachen haben. Zum einen ist es denkbar, daß z. B. als Folge eines Kernschmelzunfalls Belastungen auftreten, die über den Versagensgrenzen des Sicherheitsbehälters liegen und damit zu seiner Beschädigung führen. Zum anderen können Fehler etwa in den Abschlußorganen von Sicherheitsbehälterdurchführungen bei Eintritt eines Störfalles das Versagen des Sicherheitsbehälterabschlusses und damit eine Undichtigkeit des Sicherheitsbehälters bewirken. Zunächst werden alle Möglichkeiten, die auf einem der o. a. Wege eine Beeinträchtigung der Integrität des Sicherheitsbehälters verursachen könnten, zusammengestellt und diskutiert. Anschließend werden die Versagensarten des Sicherheitsbehälters, die für die Referenzanlage relevant sind und weiterverfolgt werden müssen, abgegrenzt.

Abschnitt 6.4 befaßt sich mit dem Problem der Dampfexplosion. Hierzu wird in WASH-1400 pessimistisch angenommen, daß bei einem Kernschmelzunfall mit einer gewissen Wahrscheinlichkeit eine Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter stattfindet, die zu einer Zerstörung von Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter und damit zur Freisetzung großer Mengen von Spaltprodukten in die Umgebung führt. Mittlerweile ist eine Reihe von vertiefenden Untersuchungen zu diesem Problem begonnen worden, die darauf hindeuten, daß Unfallabläufe, die aus einer Dampfexplosion über ein Versagen des Reaktordruckbehälters zu einer Zerstörung des Sicherheitsbehälters führen, nicht auftreten werden. Eine endgültige Bewertung der Dampfexplosion konnte jedoch bisher nicht vorgenommen werden. Dies ist unter anderem auch darauf zurückzuführen, daß die laufenden Forschungsvorhaben noch nicht abgeschlossen sind. Aus diesem Grunde wurde das Auftreten einer Dampfexplosion, die über ein Versagen des Reaktordruckbehälters hinaus zu einer Zerstörung des Sicherheitsbehälters führt, wahrscheinlichkeitsmäßig wie in WASH-1400 bewertet.

Abschnitt 6.5 beschäftigt sich mit den Modelluntersuchungen zur Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten. Hierzu ist zunächst das Spaltproduktinventar in der Anlage zu ermitteln. Für die verschiedenen Unfallabläufe folgt die Bestimmung der Spaltproduktfreisetzung aus dem Kernbrennstoff (Größe und zeitlicher Verlauf). Unter Berücksichtigung der thermodynamischen Verhältnisse im Sicherheitsbehälter werden Transport und Rückhaltung der Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter untersucht. Schließlich werden für die verschiedenen Unfallabläufe und die zugehörigen Versagensarten des Sicherheitsbehälters die Spaltproduktfreisetzungen in die Umgebung der Anlage bestimmt.

Die Untersuchungen in Abschnitt 6.5 zeigen, daß die verschiedenen Unfallabläufe z. T. zu ähnlichen Freisetzungen führen. Die Freisetzungen lassen sich deshalb zu einer Reihe von repräsentativen Freisetzungen, den sogenannten Freisetzungskategorien, zusammenfassen. Dadurch kann der Aufwand für die Berechnung der Unfallfolgen erheblich redu-

ziert werden. Die Gesichtspunkte, die bei der Bildung der Freisetzungskategorien eine Rolle spielen, sowie die wesentlichen Eigenschaften der einzelnen Freisetzungskategorien werden in Abschnitt 6.6 erläutert.

6.2 Untersuchung des Kernschmelzablaufs

6.2.1 Einleitung

Die radioaktiven Spaltprodukte eines Kernkraftwerks werden durch mehrere hintereinanderliegende Strukturen, die Spaltproduktbarrieren, eingeschlossen. Im Einzelnen sind dies (siehe Abschnitt 3.3.1):

- das Kristallgitter des Brennstoffs selbst,
- die Brennstabhüllrohre,
- der Reaktordruckbehälter zusammen mit dem Reaktorkühlkreislauf und
- der Sicherheitsbehälter.

Zu einer größeren Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten aus dem Kernkraftwerk kann es erst kommen, wenn die im Brennstoff gebundenen Spaltprodukte teilweise oder vollständig aus dem Brennstoff und den Hüllrohren austreten und wenn außerdem die übrigen Spaltproduktbarrieren versagen. Die Spaltprodukte entweichen nur dann in nennenswertem Umfang aus Brennstoff und Hüllrohren, wenn der Brennstoff schmilzt.

Die Höhe und der zeitliche Verlauf der Spaltproduktfreisetzung aus dem Reaktorkern hängen dabei vom Verlauf des Kernschmelzens ab.

Neben der Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Reaktorkern tritt im Verlauf eines Kernschmelzunfalls noch eine Reihe weiterer wichtiger physikalischer bzw. chemischer Vorgänge auf. Kommen z. B. im Verlauf eines Kernschmelzunfalls geschmolzene Kernmaterialien mit Kühlmittel in Berührung, so erfolgt eine Wärmeübertragung in das Kühlmittel, das dadurch verdampft. Je nachdem, welche Bedingungen vorliegen, erfolgt lediglich Sieden oder im Extremfall eine spontane Verdampfung des Kühlmittels bis hin zu einer Dampfexplosion. Weiter ist unter ungünstigen Bedingungen damit zu rechnen, daß als Folge eines Kernschmelzunfalls der Reaktordruckbehälter durchschmolzen wird und daß die Schmelzmasse in Kontakt mit Betonstrukturen tritt. Dabei werden diese Strukturen, insbesondere das Gebäudefundament, durch Aufschmelzen zerstört. Außerdem werden beim Eindringen der Schmelze in den Beton Wasserdampf und aufgrund chemischer Prozesse auch Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter freigesetzt. Alle diese Vorgänge führen zu Belastungen für den Sicherheitsbehälter.

Aus den genannten Gründen ist im Rahmen einer Risikostudie eine sorgfältige Untersuchung von Kernschmelzunfällen notwendig. Bis heute hat sich weltweit in keinem Kernkraftwerk ein Kernschmelzunfall ereignet. Die Beschreibung von Kernschmelzunfällen kann deshalb nur mit Hilfe theoretischer Modelle erfolgen. Zwar sind inzwischen einige Teilaspekte durch Forschungsarbeiten abgesichert, doch existieren zur Zeit noch keine Modelle, mit denen der gesamte Ablauf eines Kernschmelzunfalls exakt vorausgesagt werden könnte. Wie in der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie WASH-1400 werden deshalb Kernschmelzunfälle hier weitgehend mit Hilfe pessimistischer Grenzabschätzungen behandelt. Dabei werden die in WASH-1400 entwickelten Methoden und Modelle verwendet.

Die zu den Kernschmelzunfällen ausgewiesenen Ergebnisse werden teilweise stark durch die konstruktiven Merkmale der betrachteten Anlage – hier des KWU-Druckwasserreaktors

Biblis B – bestimmt. So ist z. B. die Ausführung des biologischen Schildes und die räumliche Anordnung des Gebäudesumpfes von ausschlaggebender Bedeutung für die Vorgänge beim Eindringen der Kernschmelze in das Gebäudefundament. Die Ergebnisse der Kernschmelzuntersuchungen für die Referenzanlage lassen sich deshalb nicht ohne weiteres auf andere Kernkraftwerke übertragen. Speziell bei Anlagen mit unterschiedlichem Gebäudekonzept, wie etwa das in WASH-1400 betrachtete Kernkraftwerk Surry I, können andere Effekte wichtiger werden als bei der hier untersuchten Referenzanlage.

6.2.2 Annahmen und Randbedingungen der Kernschmelzuntersuchungen

Wird nach einem Störfall die Nachwärmeabfuhr aus dem Kern ganz oder teilweise unterbrochen, so kann es unter Umständen zu einem Schmelzen des Kerns kommen. Die Vorgänge, die bei einer teilweisen oder vollständigen Unterbrechung der Nachwärmeabfuhr ablaufen, hängen stark vom jeweiligen Einzelfall ab und sind im allgemeinen sehr komplex. Es ist deshalb schwierig, realistische Kriterien dafür festzulegen, wann ein Ereignisablauf in Kernschmelzen mündet und wann der Kern kühlfähig bleibt. Analog zum Vorgehen in WASH-1400 wird in der vorliegenden Studie pessimistisch davon ausgegangen, daß ein Ereignisablauf in Kernschmelzen mündet, wenn die zu seiner Beherrschung erforderlichen Sicherheitssysteme die im Genehmigungsverfahren festgelegten Mindestanforderungen nicht erfüllen. Alle Fälle, bei denen die Sicherheitssysteme mit einer gewissen Verzögerung einsetzen oder mit einer geringeren Kapazität arbeiten als im Genehmigungsverfahren gefordert, werden in diesem Modell als Kernschmelzunfälle betrachtet, auch wenn der Kern in Wirklichkeit vielleicht kühlfähig bleiben sollte. Zur Zeit befassen sich mehrere Forschungsstellen damit, für Kühlmittelverluststörfälle genauer festzulegen, wie groß und wie lang eine Beeinträchtigung der Nachwärmeabfuhr aus dem Kern sein kann, ohne daß ein Kernschmelzen zu erwarten ist. Im wesentlichen wird dazu das Temperaturverhalten des Kerns für unterschiedliche Einspeisemengen der Notkühlsysteme rechnerisch untersucht. Erste Ergebnisse weisen darauf hin, daß die Zahl der möglichen Kernschmelzunfälle in der vorliegenden Risikountersuchung deutlich überschätzt wird.

In Kapitel 5 wurden die Ereignisabläufe, die in der Anlage auftreten können, von der systemtechnischen Seite her untersucht. Das heißt, für alle einleitenden Ereignisse wurde geprüft, welche Sicherheitssysteme zum Eingriff kommen und wie sich ein angenommener Ausfall dieser Sicherheitssysteme auf den Ereignisablauf auswirkt. Je nachdem, ob die im Genehmigungsverfahren festgelegten Mindestanforderungen erfüllt sind oder nicht, wurde entschieden, bei welchen Ereignisabläufen Kernschmelzen anzunehmen ist. Um eindeutige Verhältnisse für die Kernschmelzuntersuchungen zu haben, wird stets angenommen, daß ein System vollständig ausgefallen ist, wenn es die im Genehmigungsverfahren festgelegten Mindestanforderungen nicht erfüllt. Als Ausfallzeitpunkt gilt der Zeitpunkt, zu dem das betreffende System zum Einsatz kommen sollte. Zum Beispiel sei angenommen, daß nach einem doppelendigen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung und erfolgreicher Flutung des Reaktorkerns im Sumpfumwälzbetrieb aufgrund von Komponentenfehlern nicht die nach dem Genehmigungsverfahren erforderlichen Stränge des Not- und Nachkühlsystems zur Verfügung stehen. Da die Umschaltung von Flutbetrieb auf Sumpfumwälzbetrieb beim doppelendigen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung nach ca. 20 min erfolgt, wird in diesem Fall für die Kernschmelzuntersuchungen angenommen, daß 20 min nach Störfalleintritt die Einspeisung von Notkühlwasser in den Reaktor-druckbehälter vollständig unterbrochen wird.

In Analogie zum Vorgehen in WASH-1400 wird nicht zu allen möglichen Kernschmelzunfällen der phänomenologische Ablauf im einzelnen behandelt. Detailliert untersucht werden nur solche Kernschmelzunfälle, die aus dem großen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung und Versagen des Not- und Nachkühlsystems resultieren. Dabei wird unterstellt, daß alle anderen Kernschmelzabläufe bezüglich ihrer Konsequenzen durch diese Fälle abgedeckt werden können. Im wesentlichen läßt sich diese Annahme folgendermaßen begründen: Die verschiedenen Kernschmelzunfälle verlaufen phänomenologisch ähnlich. Lediglich der zeitliche Ablauf kann sehr unterschiedlich sein, da für den zeitlichen Ablauf eines Kernschmelzunfalls die vorhandene Nachwärmeleistung ausschlaggebend ist. Die vorhandene Nachwärmeleistung wird mit fortschreitender Zeit kleiner. Fällt die Nachwärmeabfuhr aus dem Kern kurz nach Störfalleintritt aus, so ist die Nachwärmeleistung noch relativ groß. Fällt die Nachwärmeabfuhr aus dem Kern erst spät nach Störfalleintritt aus, so ist die vorhandene Nachwärmeleistung erheblich kleiner. Das heißt, bei frühem Beginn des Kernschmelzens geht der ganze Kernschmelzvorgang schneller vonstatten als bei spätem Einsetzen des Kernschmelzens. Ein früher und schneller Ablauf des Kernschmelzvorgangs führt aber zu entsprechend frühzeitiger Freisetzung der Spaltprodukte aus dem Kern und zu höheren Belastungen für den Sicherheitsbehälter. Beides ist ungünstig für eine Spaltproduktfreisetzung in die Umgebung.

Unterstellt man bei einem großen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung den Ausfall des Not- und Nachkühlsystems, so kommt es vergleichsweise schneller zum Kernschmelzen als bei anderen Kernschmelzunfällen, wie etwa solchen aus kleinen Lecks in Hauptkühlmittelleitungen oder aus Transientenstörungen. Erfolgt nämlich keine Einspeisung aus dem Not- und Nachkühlsystem, entleeren sich Reaktorkühlkreislauf und Reaktordruckbehälter aufgrund des großen Bruchquerschnitts in kürzester Zeit. Der Reaktorkern ist dann sehr früh ungekühlt und beginnt zu schmelzen. Mit den Kernschmelzabläufen aus großen Lecks in Hauptkühlmittelleitungen lassen sich deshalb die anderen Kernschmelzabläufe abdecken. Bei Transientenstörungen sind Unfallabläufe möglich, die zu Kernschmelzen unter vollem Druck im Reaktorkühlkreislauf führen. Eine genauere Untersuchung solcher Unfallabläufe steht z. Z. noch aus. Wie in WASH-1400 wird angenommen, daß auch diese Kernschmelzunfälle durch die Kernschmelzabläufe aus großen Lecks abgedeckt werden können.

6.2.3 Ergebnisse der Kernschmelzuntersuchungen

In Kapitel 5 (Bild 5-2) sind alle Ereignisabläufe zusammengestellt, die sich aus dem großen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung ergeben können, wenn zusätzlich der Ausfall von Sicherheitssystemen angenommen wird. Aus diesen Ereignisabläufen wurden zwei repräsentative Kernschmelzunfälle ausgewählt, die mit Hilfe der vorhandenen Modelle genauer untersucht und beschrieben wurden.

Dem im weiteren „Kernschmelzfall 1“ genannten Unfallablauf liegen folgende Annahmen zugrunde:

- Großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung,
- Funktion der Druckspeicher und der Niederdruckeinspeisung aus den Flutbehältern entsprechend den Mindestanforderungen des Genehmigungsverfahrens,
- Ausfall des Not- und Nachkühlsystems bei Umschaltung auf Sumpfpumwälzbetrieb nach ca. 20 min.

Mit diesem Kernschmelzfall sind alle Unfallabläufe abgedeckt, die durch einen Ausfall der langfristigen Nachwärmeabfuhr verursacht werden. Dies gilt auch für Unfallabläufe

aus mittleren oder kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung, da hier die Umschaltung auf Sumpfumwälzbetrieb entsprechend später als bei Abläufen aus großen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung erfolgt.

Dem im weiteren „Kernschmelzfall 2“ genannten Unfallablauf liegen folgende Annahmen zugrunde:

- Großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung,
 - Funktion der passiven Sicherheitseinrichtungen (Druckspeicher) entsprechend den Mindestanforderungen des Genehmigungsverfahrens,
 - Vollständiger Ausfall aller aktiven Sicherheitssysteme (Niederdruckeinspeisesysteme).
- Dieser Kernschmelzfall beschreibt pessimistisch alle Unfallabläufe, bei denen von vornherein Versagen der aktiven Sicherheitssysteme unterstellt wird (bei Unfallabläufen aus

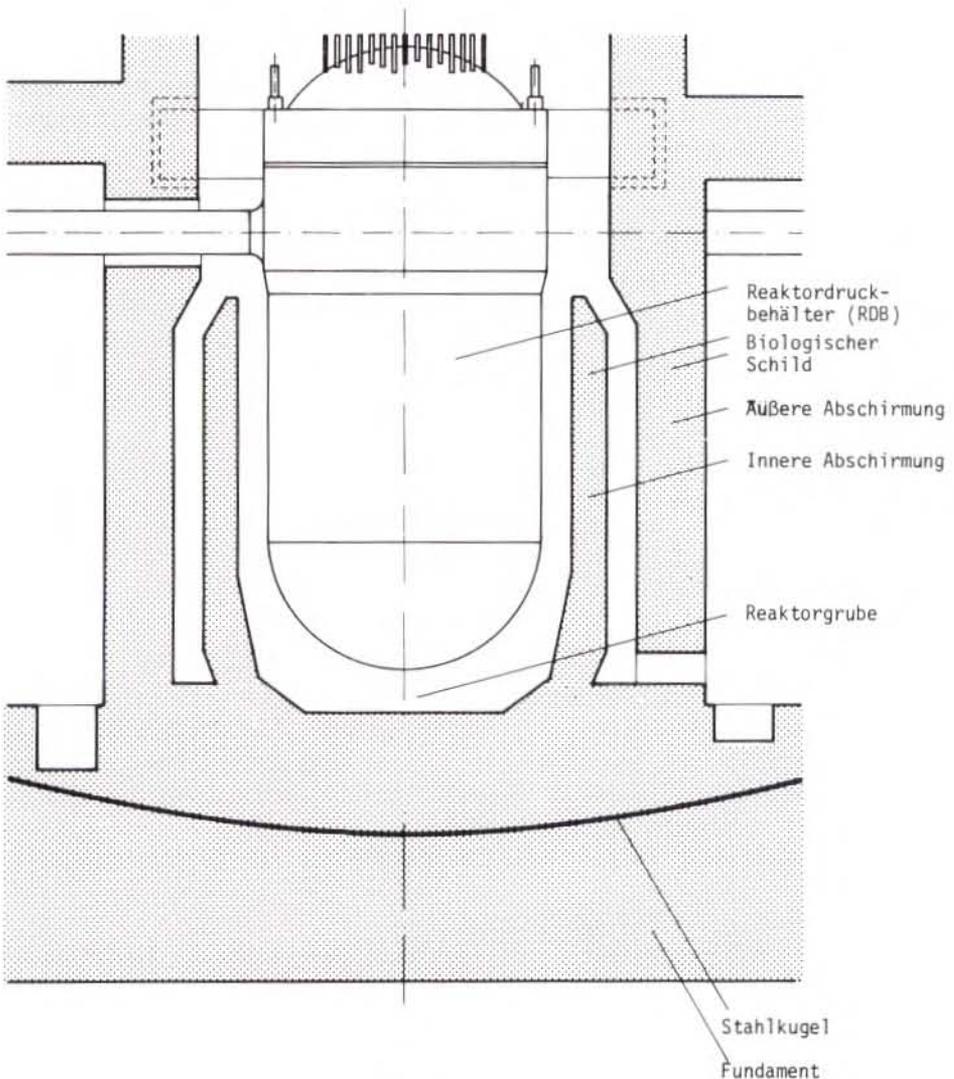


Bild 6-1: Reaktordruckbehälter und biologischer Schild

mittleren und kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung würde dies Ausfall der Hochdruck- und Niederdruckeinspeisung bedeuten). Durch die Druckspeicher wird der Kern wiederbenetzt und das Druckgefäß bis zur Stützenunterkante gefüllt. Wenig später hört die Druckspeichereinspeisung auf. Wegen der danach ausbleibenden Wasserzufuhr beginnt das Ausdampfen des Reaktordruckbehälters und anschließend das Abschmelzen des Kerns. Beim doppelendigen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung wurde pessimistisch eine Zeit von ca. 100 sec bis zum Beginn des Ausdampfens ermittelt. Für kleinere Bruchgrößen und für Transientenstörfälle stellt dieser Wert eine konservative Abschätzung dar. Der Kernschmelzfall 2 führt früher zum Kernschmelzen als der Kernschmelzfall 1.

Die detaillierten Ergebnisse der Modelluntersuchungen bzw. Abschätzungen zu Kernschmelzunfällen sind zusammen mit den relevanten Randbedingungen und Parametern im Fachband dokumentiert. Im folgenden werden die wesentlichen Untersuchungsergebnisse am Beispiel des ersten der beiden oben aufgeführten Kernschmelzunfälle erläutert. Die räumliche Anordnung des Reaktordruckbehälters und der für den Kernschmelzablauf wichtigen Gebäudestrukturen ist aus Bild 6-1 zu ersehen.

Beim Kernschmelzfall 1 wird unterstellt, daß mit Umschaltung auf Sumpfumwälzbetrieb ca. 20 min nach Störfalleintritt alle vier Teilsysteme des Not- und Nachkühlsystems vollständig ausfallen und damit die Einspeisung von Notkühlwasser in den Reaktordruckbehälter aufhört. Zu diesem Zeitpunkt ist der Reaktordruckbehälter noch mindestens bis zur Stützenunterkante der gebrochenen Hauptkühlmittelleitung mit Wasser gefüllt.

Die Modellrechnungen liefern dann folgende Vorstellungen zum weiteren Verlauf des Kernschmelzunfalls:

Die Nachwärmeproduktion des Kerns führt zunächst zur Aufheizung und anschließend zur Verdampfung des Wassers im Reaktordruckbehälter. Dadurch tritt eine Absenkung des Wasserspiegels ein. Wenn der Wasserspiegel bis in den Kernbereich sinkt, werden die oberen Zonen des Kerns freigelegt und beginnen zu überhitzen. Oberhalb einer Temperatur von ca. 950 °C setzt eine exotherme chemische Reaktion zwischen Wasserdampf und dem Zirkon der Hüllrohre ein. Im Verlauf dieser Zirkon-Wasser-Reaktion werden große Wärmemengen freigesetzt. Die Kernaufheizung wird dadurch zusätzlich beschleunigt und es kommt schließlich zum Schmelzen einzelner Kernbereiche. Die Zirkon-Wasser-Reaktion führt zu einer Oxidation des Hüllrohrmaterials. Dabei entsteht Wasserstoff, der über die Bruchstelle in den Sicherheitsbehälter gelangt.

Mit dem Einsetzen des Kernschmelzens geht die ursprüngliche Kerngeometrie verloren. Bei einem Kern, der zumindest teilweise von Wasser bedeckt wird, ist jedoch zu erwarten, daß das geschmolzene Kernmaterial im allgemeinen nicht unmittelbar in das untere Plenum des Reaktordruckbehälters fällt, sondern zunächst an kälteren Kernstrukturen wieder erstarrt [1]. Über der so entstandenen Kruste kann sich dann unter Umständen eine größere Menge Schmelze ansammeln. Erst wenn die Kerntagestruktur ihre Versagenstemperatur erreicht hat, ist mit dem Absturz des Kerns in das möglicherweise noch mit Wasser gefüllte untere Plenum des Reaktordruckbehälters zu rechnen.

Im vorliegenden Abschnitt wird die Möglichkeit einer Dampfexplosion nicht weiter behandelt. Die mit dem Problem Dampfexplosion zusammenhängenden Fragestellungen werden in Abschnitt 6.4 ausführlich diskutiert.

Nach Absturz des geschmolzenen Kernmaterials in das untere Plenum des Reaktordruckbehälters geben die Kerntrümmer und das geschmolzene Kernmaterial ihre Speicherwärme und die Nachwärme an das vorhandene Restwasser im unteren Plenum ab und verdampfen es. Anschließend heizt sich das Kernmaterial erneut auf, durchschmilzt den Reaktordruckbehälter und fällt auf den Beton des Reaktorfundaments.

Tab. 6-1: Ergebnisse der Modelluntersuchungen zum zeitlichen Ablauf von Kernschmelz-unfällen

Vorgang	Zeit nach Eintritt des auslösenden Ereignisses [Stunden]	
	Fall 1	Fall 2
Ausfall der Notkühlung	0,3	0
Beginn des Kernschmelzens	1,1	0,6
Ende des Kernschmelzens, Absturz des Kerns in das untere Plenum	1,4	0,9
Ende der Restwasserverdampfung im unteren Plenum	1,9	1,3
Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters, Absturz der Schmelze in die Reaktorgrube	2,2	1,6
Durchschmelzen der inneren Abschirmung, Kontakt Schmelze - Sumpfwasser	4,4	3,7
Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters	26	21
Versagen des Gebädefundaments	ca. 100	ca. 100

Fall 1:

- Großes Leck in einer Hauptkühlmitteleitung
- Funktion der Druckspeicher und der Niederdruckeinspeisung aus den Flutbehältern entsprechend den Mindestanforderungen des Genehmigungsverfahrens
- Ausfall des Not- und Nachkühlsystems bei Umschaltung auf Sumpfumwälzbetrieb nach ca. 20 min

Fall 2:

- Großes Leck in einer Hauptkühlmitteleitung
- Funktion der passiven Sicherheitseinrichtungen (Druckspeicher) entsprechend den Mindestanforderungen des Genehmigungsverfahrens
- Vollständiger Ausfall aller aktiven Sicherheitssysteme (Niederdruckeinspeisesysteme)

Der von der Schmelze benetzte Beton wird zunächst aufgeheizt und schließlich geschmolzen. Die Schmelze dringt so allmählich in den sie umgebenden Beton vor. Dabei wird das physikalisch und chemisch im Beton gebundene Wasser freigesetzt. Dieses Wasser kann in Form von überhitztem Wasserdampf in den Sicherheitsbehälter gelangen. Experimentelle Untersuchungen hierzu [2] lassen jedoch erwarten, daß nahezu der gesamte Wasserdampf die metallischen Anteile der Schmelze oxidiert und als Folge Wasserstoff freigesetzt wird. Mit einer Freisetzung von CO_2 , wie bei der Referenzanlage aus WASH-1400, ist nicht zu rechnen, da in der deutschen Anlage eine andere Betonart verwendet worden ist.

Der Schmelzvorgang verläuft sowohl seitlich in Richtung auf den Gebäudesumpf als auch vertikal in das Fundament. Im weiteren Ablauf wird davon ausgegangen, daß Schmelze mit Sumpfwasser in Kontakt kommt. Die Verdampfung des Sumpfwassers führt zu einer stetigen Druckzunahme im Sicherheitsbehälter.

Welcher Anteil der in der Schmelze freigesetzten Nachwärme zur Verdampfung des Sumpfwassers beiträgt, ist z. Z. noch nicht geklärt. Hierzu laufen intensive Untersuchungen. Die Bestimmung der Verdampfungsrate für das Sumpfwasser erfolgt deshalb unter der Annahme, daß die gesamte Nachwärme ausschließlich zur Verdampfung dient. Diese Grenzabschätzung wird durch erste Resultate laufender Forschungsvorhaben bestätigt.

Solange der Sicherheitsbehälter dicht bleibt, ist zu erwarten, daß ein beträchtlicher Teil des verdampften Sumpfwassers an den kälteren Einbauten und Strukturen des Sicherheitsbehälters kondensiert und wieder in den Sumpf zurückfließt. Die Sumpfwasserverdampfung hält an. In dieser Zeit dringt die Schmelzfront nur unwesentlich weiter in das Fundament ein.

Erst nach einem Versagen des Sicherheitsbehälters kann das verdampfende Sumpfwasser aus dem Sicherheitsbehälter entweichen, so daß die Schmelze schließlich nicht mehr gekühlt wird und weiter in das Fundament eindringt.

Der Zeitpunkt, zu dem die Schmelze das Betonfundament vollständig durchdrungen hat und in das Erdreich gelangt, ist unter Benutzung verschiedener Modelle abgeschätzt worden. Danach kann ein Wert von 4 bis 5 Tagen angesetzt werden.

Kernschmelzfall 2 verläuft ähnlich wie Kernschmelzfall 1. Die wesentlichen Ergebnisse zum zeitlichen Verlauf der beiden Kernschmelzfälle sind in Tabelle 6-1 zusammengestellt. Die dort angegebenen Zeiten wurden wie im WASH-1400 teils mit dem Rechenprogramm BOIL und teils mit Handabschätzungen bestimmt. Es handelt sich dabei weitgehend um pessimistische Grenzabschätzungen, so daß die ausgewiesenen Zeiten zum Teil erheblich kleiner sein dürften, als dies bei einem tatsächlichen Kernschmelzunfall zu erwarten wäre.

6.3. Untersuchungen zum Versagen des Sicherheitsbehälters

6.3.1 Allgemeines

Das vorliegende Kapitel befaßt sich mit den Untersuchungen zu möglichem Versagen des Sicherheitsbehälters. Analog zu WASH-1400 sind detaillierte Untersuchungen nur für solche Ereignisabläufe durchgeführt worden, die sich aus dem großen Bruch in einer Hauptkühlmittelleitung ergeben können. Dabei wird angenommen, daß diese Ereignisabläufe alle anderen Ereignisabläufe hinsichtlich der auftretenden Belastungen für den Sicherheitsbehälter abdecken. Eine Diskussion dieser Annahme findet sich im Fachband.

Bei einem Störfall oder Unfall treten je nach Ablauf der Ereignisse verschiedene Vorgänge

auf, die unmittelbar oder durch Folgeereignisse zu einer Belastung des Sicherheitsbehälters führen können. Werden dabei Versagensgrenzen des Sicherheitsbehälters überschritten, kommt es zu einer Beschädigung. Unabhängig von ihrer Bedeutung werden in einem ersten Schritt alle Prozesse, die den Zustand des Sicherheitsbehälters beeinflussen, zusammengestellt und im einzelnen diskutiert. Anhand der Belastungen, die sich für den Sicherheitsbehälter ergeben, lassen sich dann die Fälle bestimmen, bei denen ein Versagen des Sicherheitsbehälters anzunehmen ist.

Bei einem Versagen des Sicherheitsbehälters spielen für die Spaltproduktfreisetzung in die Umgebung nicht nur der Versagenszeitpunkt und die Versagensart eine Rolle, sondern auch die thermodynamischen Verhältnisse im Sicherheitsbehälter.

6.3.2 Diskussion der Versagensarten des Sicherheitsbehälters

Ein Versagen bzw. eine Undichtigkeit des Sicherheitsbehälters bei einem Störfall oder Unfall kann zwei prinzipiell unterschiedliche Ursachen haben. Zum einen ist es möglich, daß der Sicherheitsbehälter aufgrund von Fehlern im Anforderungsfall nicht dicht schließt. Zum anderen ist es aber auch denkbar, daß der Sicherheitsbehälter im Verlauf eines Störfalles bzw. Unfalles Belastungen unterworfen wird, für die er nicht ausgelegt ist. Überschreiten solche Belastungen Versagensgrenzen des Sicherheitsbehälters, so wird er zwangsläufig beschädigt.

Zunächst wird der erste Komplex kurz behandelt. Anschließend folgte eine ausführliche Diskussion des zweiten Ursachenkomplexes.

6.3.2.1 Versagen des Sicherheitsbehälterabschlusses

Der Sicherheitsbehälter besteht aus einer gasdicht verschweißten kugelförmigen Stahlhülle von 56 m Durchmesser. Ins Innere der Stahlhülle führen 3 druckfeste und gasdichte Schleusen. Daneben gibt es in der Stahlhülle eine Reihe von Rohrleitungs- und Kabeldurchführungen, die im wesentlichen zum Betrieb der innerhalb des Sicherheitsbehälters angeordneten Systeme erforderlich sind. Jede die Stahlhülle durchdringende Rohrleitung ist mit mindestens 2 hintereinandergeschalteten Absperrarmaturen versehen. Bei Eintritt eines Störfalles werden die Absperrreinrichtungen aller Rohrleitungen, die zur Beherrschung des Störfalles nicht benötigt werden, automatisch geschlossen. Wenn nun beide Absperrarmaturen einer Rohrleitung aufgrund irgendwelcher Fehler nicht geschlossen werden können, so bedeutet dies bei einigen bestimmten Rohrleitungen, daß der Sicherheitsbehälter ebenfalls nicht dicht geschlossen werden kann. Er weist dann ein Leck entsprechend der Größe der Rohrleitung auf. Mögliche Leckagen des Sicherheitsbehälters bei Störfällen oder Unfällen wurden mit Hilfe von System- und Zuverlässigkeitsanalysen eingehend untersucht und wahrscheinlichkeitsmäßig bewertet. Es ist zweckmäßig, das Spektrum möglicher Leckagen des Sicherheitsbehälters in folgende 3 Bereiche zu unterteilen:

- Große Leckage des Sicherheitsbehälters, repräsentiert durch ein Leck mit einem Durchmesser von 300 mm,
- Mittlere Leckage des Sicherheitsbehälters, repräsentiert durch ein Leck mit einem Durchmesser von 80 mm,
- Kleine Leckage des Sicherheitsbehälters, repräsentiert durch ein Leck mit einem Durchmesser von 25 mm.

Weitere Einzelheiten der Untersuchungen und die zugehörigen Ergebnisse sind im Fachband dokumentiert und werden hier nicht näher erläutert.

6.3.2.2 Versagen des Sicherheitsbehälters durch Überschreiten zulässiger Belastungen

Bei einem Störfall oder Unfall können je nach Ablauf der Ereignisse verschiedene physikalische bzw. chemische Prozesse auftreten, die den Zustand des Sicherheitsbehälters mehr oder weniger stark beeinflussen.

Zusammenstellung möglicher Belastungen

Die Modelluntersuchungen zum Verlauf von Kernschmelzunfällen in Abschnitt 6.2.3 liefern folgende Vorgänge, die den Zustand des Sicherheitsbehälters beeinflussen können:

- Freisetzung von Dampf in den Sicherheitsbehälter,
- Freisetzung von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter,
- Freisetzung von Spaltprodukten und der damit verbundenen Nachwärme in den Sicherheitsbehälter,
- Mechanische Belastung des Sicherheitsbehälters infolge einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter (siehe Abschnitt 6.4).

Eventuell in den Sicherheitsbehälter freigesetzter Wasserstoff kann sich verschieden verhalten. Er kann

- als Gas zur Druckerhöhung im Sicherheitsbehälter führen,
- verbrennen und damit dem Sicherheitsbehälter Wärme zuführen sowie den Druck erhöhen,
- bei Vorliegen entsprechender Voraussetzungen explodieren.

Modellbeschreibung der Vorgänge im Sicherheitsbehälter

Die oben geschilderten Effekte sollen nun bezüglich ihrer Auswirkungen auf den Sicherheitsbehälter genauer diskutiert werden.

Durch die Zufuhr von Masse und Energie aus Reaktorkühlkreislauf und Reaktorkern steigen Druck und Temperatur im Sicherheitsbehälter an. Einer solchen Erhöhung von Druck und Temperatur wirken jedoch die im Sicherheitsbehälter befindlichen Einbauten aus Stahl und Beton (Strukturen) entgegen. Im Normalbetrieb der Anlage haben die Einbauten eine Temperatur von 30–40 °C. Steigt die Temperatur in der Sicherheitsbehälteratmosphäre, so bilden die Einbauten Wärmesenken. Das heißt, sie nehmen einen Teil der dem Sicherheitsbehälter zugeführten Energie auf und erwärmen sich dabei. Den Einbauten kommt daher im allgemeinen hinsichtlich des Druck- und Temperaturverlaufes im Sicherheitsbehälter bei Störfällen bzw. Unfällen eine wesentliche Bedeutung zu.

Die Berechnung des Druck- und Temperaturverlaufes im Sicherheitsbehälter erfolgt mit dem Rechenprogramm CONDRU. Dieses im Genehmigungsverfahren angewandte Rechenprogramm ist um einige Modelle erweitert worden und gestattet nun auch die Untersuchung der Auswirkungen von Kernschmelzunfällen auf den Sicherheitsbehälter.

Druck- und Temperaturverlauf im Sicherheitsbehälter

Die Ergebnisse der Untersuchungen zum Druck- und Temperaturverlauf im Sicherheitsbehälter sind für alle betrachteten Ereignisabläufe im Fachband dokumentiert. Dort finden sich auch die Ergebnisse der Parameterstudien zur Abgrenzung des Einflusses wesentlicher Größen. Im folgenden werden die Untersuchungsergebnisse an einigen exemplarischen Fällen erläutert.

Bild 6-2 zeigt den Druckverlauf im Sicherheitsbehälter für einen beherrschten großen Kühlmittelverluststörfall. Dabei wurde der doppelendige Bruch einer heißen Hauptkühlmittelleitung angenommen, da dieser hinsichtlich der auftretenden Belastungen für den Sicherheitsbehälter am ungünstigsten ist.

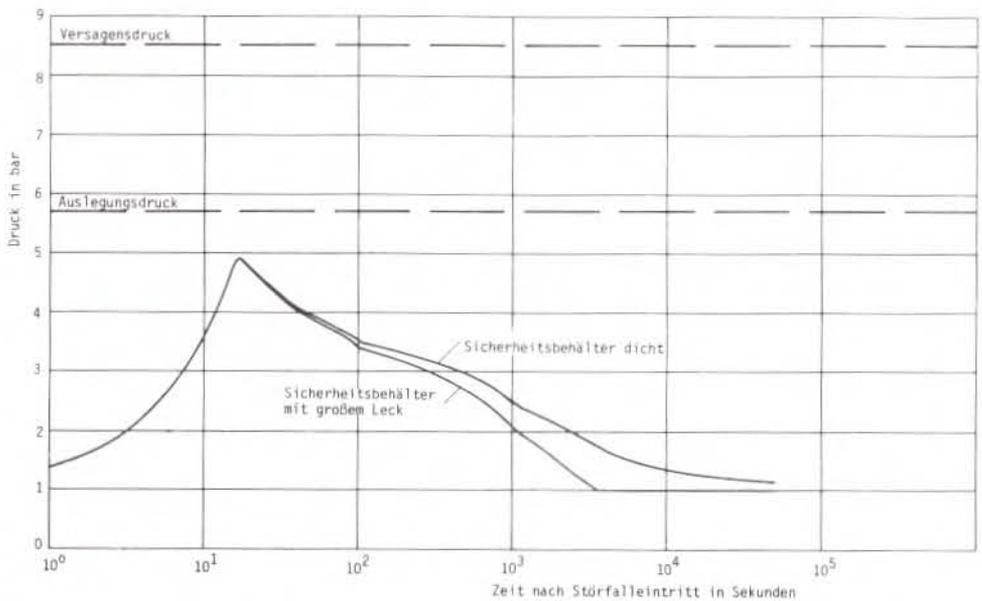


Bild 6-2: Druckverlauf im Sicherheitsbehälter für den beherrschten doppelendigen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung

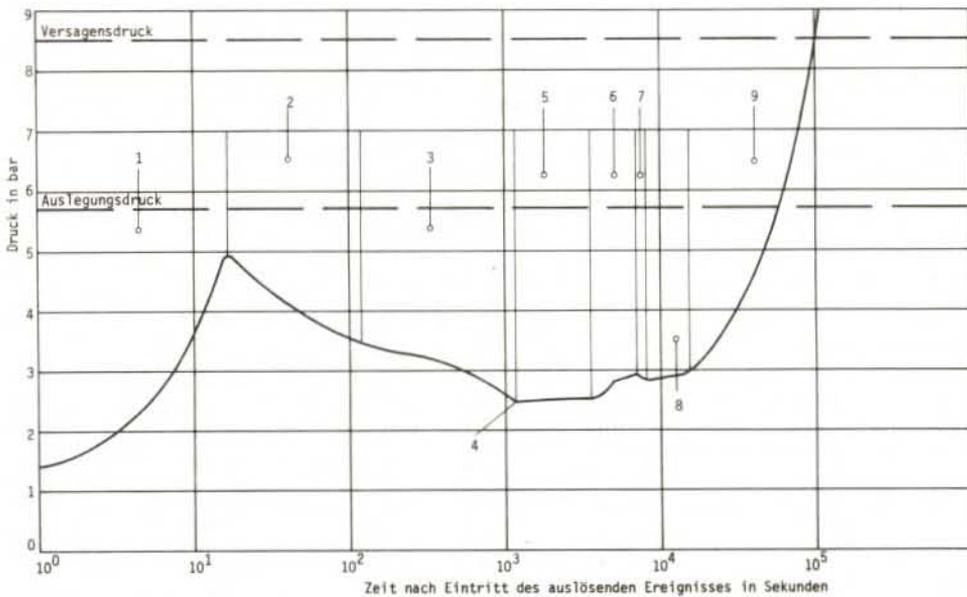
Zunächst entleert sich das Hauptkühlmittel unter starker Dampfbildung in den Sicherheitsbehälter. Der Druck und die Temperatur im Sicherheitsbehälter steigen stetig an. Am Ende der Hauptkühlmittelausströmung (Blowdown-Ende) erreicht der Druck ein Maximum von ca. 4,9 bar. Kurz vor Blowdown-Ende beginnen die Druckspeicher kaltes Notkühlwasser in den Reaktorkühlkreislauf zu speisen. Wenig später starten die Nachkühlpumpen und fördern ebenfalls kaltes Wasser in den Reaktorkühlkreislauf. Der Reaktordruckbehälter wird wieder mit Wasser aufgefüllt. Dabei kommt es noch zu Dampfbildung. Nachdem der Reaktordruckbehälter wieder ganz mit Wasser gefüllt ist, hört die Dampfbildung auf. Das eingespeiste kalte Notkühlwasser nimmt nun die Nachzerfalls- und Speicherwärme des Reaktors auf, erwärmt sich dabei und fließt über die Bruchstelle in den Sumpf des Sicherheitsbehälters. Der in den Sicherheitsbehälter geströmte Dampf kondensiert zum Teil an den Einbauten und fließt dann als Wasser ebenfalls in den Sumpf. Mit Blowdown-Ende ist die Wärmeabfuhr in die Einbauten größer als die der Sicherheitsbehälteratmosphäre in Form von Dampf zugeführte Energie. Der Druck im Sicherheitsbehälter fällt daher ständig ab. Nach ca. 20 min wird auf den Sumpfumwälzbetrieb umgeschaltet. Die Nachkühlpumpen saugen jetzt – statt des kalten Notkühlwassers aus den Flutbehältern – das heißere Wasser aus dem Sumpf des Sicherheitsbehälters an und fördern es über die Nachkühler wieder in den Reaktorkühlkreislauf. Die Nachkühler führen die Nachzerfalls- und Speicherwärme des Reaktors sowie langfristig auch die vom Sicherheitsbehälter aufgenommene Wärme über den nuklearen Zwischenkühlkreislauf und das nukleare Nebenkühlwassersystem an den Fluß ab. Der Druck und die Temperatur im Sicherheitsbehälter sinken damit stetig ab und erreichen schließlich nahezu die Anfangswerte vor Störfalleintritt.

Im Verlauf des beschriebenen Störfalles tritt im Sicherheitsbehälter ein maximaler Druck von ca. 4,9 bar auf. Dieser liegt deutlich unter dem Auslegungsdruck des Sicherheitsbehälters von 5,7 bar.

Die zweite Kurve in Bild 6-2 zeigt den Druckverlauf im Sicherheitsbehälter für denselben Störfall unter der Annahme, daß der Sicherheitsbehälter ein großes Leck aufweist (Durchmesser 300 mm). Der Druckverlauf verhält sich ähnlich wie im vorher diskutierten Fall. Durch die zusätzliche Masse- und Energieabfuhr über das Leck erfolgt der Druckabfall im Sicherheitsbehälter jedoch rascher. Bereits nach etwa 1 Stunde erreicht der Druck im Sicherheitsbehälter Atmosphärendruck.

Im weiteren soll nun der Druckverlauf im Sicherheitsbehälter für den in Abschnitt 6.2.3 behandelten Kernschmelzfall 1 diskutiert werden. Bis zur Umschaltung auf Sumpfumwälzbetrieb läuft dieser Unfall genauso ab wie der beherrschte große Kühlmittelverluststörfall. Der Druckverlauf im Sicherheitsbehälter (Bild 6-3) stimmt daher bis zur Umschaltung auf Sumpfumwälzbetrieb mit dem Druckverlauf in Bild 6-2 überein.

Bei Umschaltung auf Sumpfumwälzbetrieb wird nun Ausfall des Not- und Nachkühlsystems angenommen, d. h., es gelangt kein Notkühlwasser mehr in den Reaktordruckbehälter. Der zunächst noch gefüllte Reaktordruckbehälter beginnt auszudampfen. Der Dampf gelangt über die Leckstelle in den Sicherheitsbehälter. Die mit diesem Dampf verbundene Energiezufuhr in die Sicherheitsbehälteratmosphäre und die Wärmeabfuhr in die Ein-



Erläuterungen zu Bild 6-3

- | | |
|---|---|
| <ol style="list-style-type: none"> 1 Ausströmphase des Reaktorkühlkreislaufs 2 Wiederauffüllung und Flutung des Reaktordruckbehälters 3 Niederdruckeinspeisung aus den Flutbehältern. 4 Umschaltung auf Sumpfumwälzbetrieb (Zu diesem Zeitpunkt wird beim Kernschmelzfall 1 Ausfall der Notkühlung angenommen.) | <ol style="list-style-type: none"> 5 Ausdampfen des Reaktordruckbehälters. 6 Abschmelzen des Reaktorkerns, H_2-Bildung aus der $Zr-H_2O$-Reaktion und H_2-Verbrennung im Sicherheitsbehälter, Restwasserverdampfung 7 Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters. 8 Beginn des Aufschmelzens von Fundament und innerer Abschirmung 9 Verdampfung des Sumpfwassers |
|---|---|

Bild 6-3: Druckverlauf im Sicherheitsbehälter für Kernschmelzfall 1

bauten halten sich in dieser Phase des Unfallablaufs ungefähr die Waage. Der Druck im Sicherheitsbehälter bleibt nahezu konstant.

Mit Einsetzen der Zirkon-Wasser-Reaktion kommt es zu einer Freisetzung von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter. Aufgrund der niedrigen Entzündungstemperatur und der hohen Freisetzungstemperatur wird in der Phase A dieser Studie angenommen, daß der Wasserstoff durch Selbstentzündung sofort verbrennt. Bei der Verbrennung des Wasserstoffs werden große Wärmemengen frei. Der Druck im Sicherheitsbehälter steigt dadurch kurzzeitig stark an.

Beim Kernschmelzen entweichen größere Mengen von Spaltprodukten aus den zerstörten Brennelementen in den Sicherheitsbehälter. Die Nachzerfallwärme der freigesetzten Spaltprodukte wird dann unmittelbar der Sicherheitsbehälteratmosphäre zugeführt. Dieser Effekt wurde bei allen Rechnungen berücksichtigt.

Mit Absturz des geschmolzenen Kerns in das Restwasser im unteren Plenum des Reaktor-druckbehälters hört die Entstehung von Wasserstoff und die Freisetzung von Spaltprodukten zunächst auf. Die Verdampfung des Restwassers führt jedoch weiter zu einem Druckanstieg im Sicherheitsbehälter. Während die Schmelze den Reaktor-druckbehälter durchschmilzt, strömt praktisch keine Masse oder Energie aus dem Reaktor-druckbehälter in den Sicherheitsbehälter. Der Druck im Sicherheitsbehälter fällt daher jetzt wieder ab.

Nachdem die Schmelze in die Reaktorgrube gefallen ist, dringt sie allmählich in den Beton ein. Dabei wird das im Beton enthaltene Wasser freigesetzt und verdampft. Geht man davon aus, daß hierbei Wasserdampf in den Sicherheitsbehälter freigesetzt wird, so wäre der resultierende Energieeintrag in den Sicherheitsbehälter relativ gering und der Druck fiel ab. Neuere Untersuchungen lassen jedoch vermuten, daß unter den vorliegenden Bedingungen der Wasserdampf vollständig durch die metallischen Bestandteile der Schmelze reduziert wird, und daß der dabei freiwerdende Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter strömt und dort verbrennt. Der Druck im Sicherheitsbehälter steigt dann leicht an.

Im weiteren Verlauf des Unfalls wurde angenommen, daß die Schmelze mit dem Sumpfwasser in Berührung kommt. Infolge der Sumpfwasserverdampfung strömen dann größere Dampfmengen in den Sicherheitsbehälter und der Druck im Sicherheitsbehälter steigt langfristig stark an. Die Untersuchungen im Fachband schätzen für den Sicherheitsbehälter einen Versagensdruck von ca. 8,5 bar ab. Legt man pessimistische Annahmen zugrunde, wird dieser Druck im vorliegenden Fall etwas mehr als einen Tag nach Eintritt des auslösenden Ereignisses erreicht, so daß zu diesem Zeitpunkt ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters unterstellt werden muß.

Bild 6-4 zeigt den Druckverlauf im Sicherheitsbehälter für Kernschmelzfall 2 (Abschnitt 6.2.3). Der Druck im Sicherheitsbehälter verhält sich ähnlich wie beim Kernschmelzfall 1. Das Druckniveau liegt jedoch insgesamt etwas höher und der angenommene Versagensdruck des Sicherheitsbehälters wird früher erreicht. Dies hängt damit zusammen, daß beim Kernschmelzfall 2 früher Ausfall des Not- und Nachkühlsystems angenommen wird als beim Kernschmelzfall 1. Alle Vorgänge laufen deshalb schneller ab. Dies führt dann zu dem höheren Druckverlauf.

Insgesamt liefern die Rechnungen folgendes Resultat: In der Anfangsphase von Kernschmelzunfällen bleibt der Druck im Sicherheitsbehälter unter dem Auslegungsdruck. Ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters ist in dieser Zeit nicht zu erwarten. Die Freisetzung von Spaltprodukten und Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter spielt für den Druckaufbau nur eine geringe Rolle, wenn eine sofortige kontinuierliche Verbrennung des Wasserstoffs angenommen wird. Bei allen Kernschmelzunfällen kommt es jedoch nach Durchschmelzen der inneren Betonabschirmung zur Verdampfung des Sumpfwas-

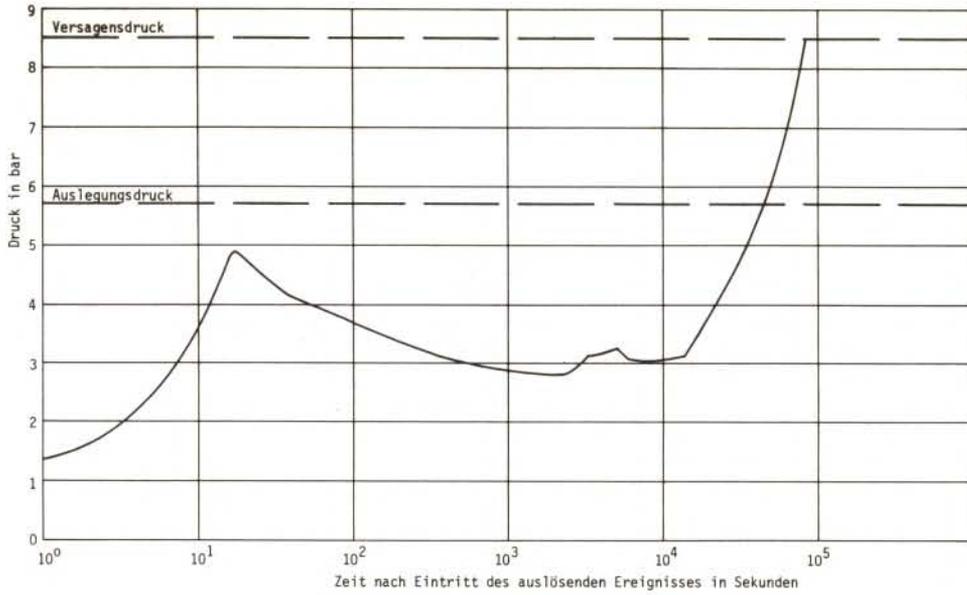


Bild 6-4: Druck im Sicherheitsbehälter für Kernschmelzfall 2

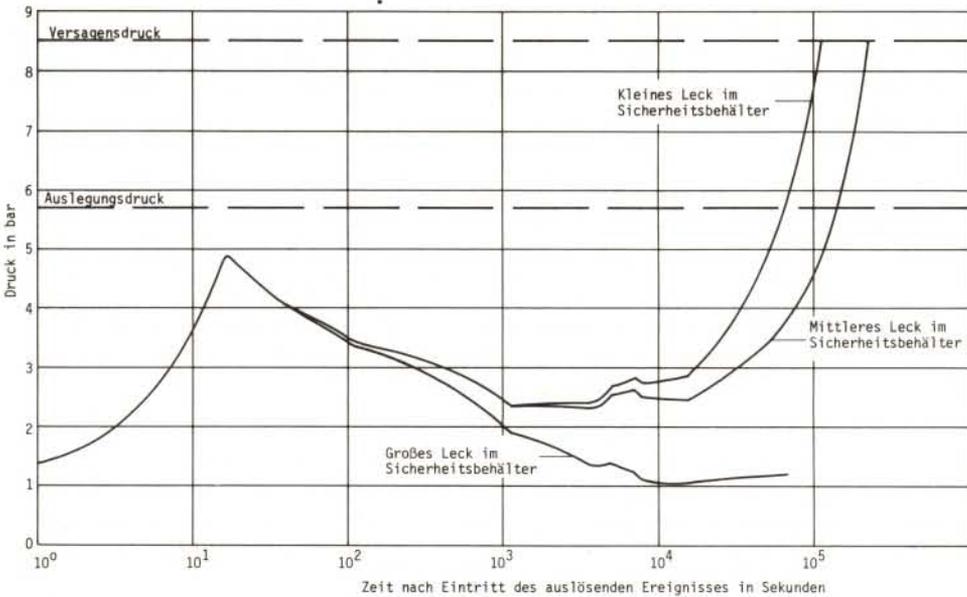


Bild 6-5: Druckverlauf im Sicherheitsbehälter für Kernschmelzfall 1 bei Annahme verschieden großer Lecks im Sicherheitsbehälter

sers. Daraus resultiert langfristig ein starker Druckanstieg, der schließlich zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters führt.

Unterstellt man beim Kernschmelzfall I vom Eintritt des auslösenden Ereignisses an ein Leck im Sicherheitsbehälter, so strömen während des gesamten Unfallablaufs aufgrund des Druckgefälles Masse und Energie aus dem Sicherheitsbehälter in die Umgebung. Das führt zu einer Verringerung des Sicherheitsbehälterdruckes. Für die in Abschnitt 6.3.2.1 aufgeführten Leckgrößen im Sicherheitsbehälter zeigt der Druckverlauf folgendes Verhalten (Bild 6-5):

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

In zwei Phasen eines Kernschmelzunfalles wird aufgrund chemischer Prozesse Wasserstoff gebildet und in den Sicherheitsbehälter freigesetzt. Sollte dieser Wasserstoff nicht verbrennen, so besteht die Möglichkeit, daß er sich im Sicherheitsbehälter bis zur unteren Explosionsgrenze anreichert. Es könnte dann zu einer plötzlichen Verbrennung des Wasserstoffs kommen. In Anlehnung an die Ausführungen zur H_2 -Explosion in WASH-1400 wurde in der Phase A der Studie angenommen, daß hierbei kein Versagen des Sicherheitsbehälters eintritt. Die Gültigkeit dieser Annahme muß in Phase B der Studie noch geprüft werden.

6.3.3 Zusammenfassung

In Abschnitt 6.3.2 sind die verschiedenen Möglichkeiten eines Versagens des Sicherheitsbehälters im Verlauf eines Störfalles oder Unfalles untersucht worden. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen sollen hier noch einmal kurz zusammengestellt werden.

Bei Störfällen, die von den Sicherheitssystemen beherrscht werden, ist die einzig mögliche Versagensart des Sicherheitsbehälters die Leckage.

Bei Kernschmelzunfällen müssen folgende Versagensarten des Sicherheitsbehälters berücksichtigt werden:

- α – Zerstörung des Sicherheitsbehälters als Folge einer Dampfexplosion im Reaktor-druckbehälter (siehe Abschnitt 6.4),
- β_1 – Große Leckage des Sicherheitsbehälters (kein Überdruckversagen),
- β_2 – Mittlere Leckage des Sicherheitsbehälters (evtl. Überdruckversagen),
- β_3 – Kleine Leckage des Sicherheitsbehälters (Überdruckversagen),
- δ – Überdruckversagen.

Die griechischen Buchstaben sind die Kurzbezeichnung für die Versagensarten des Sicherheitsbehälters. Die Wahl der Buchstaben erfolgte in Anlehnung an WASH-1400.

In WASH-1400 wird angenommen, daß ein Versagen des Sicherheitsbehälters mit einer Freisetzung in die Atmosphäre gravierendere Auswirkungen hat als ein Durchschmelzen des Fundaments und die damit verbundene Freisetzung von Spaltprodukten ins Erdreich. Tritt vor Durchschmelzen des Fundaments ein Versagen des Sicherheitsbehälters ein, das zu einer Freisetzung in die Atmosphäre führt, so wird in WASH-1400 die Freisetzung in

das Erdreich nicht weiter betrachtet. Dieses Vorgehen wurde aus WASH-1400 übernommen.

Wie die Untersuchungen in Abschnitt 6.3.2 zeigten, kommt es im Fall der deutschen Referenzanlage bei einem Kernschmelzunfall vor der Zerstörung des Fundaments stets auf einem anderen Weg zum Versagen des Sicherheitsbehälters und damit verbunden zu einer atmosphärischen Freisetzung. Die Freisetzung von Spaltprodukten ins Erdreich nach Durchschmelzen des Fundaments wurde deshalb nicht weiter verfolgt.

6.4 Untersuchungen zur Dampfexplosion

6.4.1 Einleitung

Treten während eines Unfalls, verbunden mit Kernschmelzen, geschmolzene Kernmaterialien mit Kühlmittel in Kontakt, dann erfolgt eine Wärmeübertragung in das Kühlmittel, das dadurch verdampft. Die durch die Verdampfung hervorgerufene Volumenvergrößerung führt zu einem Druckanstieg. Je nach vorliegenden Bedingungen erfolgt lediglich Sieden oder im Extremfall eine spontane Verdampfung des Kühlmittels, eine Dampfexplosion. Für das Auftreten einer Dampfexplosion sind mehrere Bedingungen maßgebend:

- Die Fläche, über welche die Wärme von den geschmolzenen Materialien in das Kühlmittel transferiert wird, muß extrem groß sein; dazu ist es erforderlich, daß die Kernschmelze in äußerst kleine Fragmente in der Größenordnung von 100 bis 4 000 Mikrometer (10^{-6} m) zerfällt.
- Die fragmentierte Kernschmelze muß mit dem Kühlmittel in einem innigen Kontakt stehen; d. h., die Kernschmelzfragmente müssen in der Reaktionszone im Kühlmittel möglichst gleichmäßig dispergieren. Diese Bedingung muß in einer extrem kurzen Zeit vorliegen, um eine kohärente, d. h. gleichzeitige Reaktion der beteiligten Massen zu erreichen.
- Sehr gute Wärmeübergangsbedingungen zwischen den zwei Flüssigkeiten (Kernschmelze und Kühlmittel) müssen hinreichend lange bestehen, um dem Kühlmittel genügend Energie für eine nachfolgende spontane Verdampfung zuführen zu können.

Zu einer Wechselwirkung zwischen geschmolzenen Kernmaterialien und Kühlmittel kann es kommen, wenn eine größere Menge geschmolzenen Kernmaterials auf einmal in das mit Wasser gefüllte untere Plenum des Reaktordruckbehälters stürzt. Auf die modellmäßige Vorstellung, wie ein solcher Kontakt von Schmelze und Wasser auftreten kann, wird im Fachband näher eingegangen.

Wird trotz der geringen Eintrittswahrscheinlichkeit eine heftige Wechselwirkung zwischen geschmolzenen Kernmaterialien und Kühlmittel unterstellt, dann werden die umgebenden Strukturen des Reaktordruckbehälters belastet. Im weiteren Verlauf werden die Ergebnisse von ersten, orientierenden Rechnungen zu den auftretenden Belastungen des Reaktordruckbehälters diskutiert. Ziel dieser Untersuchungen ist es, zu prüfen, ob und in welcher Weise der Reaktordruckbehälter versagen kann.

6.4.2 Wechselwirkung zwischen Kernschmelze und Kühlmittel

Die mechanische Belastung des Reaktordruckbehälters bzw. des Sicherheitsbehälters bei einer Dampfexplosion hängt zunächst von den Massen geschmolzenen Materials ab, die gleichzeitig mit dem Restwasser reagieren können. Die Gesamtmasse des Kerns beträgt 149 t (116,3 t Brennstoff; 30,3 t Zirkon, 2,4 t Stahl). Nach WASH-1400 kann bei der Reaktion einer Schmelzmasse, die größer als 20 % des Kerns ist, der Sicherheitsbehälter gefährdet sein. In [3], [4] wird der Schluß gezogen, daß bereits bei mehr als 1 % des Kerns die aus einer Dampfexplosion resultierenden Belastungen im Reaktordruckbehälter unter Umständen nicht mehr beherrschbar sind.

Die Diskussion der Brennstoffmassen, die gleichzeitig mit dem Kühlmittel im unteren Plenum des Reaktordruckbehälters reagieren können, ist verknüpft mit den Unsicherheiten bei der Beschreibung des Verhaltens des Abschmelzvorganges (siehe dazu Abschnitt 6.2).

Bei einer Betrachtung des Abschmelzvorganges sind zwei Grenzfälle denkbar, nämlich, daß die Schmelze kontinuierlich und über eine längere Zeit tropfen- oder strahlförmig in das Restwasser des unteren Plenums gelangt oder daß die Kerntragstruktur infolge Überbeanspruchung bei erhöhter Temperatur plötzlich ganz oder abschnittsweise versagt und eine größere Schmelzmasse in das Wasser fällt. In erstgenanntem Fall – also bei Tropfen- und Strahleinwirkung – würde das Wasser stetig über einen längeren Zeitraum verdampfen, ohne daß es zu merklichen Drucksteigerungen durch eine Dampfexplosion kommt.

Im zweiten Fall ist es bei physikalisch-realistischer Betrachtung kaum vorstellbar, daß die gesamte abstürzende Masse bis ins Zentrum hinein flüssig ist. Wegen der experimentell erwiesenen niedrigen Zähigkeit der Schmelze würde sonst schon vor dem Absturz ein Abtropfen erfolgen. Trotzdem soll für die folgenden Betrachtungen angenommen werden, daß größere Teile der Schmelze plötzlich mit Wasser in Kontakt kommen.

Die Klärung des phänomenologischen Ablaufs einer Dampfexplosion ist noch Gegenstand mannigfaltiger experimenteller und theoretischer Untersuchungen. Mit überschlägigen Rechnungen läßt sich zeigen, daß die aus der Schmelze in das Wasser einbringbare Energie dann am größten ist, wenn sich das dispergierte Gemisch aus einem Volumenanteil Schmelze und 1–2 Volumenanteilen Wasser zusammensetzt. Als Voraussetzung für eine heftige Dampfexplosion müßte also die zunächst zusammenhängende Schmelzmasse durch Fragmentierung auf das 2–3fache Volumen verteilt werden. Dies hat aber in extrem kurzer Zeit, also innerhalb von wenigen Millisekunden zu erfolgen. Unterstellt man eine Schmelzmasse von 10 t, die diesem Fragmentationsvorgang unterzogen werden soll, so sind dafür Kräfte in einer Größenordnung erforderlich, von denen es kaum vorstellbar erscheint, daß sie im Verlauf einer Dampfexplosion bereitgestellt werden können.

Einfache Rechenmodelle, die den Wärmetransport von der Kernschmelze ins Kühlmittel und die Umsetzung in mechanische Energie berechnen, liefern bei pessimistischen Annahmen Umsetzungsfaktoren, die bis in die Größenordnung von 10 % reichen können. Dabei ist allerdings zu berücksichtigen, daß die dafür erforderliche feine und kohärente Fragmentation bei größer werdenden Mengen an Kernschmelze naturgemäß unwahrscheinlicher wird. Eine Fragmentation größerer Kernschmelzmengen – im Tonnen-Bereich – in den für das Auftreten einer Dampfexplosion notwendigen feinen Dispergierungsgrad von Teilchendurchmessern von einigen 100 bis einigen 1000 Mikrometern ist extrem unwahrscheinlich.

Obwohl das Entstehen einer Dampfexplosion nicht realistisch erscheint, soll – aufgrund der bestehenden Schwierigkeiten einer geschlossenen analytischen Behandlung – im fol-

genden Abschnitt die Belastung der umgebenden Strukturen untersucht werden unter dem Postulat einer Dampfexplosion von größeren Massen geschmolzener Materialien mit einer Umsetzung von thermischer in mechanische Energie, wie sie aus theoretischen Modellen resultiert.

6.4.3 Belastung der umgebenden Strukturen

Für die Ermittlung der Auswirkungen einer postulierten Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter wird in WASH-1400 ein Modell angewendet, das die Belastungen in axialer Richtung behandelt. Um die Verhältnisse vollständiger als in WASH-1400 zu erfassen, wurde in dieser Studie das Rechenprogramm SEURBNUK [5] verwendet, mit dem erste, orientierende Rechnungen zur Druckbehälterbelastung durchgeführt wurden.

Dabei wurde die Energiefreisetzung bei einer postulierten Dampfexplosion durch eine Reaktionsblase simuliert. Diese ist identisch mit der Reaktionszone zwischen den geschmolzenen Kernmaterialien und dem Kühlmittel im unteren Plenum des Reaktordruckbehälters. Die Lage und Größe der Reaktionszone wurde für Parameterstudien verändert und der zeitabhängige Druck in der Reaktionsblase entsprechend dem charakteristischen Verlauf einer Dampfexplosion vorgegeben.

Bei den Modellrechnungen traten folgende Phänomene auf: Unter der Annahme einer pessimistischen Blasengröße zum Zeitpunkt Null, die bei einer Dampfexplosion im Sinne einer oberen Abschätzung angenommen werden kann, kommt es durch die Expansion der Reaktionsblase im Wasser zur seitlichen, hauptsächlich jedoch nach oben gerichteten Verdrängung des Fluids. Da nur relativ wenig Wasser vorhanden ist, durchbricht die Reaktionsblase nach kurzer Zeit die Wasseroberfläche und vermischt sich mit dem darüber befindlichen Wasserdampf.

Das Wasser bewegt sich nach dem Durchbrechen der Wasseroberfläche in Form einer Ringströmung weiter gegen den Deckel. Dort wird es an dem kugelförmigen Deckel umgelenkt und trifft in der Mitte zusammen. Es bildet sich bei der nochmaligen Umlenkung nach unten ein örtlicher Staudruck, während das Wasser wieder nach unten strömt.

Der Deckel wird als Folge der Dampfexplosion zeitlich nacheinander zweimal belastet. Zunächst läuft eine Druckwelle, ausgehend von der Reaktionsblase, im vorhandenen Restwasser bis zur Wasseroberfläche. Aufgrund des Dichteunterschiedes von Wasser und Wasserdampf wird die Druckwelle – sofern die Reaktionszone nicht das gesamte Restwasservolumen umfaßt – an der freien Oberfläche reflektiert und läuft größtenteils als Verdünnungswelle in das Wasser zurück, während der energetisch kleinere Teil als Druckwelle im Wasserdampf in Richtung Deckel weiterläuft. Auf dem Weg dorthin verliert die Druckwelle an Spitzendruck und Energie und wird dann am Deckel oder schon vorher an vorhandenen Einbauten reflektiert. Durch diese Belastung wird der Deckel weniger stark gefährdet als der Boden des Reaktordruckbehälters.

Die zweite, zeitlich verschobene Belastung rührt von dem zuvor beschriebenen Aufschießen des Wassers in Form einer Ringströmung her, nachdem die Reaktionsblase die Wasseroberfläche durchbrochen hat. Dabei tritt kein Wasserhammer am Deckel auf, so daß auch durch diese Druckbelastung ein Versagen des Deckels nicht zu erwarten ist.

Neben der Belastung des Deckels wurde mit SEURBNUK auch die direkte Belastung des Bodens des Reaktordruckbehälters untersucht. Dazu wurden Parametervariationen durchgeführt. Der Boden des Reaktordruckbehälters wird dabei im wesentlichen nur in der ersten – akustischen – Phase belastet. Nur die hohen, äußerst kurzzeitigen Drücke, die in dieser Phase auftreten, können zu einer Plastifizierung der Wandung des Reaktor-

druckbehälters führen. Die in der zweiten Phase der Dampfexplosion durch das Sieden des Kühlmittels auftretenden Drücke und dadurch verursachten Spannungen in der Reaktordruckbehälterwand liegen im Rahmen dieser Abschätzung unterhalb der Streckgrenze des Behältermaterials und liefern deshalb keinen signifikanten Beitrag zur Gesamtbelastung.

Obwohl nach den vorliegenden Modelluntersuchungen nur Dehnungen bis zu 1 % zu erwarten sind, kann bei ungünstiger Parameterwahl ein Versagen des Reaktordruckbehälters nicht mit letzter Sicherheit ausgeschlossen werden. Genauere Untersuchungen zu dieser Problematik waren im Rahmen der Phase A dieser Studie nicht möglich. Im Sinne einer oberen Abschätzung des Risikos wird daher bezüglich der unterstellten Wahrscheinlichkeit einer Dampfexplosion die Vorgehensweise aus WASH-1400 zunächst übernommen. In Phase B wird dieser Komplex unter Berücksichtigung der bis dahin vorliegenden Forschungsergebnisse detaillierter zu behandeln sein.

6.5 Ergebnisse der Freisetzungsrechnungen

6.5.1 Einleitung

Der vorliegende Abschnitt befaßt sich mit der Entstehung der Spaltprodukte im Kern, möglicher Freisetzung dieser Spaltprodukte aus dem Kern bei Störfällen bzw. Unfällen, den Transport- und Ablagerungsvorgängen im Sicherheitsbehälter und der Freisetzung aus der Anlage in die Umgebung.

Sollten bei einem Störfall oder Unfall Spaltprodukte aus dem Reaktorkern in den Sicherheitsbehälter gelangen, so wird ihre Konzentration in der Sicherheitsbehälteratmosphäre bis zum Zeitpunkt einer eventuellen Freisetzung aus der Anlage durch aktive und passive Abscheideprozesse (z. B. Sprühsysteme bzw. natürliche Ablagerung) und durch radioaktiven Zerfall zum Teil erheblich reduziert. Dem Sicherheitsbehälter mit umgebendem Gebäude kommt damit als letzte Barriere für die Rückhaltung der Spaltprodukte eine entscheidende Bedeutung zu. Die Rückhaltewirkung des Sicherheitsbehälters ist dabei um so größer, je länger die Verweildauer der Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter ist. So können selbst die Folgen eines Kernschmelzunfalles durch die Schutzfunktion des Sicherheitsbehälters wesentlich reduziert werden.

Die Vorgänge von der Bildung der Spaltprodukte bis zur Freisetzung aus der Anlage werden mit den in WASH-1400 verwendeten Modellen behandelt. In die Modelle wurden lediglich die anlagenspezifischen Parameter und Sicherheitssysteme entsprechend der deutschen Referenzanlage Biblis B eingeführt.

6.5.2 Modellbeschreibung der Transport- und Ablagerungsprozesse

Eventuelle radiologische Auswirkungen von Störfällen bzw. Unfällen hängen wesentlich von der Größe des vorhandenen Aktivitätsinventars ab. Zur Berechnung des nach Nukliden aufgeschlüsselten Kerninventars wird ebenso wie in WASH-1400 das Programm ORIGEN [6] benutzt, mit dem auch komplexe Aktivierungs- und Zerfallswege berücksichtigt werden können. Dieses Programm liefert eine gute Übereinstimmung mit vorhandenen Experimenten.

ORIGEN berechnet ein großes Spektrum von Nukliden, von denen einige stabil und somit für die radioaktive Strahlenbelastung nicht von Bedeutung sind. Wie in WASH-1400

werden aber in den weiteren Rechnungen (Unfallfolgenmodell) nur die 54 Nuklide berücksichtigt, die aufgrund ihrer Halbwertszeit und ihrer radiologischen Eigenschaften besonders wichtig sind. Durch die Auswahl dieser 54 Nuklide wird sichergestellt, daß die Hauptbeiträge bei der Ermittlung der Strahlenbelastungen erfaßt sind.

Bei einem Kernschmelzunfall erfolgt die Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Kern im allgemeinen über einen langen Zeitbereich. Während dieser Zeit können aufgrund der physikalischen, chemischen und thermodynamischen Bedingungen die Freisetzungsraten über einen großen Bereich schwanken. Im wesentlichen lassen sich nach WASH-1400 folgende vier Freisetzungsphasen unterscheiden:

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

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

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

Die Freisetzungsraten für die einzelnen Elementgruppen in den vier Freisetzungsphasen werden aus WASH-1400 übernommen. Die bisher vorliegenden Ergebnisse neuerer deutscher Untersuchungen hierzu liefern vergleichbare oder niedrigere Freisetzungsfaktoren.

Die aus dem Kern in die Sicherheitsbehälteratmosphäre freigesetzten Spaltprodukte liegen dort als Gase oder Aerosole vor. Der überwiegende Teil der freigesetzten Spaltprodukte unterliegt verschiedenen natürlichen Prozessen, die zu einer Verminderung der Spaltproduktkonzentration in der Sicherheitsbehälteratmosphäre führen. Die Abscheidung von Edelgasen oder Methyljodid ist vernachlässigbar und wird deshalb nicht betrachtet.

Elementares Jod wird aufgrund des Temperaturgefälles zwischen der Luft und den Strukturen des Sicherheitsbehälters durch natürliche Konvektion und Diffusion zu den Wänden und Oberflächen transportiert, wo es an dem Wasserfilm, der sich dort niedergeschlagen hat, abgeschieden wird. Es wurde experimentell beobachtet [7], daß die Jod-Konzentration in der Luft zwar am Anfang sehr stark abnimmt, bis sie etwa 1 % der Anfangskonzentration erreicht hat, danach jedoch nur noch ganz gering abfällt. Dies erklärt man damit, daß sich nach einer gewissen Zeit ein Gleichgewichtszustand zwischen der Jod-Konzentration im Wasserfilm und in der Sicherheitsbehälteratmosphäre einstellt. Die natürliche Ablagerung von Aerosolen wird hervorgerufen durch Schwerkraft und turbulente Diffusion. Experimente haben gezeigt, daß die Verminderung der Aero-

sol-Konzentration in der Nach-Unfall-Atmosphäre hauptsächlich durch Schwerkraft-Ablagerung auf horizontale Flächen erfolgt [7].

Entsprechend ihrem Ablagerungsverhalten kann man daher die Spaltprodukte in folgende Gruppen unterteilen:

- Edelgase
- Methyljodid
- elementares Jod
- Aerosole

Dabei sind aufgrund ihres analogen Ablagerungsverhaltens die Freisetzungsguppen

- Alkalimetalle (Cs-Rb)
- Tellur-Gruppe (Te)
- Erdalkalimetalle (Ba-Sr)
- Edelmetalle (Ru)
- schwerflüchtige Metalloxide (La)

in der Gruppe der Aerosole zusammengefaßt.

Die bei einem Störfall oder Kernschmelzunfall aus Kern und Reaktorkühlkreislauf freigesetzten Spaltprodukte gelangen zunächst in den umgebenden Raum und breiten sich von dort durch Diffusion oder, mitgerissen von ausströmendem Wasserdampf, in andere Räume des Sicherheitsbehälters aus. Die Verminderung der Konzentration der luftgetragenen Spaltprodukte kann in den einzelnen Räumen mit unterschiedlichen Abscheideraten erfolgen. Deshalb wird ein Mehrbereichsmodell, das den Sicherheitsbehälter in mehrere Bereiche unterteilt, verwendet. Dieses erlaubt eine realistischere Erfassung der Abscheideverhältnisse im Sicherheitsbehälter. Die Größe der Ablagerung von Spaltprodukten in den einzelnen Bereichen des Sicherheitsbehälters hängt neben den physikalischen Randbedingungen auch von einer Reihe geometrischer Parameter ab (Raumhöhe bei der Sedimentation von Aerosolen bzw. Verhältnis Oberfläche zu Volumen bei der Abscheidung elementaren Jods). Ein weiterer entscheidender Parameter für die Änderung der luftgetragenen Konzentration der Spaltprodukte in den einzelnen Bereichen ist die Überströmrates von einem Bereich in den anderen sowie die Ausströmrates aus dem Sicherheitsbehälter, weil dadurch die Verweildauer der Spaltprodukte in den einzelnen Bereichen entscheidend bestimmt wird. Für die Rechnungen wurden die großen Überströmrates aus WASH-1400 übernommen. Dieses Vorgehen führt zu pessimistischen Ergebnissen.

Die Berechnung der hier beschriebenen Transport- und Ablagerungsvorgänge bis hin zur Freisetzung von Spaltprodukten aus der Anlage wird mit dem in WASH-1400 verwendeten Rechenprogramm CORRAL durchgeführt [8].

6.5.3 Ergebnisse der Untersuchungen zur Spaltproduktfreisetzung

Die Untersuchung des Spaltprodukttransports und der Spaltproduktfreisetzung mit dem Rechenprogramm CORRAL liefert als Ergebnisse die relativen Konzentrationen der Spaltprodukte in den einzelnen Bereichen und die akkumulierten relativen Konzentrationen außerhalb des Sicherheitsbehälters als Funktion der Zeit nach Eintritt des auslösenden Ereignisses. Als Bezugspunkt der Konzentration wird hierbei das insgesamt im Kern vorhandene Inventar der betrachteten Nuklidgruppe gewählt; d. h., man erhält als Ergebnis den Anteil des Kerninventars, der sich in der Atmosphäre der einzelnen Bereiche bzw. außerhalb des Sicherheitsbehälters befindet. Die Verminderung der Aktivität durch radio-

aktiven Zerfall wird nicht in den CORRAL-Rechnungen, sondern erst in den Unfallfolgerechnungen berücksichtigt.

Detaillierte Rechnungen wurden für ein breites Spektrum von Ereignisabläufen durchgeführt. Im einzelnen wurde die Spaltproduktfreisetzung in die Umgebung zu jedem der beiden in Abschnitt 6.2 analysierten Kernschmelzfälle in Kombination mit allen unterstellten Versagensarten des Sicherheitsbehälters ermittelt.

Bei einem vom Notkühlsystem beherrschten großen oder mittleren Bruch einer Hauptkühlmittelleitung können aufgrund des vorübergehenden Temperaturanstiegs im Kern Hüllrohre undicht werden. Dabei treten die in den Brennstabhohlräumen angesammelten gasförmigen und leichtflüchtigen Spaltprodukte in den Sicherheitsbehälter aus (gap release). Auch für diesen Fall wurde die Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung unter Annahme verschieden großer Lecks im Sicherheitsbehälter untersucht.

Die detaillierten Randbedingungen und die Ergebnisse aller CORRAL-Rechnungen sind im Fachband dokumentiert. Eine Zusammenfassung der Ergebnisse findet sich in Abschnitt 6.6.2. Im folgenden werden die Untersuchungsergebnisse an einigen exemplarischen Fällen erläutert.

Dem ersten Beispiel liegt folgender Kernschmelzunfall (Kernschmelzfall 1) zugrunde: Nach dem doppelendigen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung wird der Ausfall der Notkühlung bei der Umschaltung auf Sumpfumwälzbetrieb unterstellt. Weiter wird angenommen, daß es im Verlauf des Unfalles langfristig zu einem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters kommt (siehe Abschnitt 6.3).

Unmittelbar nach Störfalleintritt werden die gasförmigen und leichtflüchtigen Spaltprodukte aus den Brennstabhohlräumen in den Sicherheitsbehälter freigesetzt. Der Hauptbeitrag der Spaltproduktfreisetzung aus dem Kern beginnt erst mit Einsetzen des Kernschmelzens. Nach Absturz des geschmolzenen Kerns in das Restwasser im Reaktordruckbehälter ist die Freisetzung aus der Schmelze zunächst einmal beendet. Nachdem das Restwasser im Reaktordruckbehälter verdampft ist, beginnt eine erneute Freisetzung von Spaltprodukten aus der Schmelze (vaporization release). Diese hört praktisch auf, wenn die Schmelze mit dem Sumpfwasser in Kontakt kommt.

Der zeitliche Verlauf der Spaltproduktkonzentration in der Sicherheitsbehälteratmosphäre ist in den Bildern 6-6 und 6-7 für die ersten 1000 min dargestellt. Die Edelgase befinden sich auch nach 1000 min noch nahezu vollständig in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters, während die luftgetragene Konzentration an elementarem Jod durch den natürlichen Abscheidungsprozeß an den mit Wasser benetzten Innenflächen des Sicherheitsbehälters nach ca. 400 min auf 1 % abgesunken ist. Danach bleibt die luftgetragene Jodkonzentration aufgrund der Austauscheffekte zwischen gasförmiger und flüssiger Phase konstant. Der in der Luft verbleibende Anteil wird bis auf geringe Leckageverluste im wesentlichen erst beim Überdruckversagen freigesetzt.

Ein Gleichgewichtszustand wie beim elementaren Jod ist bei den Aerosolen nicht gegeben. Die Sedimentation der Aerosole infolge der Schwerkraft spielt hier eine entscheidende Rolle und bewirkt eine stetige Verminderung der Aerosolkonzentration. Da die Aerosole im Programm CORRAL in ihrem Ablagerungsverhalten als gleich angesehen werden und sich nur bezüglich der Freisetzungsfaktoren aus dem Kern unterscheiden, kann man den Einfluß der Freisetzungszeit durch einen Vergleich der beiden Nuklidgruppen Cs-Rb und Te erkennen. Beide Nuklidgruppen werden vollständig aus dem Kern freigesetzt. Während bei der Gruppe Cs-Rb der überwiegende Anteil bereits während der Schmelzphase in den Sicherheitsbehälter freigesetzt wird, geschieht die Hauptfreisetzung der Nuklide der Te-Gruppe zu einem späteren Zeitpunkt (während der Verdampfungsphase).

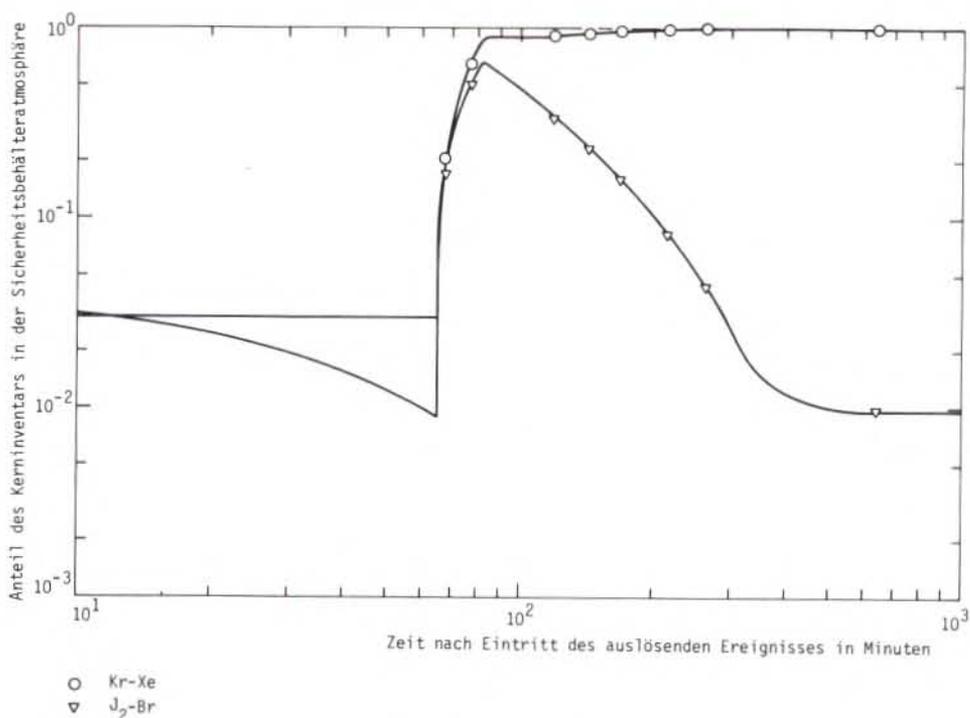


Bild 6-6: Spaltproduktkonzentration in der Sicherheitsbehälteratmosphäre für Kernschmelzfall I (Kr-Xe, J₂-Br)

Dieses unterschiedliche Zeitverhalten bei der Freisetzung aus dem Kern hat jedoch auf die insgesamt nach außen abgegebene Menge bei Kernschmelzunfällen, die zum Überdruckversagen führen, keinen nennenswerten Einfluß.

Die Spaltproduktfreisetzung aus dem Sicherheitsbehälter in die Umgebung bei spätem Überdruckversagen ist in Bild 6-8 dargestellt. Aufgetragen ist der insgesamt freigesetzte Anteil des Kerninventars für die verschiedenen Nuklidgruppen als Funktion der Zeit. Zu berücksichtigen ist dabei, daß der insgesamt freigesetzte Anteil des Kerninventars logarithmisch aufgetragen ist. Bereits vor dem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters ist eine Freisetzung erkennbar. Diese ist darauf zurückzuführen, daß in den Rechnungen analog zu WASH-1400 in dieser Zeit pessimistisch eine 10mal größere Leckage als die Auslegungsleckage des Sicherheitsbehälters unterstellt wurde. Da bei den Edelgasen und beim organischen Jod keine Abscheidungsprozesse im Sicherheitsbehälter angenommen werden, erfolgt während und unmittelbar nach dem Überdruckversagen praktisch eine vollständige Freisetzung. Elementares Jod wird bis zum Erreichen des Gleichgewichtszustandes zwischen der Konzentration in der flüssigen Phase und der Konzentration in der gasförmigen Phase an den mit Wasser benetzten Oberflächen abgeschieden. Der danach in der Luft verbleibende Anteil wird bis auf die Leckageverluste im wesentlichen erst beim Überdruckversagen frei. Bei den Aerosolen ist die in der Luft des Sicherheitsbehälters enthaltene Konzentration durch Sedimentation bis zum Überdruckversagen bereits so weit reduziert, daß dann keine nennenswerte Freisetzung mehr stattfindet.

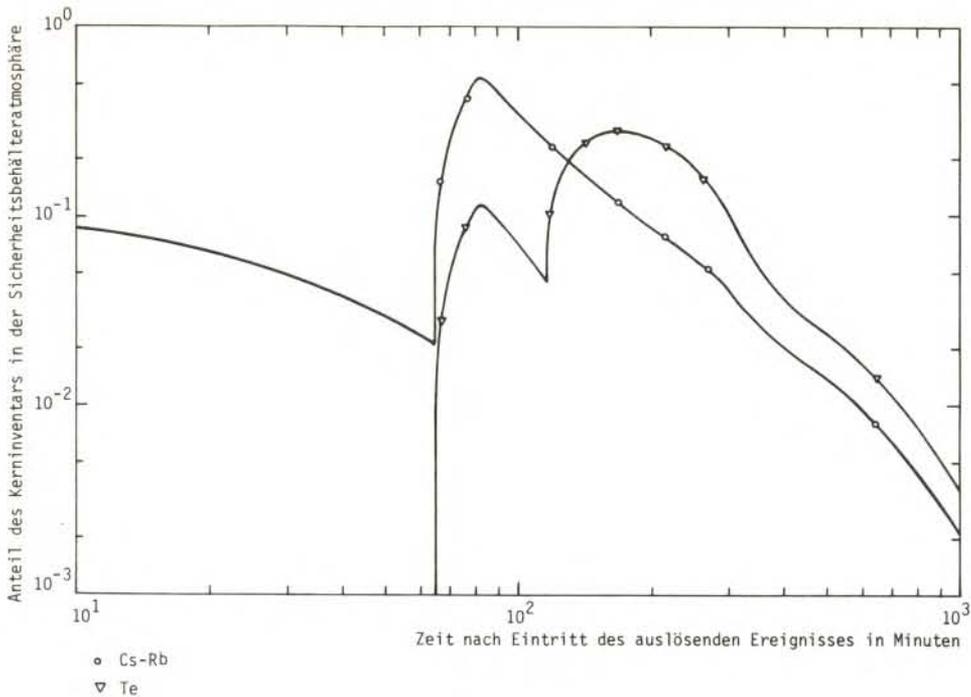


Bild 6-7: Spaltproduktkonzentration in der Sicherheitsbehälteratmosphäre für Kernschmelzfall I (Cs-Rb, Te)

Die oben diskutierten Ergebnisse lassen sich analog auf die anderen Versagensarten des Sicherheitsbehälters übertragen. Bild 6-9 zeigt entsprechend die Spaltproduktfreisetzung in die Umgebung für den gleichen Kernschmelzunfall, wobei jedoch im Gegensatz zum vorangegangenen Beispiel ein großes Leck im Sicherheitsbehälter vom Eintritt des auslösenden Ereignisses an unterstellt wird. Ein starker Anstieg der insgesamt nach außen abgegebenen Spaltproduktmenge ist während der Schmelzperiode bis zum Absturz des Kerns in das Restwasser im Reaktordruckbehälter für alle Nuklidgruppen zu beobachten. Danach läuft die Freisetzung der einzelnen Nuklidgruppen unterschiedlich ab. Bei der Gruppe der Edelgase und beim organischen Jod ist bis zu diesem Zeitpunkt (Absturz des Kerns in das Restwasser) die Hauptfreisetzung aus dem Kern bereits beendet, und die in der Sicherheitsbehälteratmosphäre enthaltenen Spaltprodukte werden mit der Ausströmrates nach außen abgegeben. Dies trifft ebenfalls auf die Nuklidgruppen J_2 -Br, Cs-Rb und Ba-Sr zu. Aufgrund der Abscheidungsprozesse im Sicherheitsbehälter hört jedoch für diese Nuklidgruppen die Freisetzung nach außen früher auf. Anders verhalten sich die Gruppen der restlichen Nuklide (Te, Ru und La). Der überwiegende Teil dieser Spaltprodukte ist beim Absturz des Kerns in das Restwasser noch in der Schmelze vorhanden. Hier findet die Hauptfreisetzung aus dem Kern erst in der Verdampfungsphase (vaporization release) statt. Deutlich zu erkennen ist der rapide Anstieg der insgesamt nach außen abgegebenen Spaltproduktmenge dieser 3 Nuklidgruppen während der Verdampfungsphase.

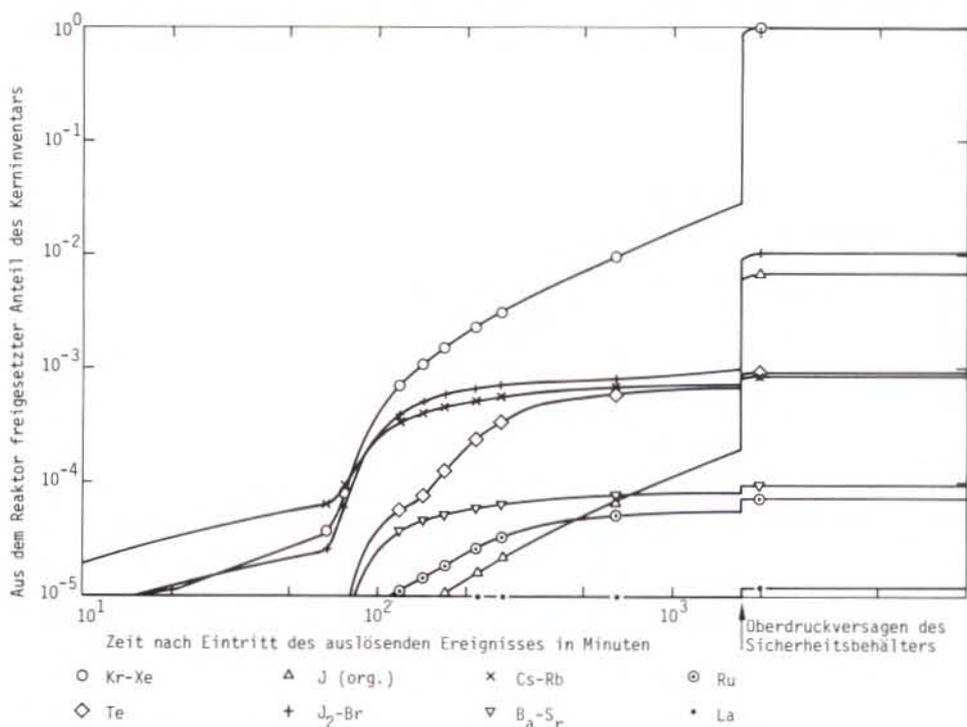


Bild 6-8: Spaltproduktfreisetzung aus dem Sicherheitsbehälter für Kernschmelzfall 1 und Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters

Im Vergleich zum Kernschmelzunfall mit Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters ist für alle Nuklidgruppen mit Ausnahme der Edelgase und des organischen Jods eine deutlich höhere Freisetzung zu erkennen. Dieser Effekt beruht darauf, daß die mittlere Verweildauer der Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter und damit die Ablagerung geringer ist. Dieser Effekt wird noch deutlicher, wenn bei dem betrachteten Kernschmelzunfall eine Dampfexplosion und als Folge eine unmittelbare Zerstörung des Sicherheitsbehälters unterstellt wird (Bild 6-10).

Es muß nochmal darauf hingewiesen werden, daß der radioaktive Zerfall erst bei den Unfallfolgerechnungen berücksichtigt wird. Eine gleichzeitige Berücksichtigung des radioaktiven Zerfalls würde je nach Halbwertszeit zu einer stärkeren effektiven Rückhaltungswirkung des Sicherheitsbehälters und damit zu einer geringeren Freisetzung nach außen führen.

6.6 Ermittlung der Freisetzungskategorien

6.6.1 Allgemeines

Die Untersuchungen in Kapitel 5 haben gezeigt, daß viele Ereignisabläufe denkbar sind, die entsprechend der Festlegung in Abschnitt 6.2.2 zum Schmelzen des Kerns führen können. Abgesehen vom zeitlichen Ablauf sind die physikalischen Vorgänge beim Kern-

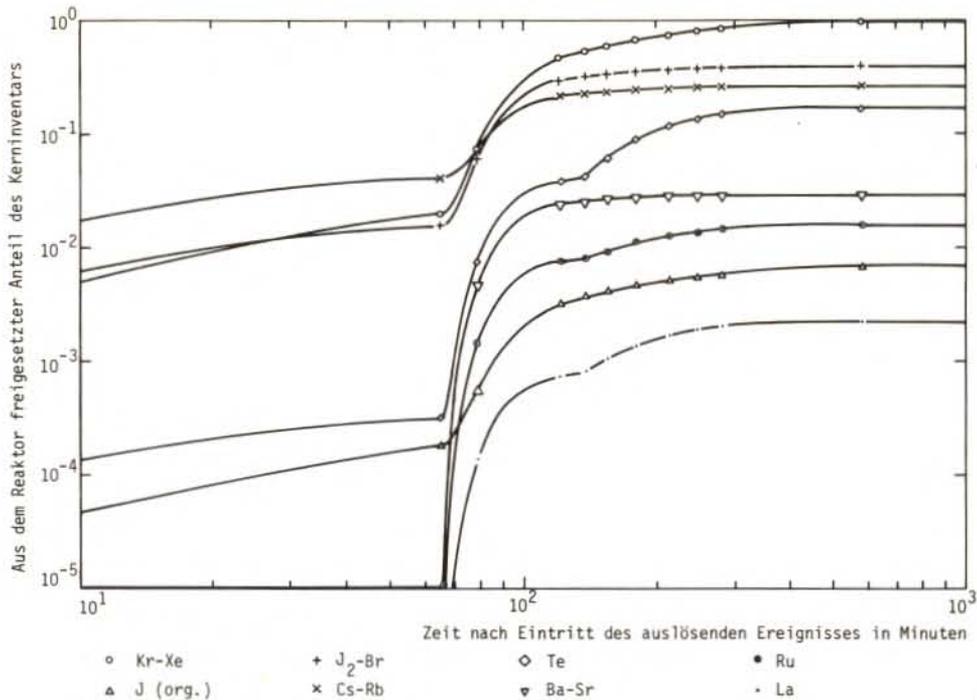


Bild 6-9: Spaltproduktfreisetzung aus dem Sicherheitsbehälter für Kernschmelzfall 1 und ein großes Leck im Sicherheitsbehälter

schmelzen selbst und bei der Spaltproduktfreisetzung aus dem Kern für die verschiedenen Kernschmelzunfälle sehr ähnlich. Die Diskussion in Abschnitt 6.2 führte zu dem Ergebnis, daß im Rahmen dieser Studie die Zahl der zu untersuchenden Kernschmelzunfälle auf zwei repräsentative Kernschmelzabläufe reduziert werden kann. Mit diesen beiden Unfallabläufen lassen sich alle anderen Kernschmelzunfälle sowohl hinsichtlich des zeitlichen Verhaltens als auch hinsichtlich der Spaltproduktfreisetzung in den Sicherheitsbehälter abdecken.

Zu jedem dieser beiden Kernschmelzunfälle wurde in Kombination mit allen unterstellten Versagensarten des Sicherheitsbehälters die Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage ermittelt (siehe Abschnitt 6.5). Die so berechneten Freisetzungen lassen sich nun ihrerseits wiederum zu repräsentativen Freisetzungen, den sogenannten Freisetzungskategorien, zusammenfassen. Die Bildung dieser Freisetzungskategorien wird im folgenden näher erläutert.

6.6.2 Bildung der Freisetzungskategorien

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

- Die Höhe der Freisetzung hängt stark davon ab, ob ein Störfall zu Kernschmelzen führt und welche Versagensart des Sicherheitsbehälters unterstellt wird.

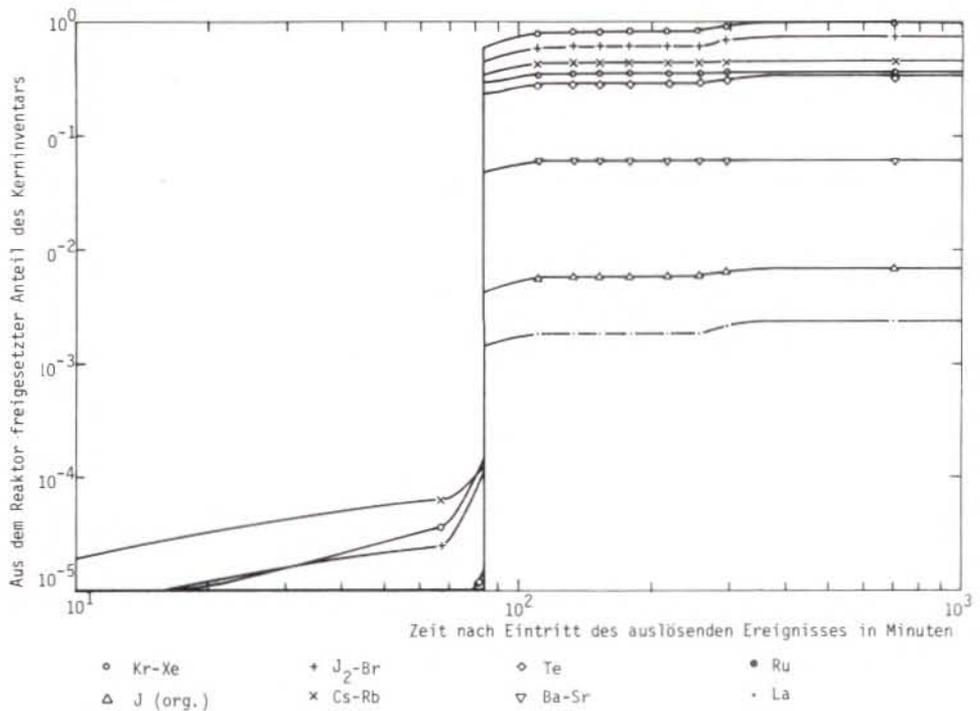


Bild 6-10: Spaltproduktfreisetzung aus dem Sicherheitsbehälter für Kernschmelzfall 1 unter Annahme einer Dampfexplosion, die zu einer Zerstörung des Sicherheitsbehälters führt.

– Bei Kernschmelzunfällen hängt die Höhe der Freisetzung vergleichsweise wenig davon ab, welcher der beiden repräsentativen Kernschmelzabläufe den Rechnungen zugrunde gelegt wird.

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

Wie in den Abschnitten 6.3 und 6.4 diskutiert, werden bei Kernschmelzunfällen folgende Versagensarten des Sicherheitsbehälters betrachtet:

- Leckage des Sicherheitsbehälters,
- Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters,
- Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter, die zu einer Zerstörung des Sicherheitsbehälters führt.

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

Bei den untersuchten Störfallabläufen, die nicht in Kernschmelzen münden, ist lediglich die Versagensart „Leckage des Sicherheitsbehälters“ möglich.

Mit Hilfe der oben erläuterten Kriterien lassen sich insgesamt 8 Gruppen von Freisetzungen bilden. Jeder betrachtete Ereignisablauf kann bezüglich seiner Freisetzung einer dieser 8 Gruppen zugeordnet werden. Jede Gruppe wird durch eine repräsentative Freisetzung (Freisetzungskategorie) beschrieben. Die Bestimmung der repräsentativen Freisetzung erfolgt dabei analog zum Vorgehen in WASH-1400. Dazu werden für jede Nuklidgruppe die freigesetzten Anteile der in einer Kategorie zusammengefaßten Ereignisabläufe miteinander verglichen. Die repräsentative Freisetzung wird dann aus den jeweils ungünstigsten Werten jeder Nuklidgruppe gebildet. Dies soll kurz an einem Beispiel erläutert werden. Tabelle 6-2 zeigt dazu die aus der Anlage freigesetzten kumulativen Anteile des Kerninventars für die Ereignisabläufe einer Freisetzungskategorie. Wie man aus der Tabelle ersieht, führt der Kernschmelzunfall 2 zu den größeren Freisetzungen. Deshalb wurden für die repräsentative Freisetzung der Kategorie die freigesetzten Anteile des Kernschmelzunfalls 2 übernommen. Da die Hauptfreisetzung zwischen 1 Stunde und 4 Stunden nach Störfalleintritt erfolgt, wird für die Freisetzungskategorie der Beginn der Freisetzung 1 Stunde nach Störfalleintritt und das Ende 4 Stunden nach Störfalleintritt angenommen.

Tab. 6-2: Aus der Anlage freigesetzter kumulativer Anteil des Kerninventars für die Ereignisabläufe einer Freisetzungskategorie (Freisetzungskategorie 2)

Zeit	Kr-Xe	J(org.)	J ₂ -Br	Cs-Rb	Te	Ba-Sr	Ru	La
Kernschmelzunfall 1, großes Leck im Sicherheitsbehälter								
0-1.1 h	2.0-2 ¹⁾	1.8-4	1.6-2	4.1-2	3.1-4	4.7-6	—	—
0-1.4 h	1.2-1	8.6-4	9.3-2	1.0-1	1.3-2	8.3-3	2.5-3	2.5-4
0-1.9 h	4.3-1	3.0-3	2.8-1	2.1-1	3.7-2	2.4-2	7.3-3	7.3-3
0-4.9 h	8.5-1	5.9-3	3.8-1	2.6-1	1.5-1	2.9-2	1.5-2	2.1-3
0-10 h	9.9-1	6.9-3	3.9-1	2.6-1	1.6-1	3.0-2	1.6-2	2.3-3
0-100 h	1.0	7.0-3	3.9-1	2.6-1	1.6-1	3.0-2	1.6-2	2.3-3
Kernschmelzunfall 2, großes Leck im Sicherheitsbehälter								
0-37 min	1.4-2	1.3-4	1.3-2	3.6-2	2.7-4	4.1-6	—	—
0-52 min	9.6-2	7.1-4	8.1-2	9.0-2	1.1-2	7.2-3	2.1-3	2.1-4
0-1.3 h	4.1-1	2.9-3	2.7-1	2.2-1	3.8-2	2.5-2	7.5-3	7.5-4
0-4.3 h	8.7-1	6.1-3	3.9-1	2.8-1	1.7-1	3.2-2	1.7-2	2.4-3
0-10 h	1.	7.0-3	4.0-1	2.9-1	1.9-1	3.2-2	1.7-2	2.6-3
0-100 h	1.	7.0-3	4.0-1	2.9-1	1.9-1	3.2-2	1.7-2	2.6-3

¹⁾ In der Tabelle wird eine verkürzte Schreibweise für die Darstellung von Zehnerpotenzen verwendet. 2.0-2 bedeutet 2.0×10^{-2}

Dabei wird unterstellt, daß innerhalb dieser Zeitspanne die gesamte Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage erfolgt.

Die nach diesem Verfahren gebildeten Freisetzungskategorien sind in Tabelle 6-3 zusammengestellt. Sie werden im folgenden näher erläutert. Freisetzungskategorie 1 umfaßt alle Kernschmelzunfälle, bei denen eine Dampfexplosion von solcher Größe im Reaktordruckbehälter unterstellt wird, daß als Folge eine Zerstörung des Sicherheitsbehälters eintritt. Die Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage ist bei dieser Kategorie am größten. Dies hat im wesentlichen zwei Gründe. Zum einen erfolgt der Hauptteil der Freisetzung unmittelbar nach Abschmelzen des Kerns. Wegen der äußerst kurzen Verweildauer der Spaltprodukte in der Sicherheitsbehälteratmosphäre sind deshalb die Ablagerungseffekte gering. Zum anderen wird wie in WASH-1400 angenommen, daß die mit einer Dampfexplosion

verbundenen Vorgänge im Vergleich zu Kernschmelzunfällen ohne Dampfexplosion zu einer zusätzlichen Spaltproduktfreisetzung führen (siehe Abschnitt 6.5.2).

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

Die Freisetzungskategorien 3 und 4 beinhalten Kernschmelzunfälle, bei denen ein mittleres bzw. kleines Leck im Sicherheitsbehälter angenommen wird. Die Ausströmung aus dem Sicherheitsbehälter erfolgt in beiden Fällen erheblich langsamer als bei einem großen Sicherheitsbehälterleck. Das führt dazu, daß die Verweildauer der Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter je nach Leckgröße relativ groß wird und die Ablagerungseffekte zu einer deutlichen Verringerung der Freisetzung aus der Anlage führen.

Die Freisetzungskategorien 5 und 6 umfassen Kernschmelzunfälle, bei denen der Sicherheitsbehälter zunächst intakt ist. Langfristig muß dann jedoch aufgrund der Ergebnisse aus Abschnitt 6.3 mit Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters gerechnet werden. Analog zu WASH-1400 wird vor dem Überdruckversagen pessimistisch eine Leckage des Sicherheitsbehälters in Höhe der 10fachen Auslegungsleckage unterstellt. Diese Leckage gelangt in den Ringraum zwischen Sicherheitsbehälter und Betonabschirmung und wird von dort mit Hilfe der Ringraumabsaugung über die Störfallfilter und den Kamin in die Umgebung abgeleitet. Bei Kategorie 5 wird im Gegensatz zu Kategorie 6 ein Ausfall der Ringraumabsaugung oder der Störfallfilter unterstellt. Die Rechnungen zu den Ereignisabläufen der Freisetzungskategorien 5 und 6 zeigen, daß die Spaltproduktfreisetzung aus der Anlage über einen großen Zeitbereich erfolgt, und daß dabei für einige Nuklidgruppen die Freisetzung vor dem Überdruckversagen ähnlich hoch ist wie beim Überdruckversagen selbst. Aus diesem Grunde wurden die freigesetzten Anteile für drei Zeitbereiche getrennt angegeben.

Die Freisetzungskategorien 7 und 8 enthalten vom Notkühlsystem beherrschte Kühlmittelverluststörfälle, die durch einen mittleren oder großen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung hervorgerufen worden sind. Bei diesen Störfallabläufen bleibt der Kern mit Ausnahme eventueller Hüllrohrschäden intakt. Es können deshalb lediglich die in Brennstabhohlräumen angesammelten gasförmigen und leichtflüchtigen Spaltprodukte aus dem Kern freigesetzt werden. Im Vergleich zu Kernschmelzunfällen ist diese Freisetzung relativ gering. Bei Freisetzungskategorie 7 wurde, stellvertretend für denkbare Sicherheitsbehälterleckagen, ein großes Leck im Sicherheitsbehälter unterstellt. Bei Freisetzungskategorie 8 ist der Sicherheitsbehälter intakt. Jedoch wurde analog zu WASH-1400 konservativ 10fache Auslegungsleckage unterstellt.

Die hier beschriebenen Freisetzungskategorien umfassen das gesamte Spektrum von Freisetzungen, angefangen beim beherrschten Kühlmittelverluststörfall bis zum schwersten Kernschmelzunfall. Die Unfallfolgenrechnungen (Kapitel 7) bauen auf diesen Freisetzungskategorien auf.

Tab. 6-3: Freisetzungskategorien

Freisetzungskategorie (FK) Nr.	Beschreibung	Zeitpunkt der Freisetzung h	Dauer der Freisetzung h	Höhe der Freisetzung m	Freigesetzte Energie 10 ⁶ kJ/h	Häufigkeit der Freisetzung 1/a	Freigesetzter Anteil des Kerninventars							
							Xe-Kr	J ₂ -Br	Cs-Rb	Te-Sb	Ba-Sr	Ru ²	La ³	
1	Kernschmelzen mit Dampfexplosion	1	1	30	540	2·10 ⁻⁶	1,0	7,0·10 ⁻³	7,9·10 ⁻¹	5,0·10 ⁻¹	3,5·10 ⁻¹	6,7·10 ⁻²	3,8·10 ⁻¹	2,6·10 ⁻³
2	Kernschmelzen, großes Leck im Sicherheitsbehälter (Ø 300 mm)	1	3	10	15	6·10 ⁻⁷	1,0	7,0·10 ⁻³	4,0·10 ⁻¹	2,9·10 ⁻¹	1,9·10 ⁻¹	3,2·10 ⁻²	1,7·10 ⁻²	2,6·10 ⁻³
3	Kernschmelzen, mittleres Leck im Sicherheitsbehälter (Ø 80 mm)	2	3	10	1	6·10 ⁻⁷	1,0	7,0·10 ⁻³	6,3·10 ⁻²	4,4·10 ⁻²	4,0·10 ⁻²	4,9·10 ⁻³	3,3·10 ⁻³	5,2·10 ⁻⁴
4	Kernschmelzen, kleines Leck im Sicherheitsbehälter (Ø 25 mm)	2	3	10	—	3·10 ⁻⁶	1,0	7,0·10 ⁻³	1,5·10 ⁻²	5,1·10 ⁻³	5,0·10 ⁻³	5,7·10 ⁻⁴	4,0·10 ⁻⁴	6,5·10 ⁻⁵
5 ¹⁾	Kernschmelzen, Überdruckversagen, Ausfall der Störfallfilter	0 1 25	1 1 1	10 10 10	— — 200	2·10 ⁻⁵	2,0·10 ⁻⁵ 2,0·10 ⁻² 9,8·10 ⁻¹	1,8·10 ⁻⁷ 8,6·10 ⁻⁴ 6,8·10 ⁻³	1,6·10 ⁻⁵ 6,7·10 ⁻⁴ 4,5·10 ⁻⁴	4,7·10 ⁻⁵ 6,7·10 ⁻⁴ 4,5·10 ⁻⁴	3,6·10 ⁻⁷ 6,7·10 ⁻⁴ 7,7·10 ⁻⁴	5,5·10 ⁻⁹ 8,0·10 ⁻⁵ 4,7·10 ⁻⁵	— 5,5·10 ⁻⁵ 5,3·10 ⁻⁵	— 8,8·10 ⁻⁶ 9,5·10 ⁻⁶
6 ¹⁾	Kernschmelzen Überdruckversagen	0 1 25	1 1 1	100 100 10	— — 200	7·10 ⁻⁵	2,0·10 ⁻⁵ 2,3·10 ⁻² 9,8·10 ⁻¹	1,8·10 ⁻⁹ 1,6·10 ⁻⁵ 6,8·10 ⁻³	1,8·10 ⁻⁹ 9,6·10 ⁻³ 9,6·10 ⁻³	4,7·10 ⁻⁹ 6,7·10 ⁻⁴ 4,5·10 ⁻⁴	3,6·10 ⁻¹⁰ 6,7·10 ⁻⁴ 7,7·10 ⁻⁴	5,5·10 ⁻¹² 8,0·10 ⁻⁵ 4,7·10 ⁻⁵	— 5,5·10 ⁻⁸ 5,3·10 ⁻⁵	— 8,8·10 ⁻⁹ 9,5·10 ⁻⁶
7	Beherrschter Kühlmittelverluststörfall, großes Leck im Sicherheitsbehälter	0	1	10	9	1·10 ⁻⁴	1,7·10 ⁻²	3,7·10 ⁻⁵	5,3·10 ⁻³	1,3·10 ⁻²	2,5·10 ⁻⁵	2,5·10 ⁻⁷	0.	0.
8	Beherrschter Kühlmittelverluststörfall	0	6	100	—	1·10 ⁻³	4,6·10 ⁻⁴	1,0·10 ⁻⁸	1,2·10 ⁻⁸	2,1·10 ⁻⁸	4,1·10 ⁻¹¹	4,1·10 ⁻¹³	0.	0.

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

²⁾ enthält Ru, Rh, Co, Mo, Tc

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

6.6.3 Häufigkeiten der Freisetzungskategorien

In Kapitel 6.6.2 wurde die Bildung der verschiedenen Freisetzungskategorien beschrieben. Ihre wichtigen Parameter sind in Tabelle 6-3 zusammengefaßt. Im vorliegenden Kapitel werden die Häufigkeiten der Freisetzungskategorien näher diskutiert.

Alle Ereignisabläufe, die zu einer Freisetzung von Aktivität in die Umgebung führen, lassen sich einer der acht Freisetzungskategorien zuordnen. Die einzelnen Freisetzungskategorien wurden so bestimmt, daß sie die Ereignisabläufe, die in den Kategorien zusammengefaßt sind, hinsichtlich der Spaltproduktfreisetzung pessimistisch abdecken. Die Häufigkeiten der einzelnen Freisetzungskategorien ergeben sich aus der Summe der Häufigkeiten der jeweils zugeordneten Ereignisabläufe.

In Tabelle 6-4 sind zu jeder Kategorie die Ereignisabläufe, die wesentlich zur Häufigkeit der Kategorie beitragen, zusammengestellt. Zu jedem dieser dominanten Ereignisabläufe ist der Erwartungswert der zugehörigen Häufigkeit angegeben.

Zur Bezeichnung der Ereignisabläufe werden die in Kapitel 5 eingeführten Abkürzungen verwendet. Zusammen mit den Abkürzungen für die Versagensarten des Sicherheitsbehälters sind sie nochmals in einer Legende zu Tabelle 6-4 erläutert.

Tabelle 6-4 enthält außerdem die Erwartungswerte und Parameter der Verteilungsfunktionen für die Häufigkeiten der einzelnen Kategorien. Die Verteilungsfunktionen werden charakterisiert durch den Median sowie durch die obere und untere Grenze des 90 %-Vertrauensintervalls. Ermittelt werden die Verteilungsfunktionen durch Summation der Verteilungsfunktionen für die Häufigkeit der Ereignisabläufe, die in den jeweiligen Kategorien zusammengefaßt sind.

Der Erwartungswert für die Häufigkeit der einzelnen Kategorien weicht im allgemeinen von der Summe der in Tabelle 6-4 angegebenen Häufigkeiten der Ereignisabläufe einer Kategorie ab. Die Abweichungen haben folgende Gründe:

- Die ausgewiesenen Ergebnisse sind im allgemeinen auf eine Stelle gerundet, so daß bei einer Addition Rundungsfehler entstehen können.
- In der Tabelle sind nur die wichtigsten Ereignisabläufe aufgeführt.
- Zur Berücksichtigung von Unsicherheiten in den Freisetzungsberechnungen wurde in WASH-1400 bei jeder Freisetzungskategorie ein 10 %iger Zuschlag aus den benachbarten Freisetzungskategorien übernommen. Dieses Vorgehen ergibt grundsätzlich eine Erhöhung des Risikos und läßt sich in der getroffenen Form nicht weiter begründen. In der vorliegenden Studie wurde dieser 10 %ige Zuschlag übernommen. Es ist jedoch zu vermerken, daß aufgrund dieses Vorgehens einige Freisetzungskategorien erheblich höhere Häufigkeiten ausweisen als sich aufgrund der anlagentechnischen Untersuchungen ergeben hätten. So erhöht sich der Erwartungswert der Kategorie 7 um mehr als den Faktor 100 und der Erwartungswert der Kategorie 4 um etwa einen Faktor 4.

Im folgenden werden nun die in Tabelle 6-4 aufgeführten Ereignisabläufe diskutiert. Entsprechend dem Aufbau der Tabelle geschieht dies jeweils getrennt für die verschiedenen auslösenden Ereignisse. Dabei stehen besonders die Ereignisabläufe im Vordergrund, die wegen ihrer Häufigkeit zum Ergebnis einer Kategorie stark beitragen.

Ein Ereignisablauf wird im allgemeinen durch drei unterschiedliche Elemente charakterisiert. Diese sind:

- das auslösende Ereignis,
- die spezielle Kombination von Systemfunktionen, deren Ausfall unterstellt wird,
- die Versagensart des Sicherheitsbehälters.

	Freisetzungskategorien							
	1	2	3	4	5	6	7	8
Großes Leck A	AH- α	AG- β_1	AF- β_2	AF- β_3	AF- η	AH- δ	A- β_1	A
	$2 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-8}$	$3 \cdot 10^{-10}$	$4 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-9}$	$5 \cdot 10^{-8}$	$6 \cdot 10^{-8}$	$3 \cdot 10^{-4}$
	AF- α	AB- β_1	AE- β_2	AE- β_3	AE- η	AF- δ		
	$4 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-9}$	$7 \cdot 10^{-9}$	$6 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-7}$		
	AE- α					AE- δ		
	$2 \cdot 10^{-9}$					$4 \cdot 10^{-8}$		
	AD- α					AD- δ		
	$5 \cdot 10^{-9}$					$2 \cdot 10^{-7}$		
Summe A	$1 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-8}$	$7 \cdot 10^{-9}$	$4 \cdot 10^{-7}$	$6 \cdot 10^{-8}$	$3 \cdot 10^{-4}$
Mittleres Leck S_1	$S_1H-\alpha$	$S_1G-\beta_1$	$S_1F-\beta_2$	$S_1F-\beta_3$	$S_1F-\eta$	$S_1H-\delta$	$S_1B-\beta_1$	S_1
	$4 \cdot 10^{-9}$	$4 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-9}$	$8 \cdot 10^{-9}$	$3 \cdot 10^{-9}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$8 \cdot 10^{-4}$
	$S_1F-\alpha$	$S_1B-\beta_1$	$S_1E-\beta_2$	$S_1E-\beta_3$	$S_1E-\eta$	$S_1F-\delta$		
	$1 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{-8}$	$5 \cdot 10^{-10}$	$4 \cdot 10^{-9}$	$2 \cdot 10^{-9}$	$4 \cdot 10^{-7}$		
	$S_1E-\alpha$		$S_1C-\beta_2$	$S_1C-\beta_3$	$S_1C-\eta$	$S_1E-\delta$		
	$2 \cdot 10^{-9}$		$3 \cdot 10^{-9}$	$2 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{-8}$	$8 \cdot 10^{-8}$		
$S_1D-\alpha$		$S_1CE-\beta_2$	$S_1CE-\beta_3$	$S_1CE-\eta$	$S_1D-\delta$			
$4 \cdot 10^{-9}$		$3 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{-7}$			
$S_1C-\alpha$					$S_1C-\delta$			
$2 \cdot 10^{-8}$					$9 \cdot 10^{-7}$			
$S_1CE-\alpha$					$S_1CE-\delta$			
$2 \cdot 10^{-9}$					$8 \cdot 10^{-8}$			
Summe S_1	$5 \cdot 10^{-8}$	$6 \cdot 10^{-8}$	$8 \cdot 10^{-9}$	$5 \cdot 10^{-8}$	$4 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$8 \cdot 10^{-4}$
Kleines Leck in einer Hauptkühl- mittelleitung S_2	$S_2IF-\alpha$	$S_2IG-\beta_1$	$S_2IF-\beta_2$	$S_2IF-\beta_3$	$S_2IJ-\eta$	$S_2IF-\delta$		
	$4 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-8}$	$5 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-6}$		
	$S_2IC-\alpha$	$S_2IB-\beta_1$	$S_2IE-\beta_2$	$S_2IE-\beta_3$	$S_2IJCE-\eta$	$S_2IC-\delta$		
	$7 \cdot 10^{-8}$	$8 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-8}$	$3 \cdot 10^{-8}$	$3 \cdot 10^{-6}$		
	$S_2IJ-\alpha$	$S_2IJG-\beta_1$	$S_2IC-\beta_2$	$S_2IC-\beta_3$		$S_2IJ-\delta$		
	$1,4 \cdot 10^{-6}$	$3 \cdot 10^{-8}$	$4 \cdot 10^{-9}$	$2 \cdot 10^{-8}$		$5 \cdot 10^{-5}$		
			$S_2ICE-\beta_2$	$S_2ICE-\beta_3$				
			$4 \cdot 10^{-9}$	$2 \cdot 10^{-8}$				
			$S_2IJ-\beta_2$	$S_2IJ-\beta_3$				
			$2 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-7}$				
		$S_2IJF-\beta_2$	$S_2IJF-\beta_3$					
		$2 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-8}$					
		$S_2IJCE-\beta_2$	$S_2IJCE-\beta_3$					
		$4 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-8}$					
Summe S_2	$1,5 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$5,5 \cdot 10^{-5}$		
Transienten T	$T_1IR-\alpha$	$T_1IR-\beta_1$	$T_1IR-\beta_2$	$T_1IJQ-\beta_3$	$T_1IJQ-\eta$	$T_1IR-\delta$		
	$1 \cdot 10^{-7}$	$7 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-8}$	$3 \cdot 10^{-7}$	$6 \cdot 10^{-6}$	$4 \cdot 10^{-6}$		
	$T_1IJQ-\alpha$	$T_1IJQ-\beta_1$	$T_1IJQ-\beta_2$		$T_1IJMQ-\eta$	$T_1IJQ-\delta$		
	$2 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-7}$		$4 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-6}$		
	$T_2R-\alpha$					$T_2R-\delta$		
	$2 \cdot 10^{-8}$					$6 \cdot 10^{-7}$		
	$T_2IJQ-\alpha$					$T_2IJQ-\delta$		
$5 \cdot 10^{-8}$					$2 \cdot 10^{-6}$			
TKL- α					TKL- δ			
$1 \cdot 10^{-8}$					$5 \cdot 10^{-7}$			
TKM- α					TKM- δ			
$2 \cdot 10^{-8}$					$7 \cdot 10^{-7}$			
Summe T	$4 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-7}$	$7 \cdot 10^{-6}$	$9 \cdot 10^{-6}$		
Kleines Leck am Druckhalter bei Transienten TS_2	$T_1S_2IC-\alpha$	$T_1S_2IG-\beta_1$	$T_1S_2IC-\beta_2$	$T_1S_2ICE-\beta_3$	$T_1S_2ICE-\eta$	$T_1S_2IC-\delta$		
	$2 \cdot 10^{-8}$	$1,5 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-8}$	$8 \cdot 10^{-8}$	$1,5 \cdot 10^{-6}$	$4 \cdot 10^{-7}$		
	$T_1S_2ICE-\alpha$	$T_1S_2ICE-\beta_1$	$T_1S_2ICE-\beta_2$	$T_1S_2IJCE-\beta_3$	$T_1S_2IJCE-\eta$	$T_1S_2ICE-\delta$		
	$7 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-8}$	$4 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-6}$		
	$T_1S_2IJ-\alpha$	$T_1S_2IB-\beta_1$	$T_1S_2IJCE-\beta_2$			$T_1S_2IJ-\delta$		
	$5 \cdot 10^{-9}$	$8 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-8}$			$2 \cdot 10^{-7}$		
	$T_1S_2IJCE-\alpha$							
	$2 \cdot 10^{-8}$							
$T_1S_2IC-\alpha$	$T_1S_2ICE-\beta_1$	$T_1S_2ICE-\beta_2$	$T_1S_2ICE-\beta_3$	$T_1S_2ICE-\eta$	$T_1S_2ICE-\delta$			
$2 \cdot 10^{-9}$	$5 \cdot 10^{-10}$	$4 \cdot 10^{-8}$	$7 \cdot 10^{-8}$	$1,5 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-7}$			
$T_1S_2ICE-\alpha$		$T_1S_2IJCE-\beta_2$	$T_1S_2IJCE-\beta_3$	$T_1S_2IJCE-\eta$	$T_1S_2IJCE-\delta$			
$6 \cdot 10^{-8}$		$1 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-8}$	$5 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-8}$			
$T_1S_2IJ-\alpha$								
$2 \cdot 10^{-9}$								
$T_1S_2IJCE-\alpha$								
$2 \cdot 10^{-8}$								
Summe TS_2	$3 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$4 \cdot 10^{-6}$	$4 \cdot 10^{-6}$		

Summe aller Häufigkeiten in den einzelnen Freisetzungskategorien

Erwartungswert	$2 \cdot 10^{-6}$	$6 \cdot 10^{-7}$	$6 \cdot 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-5}$	$7 \cdot 10^{-5}$	$1 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-3}$
Median (50%-Fraktile)	$4 \cdot 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-6}$	$9 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-5}$	$6 \cdot 10^{-5}$	$6 \cdot 10^{-4}$
Untere Grenze (5%-Fraktile)	$4 \cdot 10^{-8}$	$7 \cdot 10^{-8}$	$8 \cdot 10^{-8}$	$3 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-6}$	$5 \cdot 10^{-6}$	$9 \cdot 10^{-6}$	$9 \cdot 10^{-5}$
Oberer Grenze (95%-Fraktile)	$7 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-6}$	$9 \cdot 10^{-6}$	$7 \cdot 10^{-5}$	$2 \cdot 10^{-4}$	$4 \cdot 10^{-4}$	$4 \cdot 10^{-3}$

Die eingetragenen Werte sind Häufigkeiten pro Betriebsjahr. Falls nicht anders vermerkt, handelt es sich dabei um Erwartungswerte.

Bei Ermittlung der Summe aller Freisetzungshäufigkeiten wurde ein Beitrag von 10 % aus den benachbarten Freisetzungskategorien berücksichtigt.

Abkürzungen:

A	Großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	T	Summe aller zu erwartenden Transienten, die das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern
B	Meßwert erfassung für die Notkühlvorbereitungssignale	TS_2	Kleines Leck am Druckhalter bei zu erwartenden Transienten
C	Hochdruck-Einspeisungen	T_1	Notstromfall
D	Druckspeicher-Einspeisungen	T_1S_2	Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall, setzt sich aus den beiden Störfällen T_1S_2 und T_1S_2 zusammen
E	Niederdruck-Einspeisungen für Fluten	T_2	Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung
F	Niederdruck-Einspeisungen für Sumpfwälztrieb	α	Zerstörung des Sicherheitsbehälters als Folge einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter
G	Sicherheitsbehälter-Integrität für die Notkühlung	β_1	Große Leckage des Sicherheitsbehälters (kein Überdruckversagen)
H	Langzeit-Notnachkühlung	β_2	Mittlere Leckage des Sicherheitsbehälters (eventuell Überdruckversagen)
I	Hauptspeisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe	β_3	Kleine Leckage des Sicherheitsbehälters (Überdruckversagen)
J	Notpeisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe	δ	Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters
K	Reaktorschneidabschaltung	η	Ausfall der Ringraumabsaugung oder der Störfallfilter
L	Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs		
M	Schließen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs		
N	Verzögerte Speisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe		
Q	Langzeit-Speisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe		
R	Mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung		
S_1	Mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung		
S_2	Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung		

Tab. 6-4: Dominierende Ereignisabläufe in den einzelnen Freisetzungskategorien

Die Häufigkeit der Ereignisabläufe ergibt sich dann aus der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses, der Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Systemfunktionen und der Wahrscheinlichkeit für das Versagen des Sicherheitsbehälters.

Eine ausführliche Diskussion der Häufigkeit für Kernschmelzen findet sich im Kapitel 5. Im folgenden steht daher die Bewertung des gesamten Ereignisablaufes einschließlich des Sicherheitsbehälterversagens im Vordergrund.

Die bedingten Wahrscheinlichkeiten für die verschiedenen Versagensarten des Sicherheitsbehälters wurden auf unterschiedliche Weise ermittelt.

- Für die Wahrscheinlichkeit, daß sich bei einem Kernschmelzunfall eine Dampfexplosion ereignet, die über ein Versagen des Reaktordruckbehälters zu einer Zerstörung des Sicherheitsbehälters führt (Versagensart α), wurde der in WASH-1400 ausgewiesene Wert übernommen (Median = 10^{-2} mit einem Unsicherheitsfaktor von 10; daraus folgt ein Erwartungswert von $w_\alpha = 2,7 \cdot 10^{-2}$).
- Die Wahrscheinlichkeiten für das Auftreten von Lecks im Sicherheitsbehälter (Versagensarten β_1 , β_2 und β_3) bzw. für Ausfall der Ringraumabsaugung oder der Störfallfilter (Versagensart η) wurden mit Hilfe von Fehlerbaumanalysen bestimmt. Dabei wurde berücksichtigt, daß diese Wahrscheinlichkeiten im allgemeinen sowohl vom auslösenden Ereignis als auch vom Versagen von Systemfunktionen abhängen.
- Die Ergebnisse in Kapitel 6.3 zeigen, daß bei Kernschmelzunfällen ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters (Versagensart δ) eintritt, falls er nicht vorher auf andere Weise versagt hat. Die Wahrscheinlichkeit w_δ ergibt sich deshalb aus der Differenz von 1 und der Summe der Wahrscheinlichkeiten der anderen Versagensarten des Sicherheitsbehälters bei sonst gleichem Ereignisablauf.

Großes und mittleres Leck

In Tabelle 6-4 sind in der Zeile „Summe A“ alle Häufigkeiten addiert, welche die Ereignisabläufe mit dem auslösenden Ereignis „großes Leck“ zu den einzelnen Freisetzungskategorien 1 bis 8 beitragen. Analoges gilt für die Beiträge der Ereignisabläufe mit dem auslösenden Ereignis „mittleres Leck“, die in der Zeile „Summe S_1 “ zusammengefaßt sind. Vergleicht man die genannten Werte mit den zugehörigen Gesamthäufigkeiten in den einzelnen Freisetzungskategorien, so erhält man Beiträge $\leq 3\%$, vielfach sogar weit unter 1%. Als einzige Ausnahme ist Kategorie 2 für das mittlere Leck mit einer Häufigkeit von 6×10^{-8} zu nennen. Dieser Anteil macht 10% des Gesamtergebnisses der Kategorie 2 aus. Die Beiträge zu diesem Wert stammen von den Ereignisabläufen $S_1 G-\beta_1$ und $S_1 B-\beta_1$. Im ersten Fall handelt es sich um Ereignisabläufe, bei denen die Notkühlung aufgrund von Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter in den Ringraum ausfällt (Ausfall der Funktion „Sicherheitsbehälter-Integrität für die Notkühlung“, siehe Abschnitt 5.2.1.2). Dabei ist natürlich die Dichtheit des Sicherheitsbehälters nicht mehr gegeben. Im zweiten Fall ist mit dem Ausfall der Systemfunktion B (der „Meßwerterfassung für die Notkühlung-Vorbereitungsanlage“ auch die Ansteuerung für den Gebäudeabschluß nicht mehr vorhanden. Die für diese beiden Fälle gegebenen Erläuterungen gelten analog für die Ereignisabläufe beim großen Leck, $AG-\beta_1$ und $AB-\beta_1$, allerdings sind hier die entsprechenden Häufigkeiten geringer.

In den Freisetzungskategorien 7 und 8 sind die vom Notkühlsystem beherrschten Kühlmittelverluststörfälle enthalten. Dementsprechend kann es höchstens zu Hüllrohrschäden kommen, d. h. der Kern bleibt intakt.

Kleines Leck

Wie man der Zeile „Summe S_2 “ der Tabelle 6-4 entnimmt, ist der Störfall „kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung“ mit Häufigkeiten von $1,5 \times 10^{-6}$ in Kategorie 1 und $5,5 \times 10^{-5}$ in Kategorie 6 bestimmend für das Gesamtergebnis der zugehörigen Kategorien. Maßgeblich hierfür sind die Ereignisabläufe S_2IJ-a bzw. $S_2IJ-\delta$, d. h. mögliche Fehler beim Abfahren der Anlage von Hand (siehe Abschnitt 5.2.1.3). Auch in den Kategorien 3 und 4 tragen die Ereignisabläufe $S_2IJ-\beta_2$ und $S_2IJ-\beta_3$ erheblich zu den insgesamt in diesen Kategorien für das kleine Leck ermittelten Häufigkeiten bei. Wesentlichen Anteil haben hier die Ausfälle aller Reaktorschutzsignale für 2 der 4 redundanten Teilsysteme.

Des weiteren machen die Ereignisabläufe beim auslösenden Ereignis „kleines Leck“ aufgrund ihrer Häufigkeit 2×10^{-7} ein Drittel des Gesamtergebnisses in Kategorie 2 aus. Für die daran maßgeblich beteiligten Abläufe $S_2IG-\beta_1$ und $S_2IB-\beta_1$ gilt dasselbe wie für die entsprechenden Fälle beim großen und mittleren Leck. Das eine Mal handelt es sich um einen Störfall mit Versagen der Sicherheitsbehälter-Integrität für die Notkühlung, das andere Mal um einen Common-Mode-Ausfall der für die Notkühlung und den Gebäudeabschluß maßgebenden Meßwerterfassung.

Transienten

Der Einfluß der Transientenstörfälle auf das Gesamtergebnis in den einzelnen Freisetzungskategorien ist mit 30 % in Kategorie 5 am größten. 20 % sind für Kategorie 1 zu nennen, dann folgen die Kategorien 3, 4 und 6 mit Werten zwischen 10 und 15 %. Beteiligt an diesem Ergebnis sind vor allem die aus dem Notstromfall kommenden Ereignisabläufe T_1IR . . . und T_1IJQ . . . Im ersten Fall handelt es sich um den Ausfall der „Langzeit-Speisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe“ (Funktion R). Im zweiten Fall versagt die Funktion „Notspisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe“, und die rechtzeitige Speisewasserversorgung von Block A aus mißlingt. Hier ist vor allem der starke Einfluß von Common-Mode-Ausfällen der Notstromdiesel zu nennen. Zum Beispiel führt in Kategorie 5 ein Common-Mode-Ausfall der Notstromdiesel zum Ausfall der Ringraumabsaugung. In den Freisetzungskategorien 3 und 4 führt der Common-Mode-Ausfall der Diesel zusammen mit 2 unabhängigen Ausfällen zum Kernschmelzen und zum Ausfall des Gebäudeabschlusses. Nähere Angaben zu diesen Störfallabläufen sind in Abschnitt 5.2.2.2 zu finden.

Kleines Leck am Druckhalter

Der größte Beitrag von diesem Störfall wird für Kategorie 3 mit etwa 30 % geliefert. In den Kategorien 1, 4 und 5 sind Beiträge zwischen ca. 10 und 20 % zu verzeichnen. Bestimmend für alle diese Ergebnisse sind die Ereignisabläufe $T_1S_2'ICE$. . . und $T_1S_2''ICE$. . . Da sich der hier diskutierte Störfall aus dem Notstromfall entwickelt, ist eine große Abhängigkeit von der Funktionsfähigkeit der Notstromdiesel gegeben. Wie beim Notstromfall spielen in den Freisetzungskategorien 3 und 4 Common-Mode-Ausfälle der Notstromdiesel zusammen mit 2 weiteren unabhängigen Ausfällen eine wichtige Rolle (siehe Abschnitt 5.2.2.4). In der Freisetzungskategorie 5 ist an fast allen Fällen ein Common-Mode-Ausfall der Notstromdiesel beteiligt.

Schrifttum

- [1] Hagen, S.: Experimentelle Untersuchung der Abschmelzphase von UO_2 -Zircaloy Brennstäben bei versagender Notkühlung. Zwischenbericht zum Projekt Nukleare Sicherheit, PNS 4321, Kernforschungsanlage Karlsruhe, KfK, Karlsruhe, 1977
- [2] Hildenbrand, G.: Untersuchung der Wechselwirkung zwischen Kernschmelze und Reaktorbeton. Der Bundesminister für Forschung und Technologie, RS 154, KWU-Erlangen, 1978
- [3] Benz, R., u. a.: Literaturstudie zur Dampfexplosion, 1. Technischer Fachbericht zum Forschungsvorhaben BMFT, RS 76, IKE, Universität Stuttgart, Februar 1976
- [4] Benz, R. u. a.: Ingenieurmäßige Abschätzung der Energiefreisetzung und des Druckaufbaues bei Dampfexplosionen in Reaktorgeometrie. 1. Technischer Fachbericht zum Forschungsvorhaben BMFT, RS 206, IKE, Universität Stuttgart, Dezember 1976
- [5] Cameron, I. G. et al.: The Computer Code SEURBNUK-2 for Fast Reactor Explosion Containment Safety Studies. 4th Int. Conf. on SMIRT, San Francisco, August 1977, Vol B 2/1
- [6] Bell, M. J.: ORIGEN, the ORNL Isotope Generation and Depletion Code ORNL 4628, Oak Ridge National Laboratory, 1973
- [7] Hilliard, R. K.: Natural Transport Effects on Fission Product Behaviour in the Containment System Experiment. BNWL 1457, Battelle Northwest Laboratories, Richland, Wash., 1970
- [8] Burian, R. J., und P. Cybulskis: CORRAL II, Users Manual. Battelle Columbus Laboratories, Ohio, 1977

7 Unfallfolgenmodell

7.1 Überblick

Das Kapitel 7 beschreibt die in der Studie benutzten mathematischen Modelle und Eingabedaten, mit denen die radiologischen Auswirkungen und möglichen Personenschäden nach einem Kernkraftwerksunfall in der Bundesrepublik Deutschland ermittelt wurden. Die ausführliche Darstellung und Dokumentation enthält der Fachband mit seinen Anhängen.

Bild 7-1 zeigt eine schematische Darstellung des gesamten Unfallfolgenmodells. Dabei wurde gegliedert in die Modellteile

- atmosphärische Ausbreitung und Ablagerung
- Dosisberechnung
- Schutz- und Gegenmaßnahmen und gesundheitliche Schäden.

Ergebnisse bzw. Zwischenergebnisse sind in rechteckigen Kästchen, Eingabedaten und -parameter in Kästchen mit halbrunden Flanken und Häufigkeits- bzw. Wahrscheinlichkeitszahlen in Rhomben dargestellt. Die anschließenden Erläuterungen folgen dieser schematischen Darstellung.

Der Ausgangspunkt aller durchgeführten Rechnungen ist die Menge und Beschaffenheit des radioaktiven Materials, das im Verlauf eines Reaktorunfalles in einem Kernkraftwerk

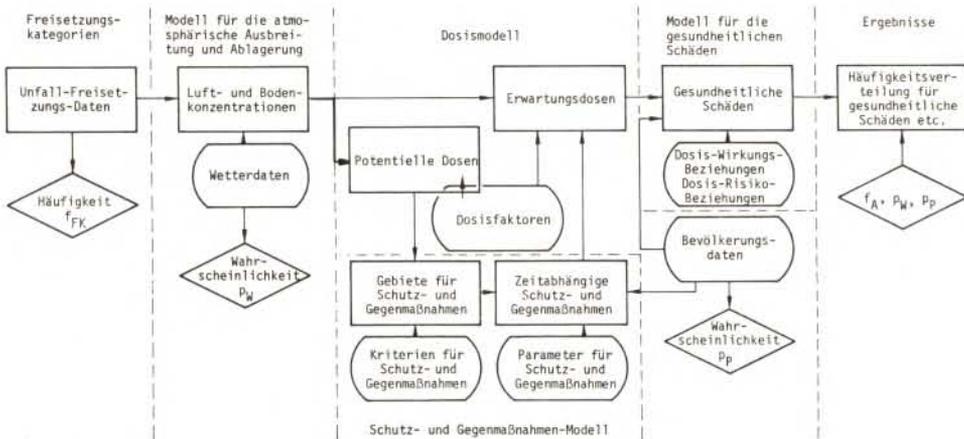


Bild 7-1: Schema des Unfallfolgenmodells

aus dem Sicherheitsbehälter in die Atmosphäre freigesetzt werden kann. Das Freisetzungsspektrum für die radioaktiven Stoffe wurde in 8 sog. Freisetzungskategorien unterteilt (siehe Kapitel 6). Anders als in WASH-1400 wurden hier nur Druckwasserreaktoren berücksichtigt, basierend auf dem repräsentativen Typ eines modernen deutschen Druckwasserreaktors mit 1300 MWe. In der Studie wurde unterstellt, daß alle Kernkraftwerke, die am Stichtag 1. Juli 1977 mit einer Leistung von mindestens 600 MWe im Betrieb oder im Bau waren oder für die zum Stichtag eine Genehmigung beantragt war, mit solchen Druckwasserreaktoren ausgerüstet sind (siehe Kapitel 1).

Die Freisetzungskategorien sind charakterisiert durch den zeitlichen Ablauf, den freigesetzten Anteil der wesentlichen Radionuklidgruppen und die Eintrittshäufigkeit dieser Freisetzungen. Diese charakteristischen Daten wurden aufgrund der Untersuchungen, die in den Fachbänden beschrieben sind, gewonnen.

Das *Modell für die atmosphärische Ausbreitung und Ablagerung* errechnet daraus die zeitliche und örtliche Verteilung der Aktivitätskonzentrationen in der Luft und der Bodenkontaminationen in der Umgebung des Unfallorts.

Das Modell berücksichtigt:

1. den thermischen Aufstieg der Aktivitätsfahne (fühlbare und latente Wärme),
2. die Einflüsse der Gebäudenachlaufwirbel auf die Verdünnung und das Aufstiegsverhalten der Aktivitätsfahne,
3. den zeitlich variierenden Turbulenzzustand der Atmosphäre, die Windgeschwindigkeit und den Niederschlag (das Modell berücksichtigt noch nicht die Windrichtungsänderungen im Verlauf der Ausbreitung, dies soll in der Phase B der Studie geschehen),
4. das Abklingen der Radioaktivität als Funktion der Zeit nach dem Unfall,
5. die Verarmung der Aktivitätsfahne durch trockene und nasse Ablagerung.

Aus den Aktivitätskonzentrationen in der Luft und den Bodenkontaminationen berechnet das *Dosismodell* zunächst potentielle Dosen, an denen sich die verschiedenen Schutz- und Gegenmaßnahmen orientieren, und danach die unter Berücksichtigung dieser Maßnahmen zu erwartenden Dosen. Dabei werden folgende Bestrahlungspfade berücksichtigt:

1. Externe Bestrahlung durch die vorbeiziehende Aktivitätsfahne,
2. Externe Bestrahlung durch die am Boden abgelagerte Aktivität,
3. Interne Bestrahlung durch die mit der Atemluft inkorporierte Aktivität unterteilt in
 - Inhalation von luftgetragenen Radionukliden aus der Aktivitätsfahne und
 - Inhalation von resuspendierten Radionukliden, die schon am Boden abgelagert waren,
4. Interne Bestrahlung durch die mit der Nahrung inkorporierte Aktivität.

Es wurden Dosen für die Organe Knochenmark, Knochenoberfläche, Lunge, Schilddrüse, Brust, Gonaden und den Ganzkörper berechnet.

Bei der Berechnung der Erwartungsdosen wurden folgende Arten von *Schutz- und Gegenmaßnahmen* berücksichtigt:

- Aufsuchen von Gebäuden,
- Evakuierung und Umsiedlung,
- Dekontamination,
- Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte.

Die Kriterien für die Ansetzung dieser Maßnahmen und ihr zeitlicher Ablauf sind in Abschnitt 7.4 beschrieben.

Aus den so berechneten Dosen werden im anschließenden *Modell der Berechnung der gesundheitlichen Schäden* für die jeweils betroffene Bevölkerung die Folgen, nämlich

- die somatischen Frühschäden (Tod durch akutes Strahlensyndrom),

- die somatischen Spätschäden (Tod durch Leukämie oder Krebs),
- die genetische Belastung (genetisch signifikante Dosis)

berechnet.

Das Risiko durch 25 kommerzielle Reaktorblöcke an 19 Standorten wurde folgendermaßen berechnet: Die 19 Standorte wurden vier meteorologisch repräsentativen Standortregionen zugeordnet. Deren charakteristische Kenngrößen wurden für die Berechnung der atmosphärischen Ausbreitung an den jeweils zugeordneten Standorten benutzt. Die Wahl der repräsentativen Daten für die vier Standortregionen wird im Fachband detailliert beschrieben. Bis 540 km Entfernung¹⁾ vom Unfallort wurden die Aktivitätskonzentrationen in der Luft und die Bodenkontaminationen ortsabhängig gerechnet. Den damit berechneten Ortsdosen wurden die Bevölkerungsverteilungen unterlegt unter Anwendung der durch die Gegenmaßnahmen gegebenen örtlichen und zeitabhängigen dosismindernden Faktoren. Bis 80 km¹⁾ wurden standortspezifische und darüber hinaus gemittelte Bevölkerungsdaten benutzt. Die Entfernung 540 km entspricht etwa dem mittleren Radius Mitteleuropas. Über Entfernungen dieser Größe ändern sich die Ausbreitungsbedingungen und die Bevölkerungsdichte teilweise entscheidend (Meer, Gebirge etc.). Die Wirkung der über diese Grenze hinausgetragenen Aktivität wird dadurch berücksichtigt, daß – entsprechend WASH-1400 – die radiokativen Aerosole und das Radiojodid auf einer Fläche, welche dem Rest Gesamteuropas entspricht, abgelagert werden.

Die Wiederholung dieses Rechenvorganges für alle Unfallkategorien und 115 repräsentative Wetterabläufe an jedem der 19 Standorte ergab das Ensemble der Einzelergebnisse. Von diesen wurden die somatischen Früh- und Spätschäden und die genetisch signifikante Dosis in Form von Häufigkeitsverteilungen dargestellt. Außerdem wurden die Erwartungswerte für Früh- und Spätschäden und die genetisch signifikante Dosis angegeben. Die Werte für somatische Spätschäden wurden mit den Erwartungswerten für Leukämie und Krebs aufgrund natürlicher und zivilisatorischer Ursachen verglichen.

Die Ergebnisse sind in Kapitel 8 dargestellt, zusammen mit vorläufigen Empfindlichkeitsanalysen und Fehlerabschätzungen.

7.2 Atmosphärische Ausbreitung und Ablagerung

7.2.1 Atmosphärisches Ausbreitungsmodell

Sobald die radioaktiven Stoffe aus der äußeren Sicherheitsumschließung oder aus dem Abluftkamin in die Atmosphäre freigesetzt sind, unterliegen sie der atmosphärischen Ausbreitung. Die Aktivitätsfahne entfernt sich mit Windgeschwindigkeit vom Emittenten. Die Aktivitätskonzentration nimmt dabei, hauptsächlich abhängig von der Turbulenz der Atmosphäre und der Beschaffenheit des überstrichenen Geländes, ständig ab.

Die vielfältigen Modelle, die die atmosphärische Ausbreitung beschreiben, erstrecken sich von mathematisch aufwendigen bis hin zu einfachen „Boxmodellen“. Für den praktischen Gebrauch hat sich eine spezielle Lösung der Diffusionsgleichung als brauchbar erwiesen. Die Aktivitätsverteilung in der Fahne quer zur Transportrichtung wird dabei durch eine

1) Diese Entfernungen entsprechen den in WASH-1400 benutzten Abständen von 50 Meilen bzw. 350 Meilen.

Gaußverteilung angenähert. Dieses sog. Gauß'sche Ausbreitungsmodell wird auch hier verwendet.

Das Modell ist durch Experimente als zuverlässig bis zu Entfernungen von rund 20 km bestätigt worden. In diesem Entfernungsbereich sind bei hohen Freisetzungsraten Fröh-schäden möglich, für deren Berechnung wegen der nichtlinearen Dosis-Wirkungs-Beziehung (siehe Abschnitt 7.5) eine zuverlässige Kenntnis der Dosisverteilung erforderlich ist. Auch in Entfernungen über 20 km wird dasselbe Modell verwendet. Einerseits gibt es einige experimentelle Ergebnisse, die der Anwendbarkeit auch in größeren Entfernungen nicht widersprechen, andererseits ist für das Ergebnis – die Zahl der Spätschäden – die genaue Kenntnis der Dosisverteilung nicht entscheidend (siehe Abschnitt 7.2.2).

Die Standardabweichung der Gauß'schen Glockenkurve ist durch den horizontalen bzw. vertikalen Ausbreitungsparameter $\sigma_y(x)$ bzw. $\sigma_z(x)$ gegeben. Die verwendeten Ausbreitungsparameter wurden durch Ausbreitungsexperimente im Umkreis des Kernforschungszentrums Karlsruhe (KfK) bestimmt [1]. Sie sind, wie auch andere Experimente über Gelände ähnlicher Topographie gezeigt haben [2], [3], repräsentativ für Gelände mit rauher Oberfläche (Wald, Besiedelung). Für glattes Gelände (Norddeutsche Tiefebene) werden diese Parameter entsprechend modifiziert.

Der vertikale Turbulenzaustausch in der Atmosphäre ist nach oben meist begrenzt durch eine Sperrschicht. Die Höhe der Mischungsschicht ist eng verknüpft mit der Obergrenze der planetarischen Grenzschicht. Diese ist, vereinfacht, eine auf der Erdoberfläche aufliegende Luftschicht, in der sich die Luftmassen vertikal stark durchmischen. Aus diesem Grunde wird der vertikale Ausbreitungsparameter bei Erreichen eines Maximalwertes konstant gehalten. Eine Verminderung der Bodenkonzentration erfolgt danach nur noch durch die horizontale Ausbreitung.

Der Aufstieg der Aktivitätsfahne infolge der freigesetzten thermischen Energie wird im wesentlichen nach den Formeln von BRIGGS [4], [5] berechnet. NESTER [6] hat diese Formeln erweitert, um den Einfluß von Gebäuden auf den Aufstieg zu erfassen. Der Einfluß der Zerfallsenergie auf den Anstieg wird seines geringen Beitrags wegen vernachlässigt [7]. Die Aufstiegshöhe ist durch den maximalen Wert des $\sigma_z(x)$ begrenzt. Der ursprüngliche Aktivitätsinhalt der Fahne verringert sich durch die trockene und nasse Ablagerung sowie durch den radioaktiven Zerfall.

Die für die Berechnung der Aktivitätskonzentration der Luft und der Bodenkontamination verwendeten meteorologischen Daten, nämlich die Windgeschwindigkeit, die Ausbreitungskategorie und die Information über den Niederschlag werden stündlich entsprechend gemessenen, realen Wetterabläufen angepaßt. Dabei wird angenommen, daß die am Standort gemessenen meteorologischen Größen gleichzeitig dieselben Werte in allen Entfernungen annehmen. Dies ist zwar normalerweise nicht der Fall. Eine derartige Annahme erscheint aber gerechtfertigt, weil über 100 mehrstündige Wetterabläufe betrachtet werden – (diese Anzahl ist notwendig, um alle möglichen Wetterabläufe hinreichend zu charakterisieren) – und weil die Fehler in den Rechnungen mit einzelnen Wetterabläufen dazu tendieren, sich im zusammengefaßten Ergebnis zu kompensieren.

Jeder der 115 Wetterabläufe ergibt ein Aktivitätskonzentrations- und Kontaminationsfeld. Jedes Feld erstreckt sich vom Emissionsort in die angenommene Ausbreitungsrichtung. Es wird entsprechend WASH-1400 angenommen, jede Windrichtung sei gleich wahrscheinlich. Die Annahme der Windrichtungsgleichverteilung wird dadurch realisiert, daß die Ausbreitungsrichtung mit gleicher Wahrscheinlichkeit auf jeweils die Sektermitte von 36 Zehn-Grad-Sektoren fällt.

7.2.2 Modellbeschränkungen

Es wird ein geradliniger Transport der Abluftfahne angenommen. Größere Windrichtungsschwankungen sind nicht berücksichtigt, was zu einer konservativen Abschätzung der Dosis führt. Diese Annahme entspricht dem Modell in WASH-1400. Auf diese Weise wird die Dosis bei mehrstündiger Freisetzung meist überschätzt. Dies schließt ein häufigeres Überschreiten der Schwellendosis für Frühschäden ein, dementsprechend auch eine Überschätzung der Frühschäden. Dieser Effekt wird nur in geringem Maße dadurch abgeschwächt, daß an einigen Stellen, an denen die Wahrscheinlichkeit von Frühschäden wegen hoher Dosiswerte ohnehin fast eins ist, die weitere Erhöhung der Dosis durch diese Modellannahme unwirksam bleibt.

In größerer Entfernung (über etwa 20 km) treten – entsprechend den Rechenergebnissen – nur noch Spätschäden auf; deren Anzahl ist wegen der linearen Dosis-Wirkungs-Beziehung in erster Näherung unabhängig davon, ob eine gegebene Aktivitätsmenge bei sonst gleichen Randbedingungen auf einen schmalen oder breiten Sektor verteilt wird. Das gilt streng ab 80 km Entfernung, da dort die Bevölkerung in azimuthaler Richtung gleichverteilt angenommen wird.

Dieses Modell geradliniger Ausbreitung wird in Anlehnung an WASH-1400 bis zu 540 km Entfernung angewendet. Die Fläche dieses Kreises entspricht etwa der Fläche Mitteleuropas. Jenseits dieser Entfernung ändern sich meist die Ausbreitungsbedingungen entscheidend (Meer, Gebirge).

Der Aktivitätsinhalt der Fahne hat sich auch nach Ausbreitung über eine Entfernung von 540 km noch nicht so verringert, daß er nicht weiter verfolgt zu werden brauchte. Im Mittel aller Wetterabläufe passiert die Aktivitätsfahne diese „Grenze“ – abhängig von den gewählten Ablagerungskonstanten – mit etwa 40 % ihres ursprünglichen Inhalts langlebiger Radionuklide. Radioaktive Gase und Aerosole tragen auf dem weiteren Reiseweg der Aktivitätsfahne in unterschiedlicher Weise zur Gesamtstrahlenwirkung bei. Die radioaktiven Edelgase erbringen beim ersten Durchzug durch Direktstrahlung nur noch einen verschwindend geringen Beitrag (unter 1 ‰) zu den Spätschäden. Bei weiteren Durchzügen verteilt sich diese Aktivität global. Die darauf zurückgehende Bevölkerungsdosis kann gegenüber der der übrigen Radionuklide vernachlässigt werden. Radiojod und Aerosole dagegen führen beim ersten Durchzug der Aktivitätsfahne durch ihre Ablagerung auf dem Boden zu einer gegenüber den Edelgasen wesentlich größeren örtlichen Strahlenexposition. Bis zu einer Entfernung von 2 500 km werden sie im Mittel zu etwa 99 % abgelagert. Es wird daher die Restwirkung der Radiojod- und Aerosolaktivität dadurch berücksichtigt, daß sie auf einem Kreisring von 2 500 km Außenradius – diese Fläche entspricht dem Rest Europas einschließlich der Wasserflächen – abgelagert werden. Dieses Vorgehen entspricht demjenigen in WASH-1400.

7.2.3 Meteorologische Standort-Regionen

Für eine realistische Modellierung der sich ändernden Ausbreitungsbedingungen im oben beschriebenen Ausbreitungsmodell müssen die stündlichen Werte der Windgeschwindigkeit, der Ausbreitungskategorie und gegebenenfalls der Niederschlagsintensität für mindestens ein Jahr vorliegen. Derart ausführliche Meßwerte sind – im Unterschied zu den vielfach verfügbaren Ausbreitungsstatistiken – nur an einer begrenzten Zahl von Meßstationen vorhanden. Die 19 zu betrachtenden Kernkraftwerksstandorte (siehe Kapitel 1) wurden vier meteorologischen Standortregionen zugeordnet, innerhalb deren jeweils

ein Satz meteorologischer Daten benutzt wurde. Die Grenzziehung für eine Region ergab sich aus der Forderung nach einheitlichen Ausbreitungsverhältnissen und geographischer Ähnlichkeit.

Die vier Standortregionen lauten:

- Norddeutsche Tiefebene,
- Oberrheinische Tiefebene,
- Süddeutsche Hochebene,
- Tallagen.

Im Fachband wird auf diese Standortregionen sowie die zugehörigen meteorologischen Meßstationen näher eingegangen.

7.3 Dosismodell

Auf der Grundlage der mit Hilfe des Modells der atmosphärischen Ausbreitungs- und Ablagerungsvorgänge ermittelten orts- und zeitabhängigen Aktivitätskonzentration in der Luft und am Boden wird die Strahlenexposition der betroffenen Bevölkerung berechnet. Als Kenngröße für die Strahlenexposition wird die Energiedosis D für spezielle Organe und den Ganzkörper angegeben. Sie ist ein Maß für die pro Organmasse aufgenommene Strahlenenergie. Ihre Einheit ist das „rad“¹⁾.

Die Wege, über welche die Strahlung der freigesetzten Aktivität den Menschen erreicht, bezeichnet man als *Expositionspfade*. Aus der Freisetzung von Radionukliden in die Atmosphäre resultieren im wesentlichen folgende Expositionspfade:

- externe Bestrahlung durch die vorbeiziehende Aktivitätsfahne,
- externe Bestrahlung durch die am Boden abgelagerte Aktivität,
- interne Bestrahlung durch die mit der Atemluft inkorporierte Aktivität, unterteilt in
 - Inhalation von luftgetragenen Radionukliden aus der Aktivitätsfahne und
 - Inhalation von resuspendierten Radionukliden, die schon am Boden abgelagert waren,
- interne Bestrahlung durch die mit der Nahrung inkorporierte Aktivität.

Bei der externen Bestrahlung bestimmt im wesentlichen die räumliche Verteilung der Aktivität in der Luft und am Boden die im Körper absorbierte Energie, die nahezu organunabhängig ist. Bei der internen Bestrahlung bestimmen neben der räumlichen Verteilung der Aktivität in der Luft und am Boden und neben der Inkorporation (Art und Menge der Aufnahme in den Körper) im wesentlichen die Stoffwechselfvorgänge die in den einzelnen Organen absorbierte Energie.

Die Berechnung der Strahlenexposition wird für folgende, für die Schadensermittlung wichtigen Organe²⁾ durchgeführt:

1) $1 \text{ rad} = 0,01 \text{ J/kg}$ (oder erg/g)

Von der Energiedosis mit der Einheit 1 rad leitet sich eine Äquivalentdosis ab, welche die biologische Wirksamkeit der unterschiedlichen Strahlenarten berücksichtigt. Ihre Einheit ist das „rem“ (siehe dazu Abschnitt 7.5.1 und den Fachband). Zur Vereinfachung des Textes wird im folgenden das Wort Dosis auch für die Äquivalentdosis benutzt. Den Dimensionsangaben „rad“ bzw. „rem“ kann dann entnommen werden, ob es sich um die Energiedosis oder die Äquivalentdosis handelt.

2) Die Auswahl dieser Organe wird in Abschnitt 7.5 begründet.

- Knochenmark,
- Knochenoberfläche,
- Lunge,
- Schilddrüse,
- Brust.

Der Schadensermittlung der übrigen Organe wird die Strahlenexposition des Ganzkörpers zugrunde gelegt.

Zur Ermittlung der genetisch signifikanten Dosis wird die Strahlenexposition der Hoden (Testes) und Eierstöcke (Ovarien) berechnet.

Da die Kriterien für die Gegenmaßnahmen (siehe Abschnitt 7.4)

- Umsiedlung,
- Dekontamination,
- zeitweiliges Verbot des Verzehrs lokaler landwirtschaftlicher Produkte,

eine Vorausberechnung von Dosen erfordern, werden im ersten Schritt Dosen berechnet, die Personen bei ununterbrochenem Aufenthalt im Freien über die relevanten Expositionspfade erhalten würden. Diese werden im folgenden als *potentielle Dosen* bezeichnet.

Im zweiten Schritt werden dann Dosen berechnet, die Personen unter Berücksichtigung der Schutz- und Gegenmaßnahmen¹⁾ erhalten würden. Diese werden im folgenden als *zu erwartende Dosen* bezeichnet. Sie werden in das Schadensmodell (siehe Abschnitt 7.5) eingesetzt, in dem unter Berücksichtigung von Dosis-Wirkungs-Beziehungen der Umfang der somatischen Frühschäden (Tod durch akutes Strahlensyndrom) und unter Zugrundelegung von Dosis-Risiko-Beziehungen der Umfang von somatischen Spätschäden (Tod durch Leukämie oder Krebs) ermittelt werden. Die genetische Belastung wird in Form der genetisch signifikanten Dosis ausgedrückt.

Im Detail werden folgende Dosen berechnet:

Potentielle Dosen

Zur Entscheidung über Gegenmaßnahmen zur Verringerung der Frühschäden wird berechnet:

- die Knochenmark-Dosis infolge externer Bestrahlung durch die am Boden abgelagerte Aktivität während der ersten 7 Tage.

Zur Entscheidung über Gegenmaßnahmen zur Verringerung der somatischen Spätschäden und der genetischen Belastung werden berechnet:

- die Ganzkörper-Dosis infolge externer Bestrahlung durch die am Boden abgelagerte Aktivität während der ersten 30 Jahre und
- die Ganzkörper-, Knochenmark- und Schilddrüsen-Dosis infolge interner Bestrahlung durch die mit den Nahrungsmitteln inkorporierte Aktivität während der ersten 50 Jahre.

Zu erwartende Dosen

Zur Ermittlung der Frühschäden wird berechnet:

- die Kurzzeit-Knochenmark-Dosis; diese setzt sich zusammen aus der Dosis infolge:
 - externer Bestrahlung durch die Aktivität der Abluftfahne,
 - externer Bestrahlung durch die am Boden abgelagerte Aktivität innerhalb der ersten 7 Tage sowie

1) Unter Schutzmaßnahmen werden allgemein die ohne besonderen Aufwand durchzuführenden Maßnahmen, wie Aufsuchen von Häusern verstanden. Gegenmaßnahmen bedürfen besonderer Vorbereitung; darunter fallen z. B. alle Bevölkerungsbewegungen.

- interner Bestrahlung durch die mit der Atemluft inkorporierte Aktivität der Abluft-fahne während der ersten 30 Tage.

Zur Ermittlung der somatischen Spätschäden werden berechnet:

- die Dosen für die Organe:
 - Knochenmark,
 - Knochenoberfläche,
 - Lunge,
 - Schilddrüse,
 - Brust,
 - Restkörper.

aufsummiert über alle aus der Freisetzung von Radionukliden in die Atmosphäre resul-tierenden Expositionspfade. Dabei wird die Strahlenexposition sowohl der unmittel-bar betroffenen Bevölkerung als auch der nach dem Unfall geborenen Personen berück-sichtigt.

Zur Ermittlung der genetischen Belastung wird berechnet:

- die genetisch signifikante Dosis
 - aufsummiert über alle aus der Freisetzung von Radionukliden in die Atmosphäre resul-tierenden Expositionspfade. Sie berechnet sich aus den Dosen für die Hoden (Testes) und die Eierstöcke (Ovarien). Es wird die Exposition sowohl der unmittelbar betroffe-nen Bevölkerung als auch der nach dem Unfall geborenen Personen berücksichtigt.

Durch Integration der mit der Anzahl der betroffenen Personen multiplizierten ortsabhän-gigen Individualdosen über das betroffene Gebiet erhält man schließlich die zu erwartenden Kollektivdosen¹⁾, d. h. die Summe aller zu erwartenden Individualdosen.

7.4 Modell der Schutz- und Gegenmaßnahmen

7.4.1 Grundlagen des Modells

Für alle technischen Einrichtungen mit erhöhtem Gefährdungspotential wie Industriean-lagen, Kernkraftwerke, Lager- und Transportbehälter giftiger oder explosiver Substanzen, Staudämme, Verkehrsanlagen etc. gilt der Grundsatz, daß die gebotenen Sicherheitsmaß-nahmen in der Anlage selbst getroffen werden müssen. Dies geschieht unter anderem durch technische Sicherheitseinrichtungen, durch strenge Aufsicht über Planung, Bau und Betrieb solcher Anlagen und durch Schutz gegen Einwirkung Dritter.

Als zusätzliche Maßnahme erstellen die Bundesländer und deren nachgeordnete Behör-den im Rahmen ihrer generellen Vorsorgepflicht gegen nicht ausschaltbare Gefahren durch Naturkatastrophen, Zivilisation und Technik Katastrophenschutzpläne für die Um-ggebung von Anlagen der obengenannten Art, also auch für Kernkraftwerke. Die behörd-lichen Katastrophenschutzpläne für Kernkraftwerke basieren auf den „Rahmenempfeh-

1) Die Kollektivdosis wird in der Einheit man-rad angegeben und die Äquivalent-Kollek-tivdosis in der Einheit man-rem. Der Zusatz „man“ ist keine Dimension im physikali-schen Sinne; hiermit soll lediglich zum Ausdruck gebracht werden, daß es sich um die Summe der Individualdosen handelt. Zur Vereinfachung des Textes wird im folgenden das Wort Kollektivdosis auch für die Äquivalent-Kollektivdosis benutzt. Den Dimen-sionsangaben „man-rad“ bzw. „man-rem“ kann dann entnommen werden, ob es sich um die Energiedosis oder die Äquivalentdosis handelt.

lungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ [8], die vom Länderausschuß für Atomkernenergie gemeinsam mit den Innenbehörden der Bundesländer herausgegeben wurden. In den Rahmenempfehlungen werden die folgenden Punkte behandelt:

- Art der Schutz- und Gegenmaßnahmen,
- Einteilung der Umgebung der kerntechnischen Anlage,
- Alarmierung der Behörden und der Bevölkerung,
- Ablauf der Maßnahmen auf der behördlichen Ebene,
- radiologische Grundlagen für die Planung von Schutz- und Gegenmaßnahmen.

Dabei sind als Maßnahmen unter anderem vorgesehen:

- Aufforderung an die betroffene Bevölkerung, sich nicht im Freien aufzuhalten, sondern die Wohnungen (ggf. Kellerräume) aufzusuchen,
- Ausgabe von Jodtabletten,
- Evakuierung,
- Sperrung stark kontaminierter Flächen und Wassergewinnungsstellen,
- Versorgung der Bevölkerung mit nicht kontaminierten Lebensmitteln und Trinkwasser,
- Dekontamination.

Eine kurze und allgemein verständliche Zusammenfassung der Rahmenempfehlungen, verbunden mit Verhaltensregeln sowie Ausführungen über persönliche Schutzmaßnahmen der Bevölkerung, stellen die „Leitsätze für die Unterrichtung der Öffentlichkeit über die Katastrophenschutzplanung in der Umgebung von kerntechnischen Anlagen“ [9] dar, die von der ständigen Konferenz der Innenminister und Innensenatoren der Länder beschlossen wurden. Auf den Leitsätzen wiederum basiert eine Reihe von Broschüren [10], [11], [12], die von den zuständigen Behörden an die Öffentlichkeit verteilt wurden.

Im Modell der Schutz- und Gegenmaßnahmen werden die Rahmenempfehlungen [8] berücksichtigt. Die Art und Dringlichkeit der Schutz- und Gegenmaßnahmen sind von Ort zu Ort verschieden. Dies führt zu einem Schema von Gebieten, Maßnahmen und Zeitabläufen, das im nächsten Abschnitt dargestellt wird. In den Zeitabläufen sind Anlauf- und Meßzeiten sowie der Zeitbedarf für das Heranführen von Personal, Meßgerät und Transportmitteln enthalten. Die Verkehrsstrukturen, die bei Bevölkerungsbewegungen von Bedeutung sind, werden nur pauschal berücksichtigt, indem zwischen Standorten mit städtischer, durchschnittlicher besiedelter oder ländlicher Umgebung unterschieden wird. Einige Teilmodelle, z. B. das für die Ingestion, wurden unverändert aus WASH-1400 übernommen.

7.4.2 Struktur des Modells

In den Rahmenempfehlungen [8] und Leitsätzen [9] ist festgelegt, daß die Bevölkerung bei kerntechnischen Unfällen aufgefordert wird, Häuser aufzusuchen und Radio- bzw. Fernsehapparate einzuschalten. Als anschließende Maßnahmen sind im Bedarfsfall in bestimmten Gebieten die Evakuierung, die Dekontamination oder das zeitweilige Verbot des Verzehrs lokal erzeugter, landwirtschaftlicher Produkte vorgesehen. Falls es die Strahlenbelastung der Bevölkerung erfordert und die Auswirkungen des Unfalls gemildert werden können, wird die Katastrophenschutzleitung auch weitergehende Maßnahmen, wie die Umsiedlung innerhalb weniger Tage oder Wochen (schnelle Umsiedlung) oder die Umsiedlung im Verlaufe mehrerer Monate (Umsiedlung), anordnen. Damit ergibt sich für die vorliegende Studie insgesamt die folgende Liste von Schutz- und Gegenmaßnahmen:

1. Aufsuchen von Häusern,
2. Evakuierung,
3. Schnelle Umsiedlung,
4. Umsiedlung,
5. Dekontamination,
6. Zeitweiliges Verbot des Verzehrs lokaler landwirtschaftlicher Produkte.

Einen Überblick über die Zuordnung der Schutz- und Gegenmaßnahmen zu den Gebieten und Zeiten vermittelt Tabelle 7–1. Die gewählten Abgrenzungen zwischen den Maßnahmen (2), (3) und (4) werden in den Abschnitten 7.4.3 und 7.4.4 angegeben. In Anlehnung an WASH-1400 werden die Einnahme von Jodtabletten und die damit verbundene Dosisreduktion nicht berücksichtigt.

Eine ausführliche Beschreibung des Modells der Schutz- und Gegenmaßnahmen findet man im Fachband.

7.4.3 Gebiete

Die Betreiber von Kernkraftwerken und die zuständigen Behörden haben in der Bundesrepublik Deutschland die nötigen Vorkehrungen getroffen, damit während und nach einer Freisetzung von Radioaktivität die räumliche Verteilung der Dosisleistungen in der Umgebung gemessen oder geschätzt werden kann. Abhängig von den Ergebnissen ordnet die Katastrophenschutzleitung unter Anwendung der Kriterien, die in den Rahmenempfehlungen angegeben sind, die erforderlichen Schutz- und Gegenmaßnahmen an.

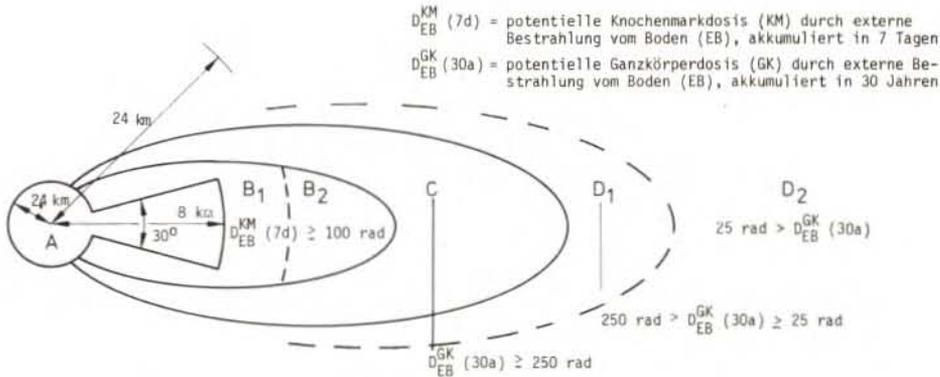
In analoger Weise verfährt die vorliegende Studie. Zuerst wird die räumliche Verteilung der Dosisleistung im Freien – im folgenden potentielle Dosis genannt – berechnet. Danach werden – falls die Dosen die vorgegebenen Referenzwerte überschreiten – ausgewählte Linien gleicher Dosis (Isodosislينien) verwendet, um 5 Gebiete (B_1 , B_2 , C, D_1 und D_2), in denen unterschiedliche Maßnahmen zur Durchführung gelangen, gegeneinander abzugrenzen (siehe Bild 7–2).

Hinzu kommt ein weiteres Gebiet (A), das die unmittelbare Umgebung des Kernkraftwerkes umfaßt, wo hohe Dosen auftreten können und bei großer Aktivitätsfreisetzung und ungünstigen Ausbreitungsbedingungen keine Zeit für Aktivitäts- und Dosisleistungs-

Tab. 7–1: Zuordnung der Schutz- und Gegenmaßnahmen zu den Gebieten und Zeiten

Gebiet + Zeit, Zweck Maßnahme +	A	B_1	B_2	C	D_1	D_2	Zeitliche Reihenfolge	Hauptmotiv der Maßnahme ist die Vermeidung von:
Information und Vorbereitung (Anlaufphase)							0 - 2 h	
Aufenthalt in geschützten Räumen	○	○					ab 2 h	Frühschäden durch Wolken- und Bodenstrahlung
Evakuierung	○						2 - 14 h	Frühschäden durch Bodenstrahlung
Schnelle Umsiedlung		○	○				nach 14 h	
Umsiedlung				○			30 d - 1 a	Spätschäden durch Bodenstrahlung
Dekontamination					○		ab 30 d	
Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte	○	○	○	○	○	○	gemäß Kriterien	Spätschäden durch interne Strahlung nach Ingestion
Späte Dekontamination	○	○	○	○			vor Rückkehr der Bevölkerung	Spätschäden durch Bodenstrahlung

messungen und deren Auswertung zur Verfügung steht. Es ist daher durch vorgegebene Winkel und Entfernungen begrenzt und besteht, in Anlehnung an die Rahmenempfehlungen, aus einem Sektor in Ausbreitungsrichtung ($r = 8 \text{ km}$ $\angle = 30^\circ$) und einem Vollkreis von $2,4 \text{ km}$ Radius¹). Der Einschluß eines Vollkreises ist nötig, weil Wirbel und Diffusionsvorgänge in der unmittelbaren Umgebung des Kernkraftwerkes einen Aktivitätstransport über kurze Distanzen in alle Richtungen bewirken können und die Strahlung aus der Aktivitätsfahne mit begrenzter Reichweite nach allen Richtungen hin emittiert wird. In Übereinstimmung mit den Rahmenempfehlungen [8] kann vorausgesetzt werden, daß für das Gebiet A vorbereitende Katastrophenschutz- und Evakuierungspläne existieren.



Gebiet A ist durch Winkel und Entfernungen definiert und bei allen Freisetzungskategorien gleich. Für dieses Gebiet wird die Existenz vorbereiteter Evakuierungspläne vorausgesetzt.

Die Gebiete B₁, B₂, C und D₁ werden durch Isodosenlinien definiert. Ihr Auftreten hängt somit von der Art der Freisetzung und der dann herrschenden Wetterlage ab.

In der Mehrzahl der Fälle bleiben die Dosen außerhalb des Gebiets A unter den Definitionswerten für die Gebiete B₁ und B₂. Dann entfallen diese Gebiete und die zugehörigen Gegenmaßnahmen. Darüber hinaus entfallen in vielen Fällen auch die Gebiete C und D₁.

Bild 7-2: Gebiete der Notfall-Gegenmaßnahmen (schematisch)
Erläuterungen dazu siehe Tab. 7-2

Nach der Festlegung der Gebiete werden die Dosen unter Berücksichtigung der Schutz- und Gegenmaßnahmen neu berechnet und daraus die Personenschäden bestimmt.

Während das Auftreten von Frühschäden von der Höhe der Knochenmarkdosen abhängt, sind die Spätschäden ungefähr zu den Ganzkörperdosen proportional. Daher findet man unter den Gebietsgrenzen sowohl Linien gleicher potentieller Knochenmarkdosis D_{EB}^{KM} als auch Linien gleicher potentieller Ganzkörperdosis D_{EB}^{GK} . Die Gebietsgrenzen sind so gewählt, daß Frühschäden nur in den Gebieten A, B₁ und B₂ auftreten können.

Eine zusammenfassende Charakterisierung aller Gebiete wird in Tabelle 7-2 gegeben. Die zugehörigen Maßnahmen werden im nächsten Abschnitt besprochen.

Die oben genannten Gebietsgrenzen hängen von der Art der Freisetzung und dem jeweiligen Wetterablauf ab. Es werden 8 Freisetzungskategorien und 115 Wetterabläufe (je Standortregion) berücksichtigt. Damit ergeben sich 920 Fälle pro Standortregion, zu denen die Gebietsgrenzen unterschiedlich verlaufen. Im nächsten Abschnitt wird gezeigt, daß die Dichte der betroffenen Bevölkerung, die für jeden Standort (19) und für jede

1) entspricht einer Fläche von 33 km^2

Windrichtung (36) verschieden ist, den Ablauf der Gegenmaßnahmen beeinflusst. Daher umfaßt die Berechnung der Folgen, die unter Berücksichtigung der Schutz- und Gegenmaßnahmen durchgeführt wird, insgesamt 629.280 verschiedene Kombinationen aus Reaktorstandort, Freisetzungskategorie, Wetterablauf und Windrichtung (= Bevölkerungsverteilung).

7.4.4 Maßnahmen

Anlaufphase

Nach dem Erkennen der bevorstehenden Freisetzung wird eine Anlaufphase von 2 Stunden unterstellt, in deren Verlauf die lokalen und regionalen Entscheidungsträger benachrichtigt, Stäbe gebildet und das Standardsignal für Katastrophenfälle allgemeiner Art (einminütiger Sirenenheulton) ausgelöst werden. Durch das Sirenensignal (und Lautsprecherwagen) wird die Bevölkerung der Gebiete A und gegebenenfalls B₁ aufgefordert, Gebäude aufzusuchen oder darin zu verbleiben und Rundfunk- oder Fernsehapparate einzuschalten. Falls bereits in diesem Zeitraum von 2 Stunden einzelne Teilgebiete mit Radioaktivität beaufschlagt werden, findet ein gemittelter Abschirmfaktor Anwendung, der einem Mischaufenthalt in großen und kleinen Gebäuden und im Freien entspricht. Von 3 % der Bevölkerung wird angenommen, daß sie sich permanent im Freien aufhalten.

Tab. 7-2: Modell der Schutz- und Gegenmaßnahmen

Gebiete	Gebietsdefinition		Präventive Maßnahmen (unabhängig von Unfallart und Wetterlage außer Windrichtung)	Dosisabhängige Maßnahmen*) **
	Begrenzung durch Winkel und Entfernungen	Begrenzung durch Linien gleicher potentieller Dosis		
A	$r \leq 2,4 \text{ km}$ ‡ beliebig sowie $2,4 < r < 8 \text{ km}$ ‡ = 30°	—	Aufsuchen von Häusern nach 2 h. Verbleiben in Häusern bis 8 h. Danach Evakuierung, Rüst- plus Fahrzeit 1,5 h.	—
B ₁	$r \leq 24 \text{ km}$	$D_{EB}^{KM} (7d)$ $\geq 100 \text{ rad}$ (soweit nicht zu A gehörig)	Aufsuchen von Häusern nach 2 h. Verbleiben in Häusern mindestens bis 14 h.	Verbleiben in Häusern. Schnelle Umsiedlung nach 14 h.
B ₂	$r > 24 \text{ km}$	—	—	Mischaufenthalt. Dann schnelle Umsiedlung nach 14 h.
C	—	$D_{EB}^{GK} (30a)$ $\geq 250 \text{ rad}$	—	Mischaufenthalt. Danach Umsiedlung, beginnend nach 30 d
D ₁	—	250 rad $> D_{EB}^{GK} (30a)$ $\geq 25 \text{ rad}$	—	Normale Tätigkeit zu jeder Zeit. Dekontamination derart, daß $D_{EB}^{GK} (30a) = 25 \text{ rad}$ im ganzen Gebiet
D ₂	—	25 rad $> D_{EB}^{GK} (30a)$	—	—

*) Hinzu kommen die ebenfalls dosisabhängigen Einschränkungen beim Verzehr lokal erzeugter, landwirtschaftlicher Produkte

***) Die Rückführung der Bevölkerung erfolgt, wenn $D_{EB}^{GK} (30a) \leq 25 \text{ rad}$

Schutz- und Gegenmaßnahmen, die später als zum Zeitpunkt 2 h ergriffen werden, sind gebietspezifisch und werden im folgenden nach Gebieten getrennt dargestellt (siehe auch Tabelle 7-2).

Schutz- und Gegenmaßnahmen im Gebiet A

Hauptzweck der Maßnahmen im Gebiet A ist es, den Umfang der akuten Schäden zu vermindern oder sie ganz zu vermeiden. Dieses Gebiet hat als Folge der bisherigen Genehmigungspraxis im allgemeinen ländlichen Charakter. Die Studie geht davon aus, daß nach 2 Stunden ca. zwei Drittel (65 %) der Bevölkerung größere Gebäude oder die Keller kleinerer Gebäude aufgesucht haben und dort an geschützten Stellen, d. h. abseits von Fenstern und Türen, verbleiben, während ca. ein Drittel (32 %) kleine Gebäude aufgesucht hat, aber dort nicht in die Keller gehen kann oder will. Von 3 % der Bevölkerung wird angenommen, daß sie trotz Warnung im Freien verbleiben. Dies ist dieselbe Bevölkerungsgruppe, für die auch in der Anlaufphase Aufenthalt im Freien angenommen wird.

Bei Aufenthalt in Häusern oder Kellern ist die Belastung durch Strahlung aus der Luft oder vom Boden wegen der größeren Distanz zu den radioaktiven Stoffen und der Abschirmwirkung des Mauerwerks und des Bodens (Keller) kleiner als im Freien.

Da bei nahezu allen Wetterlagen im Gebiet A die höchsten Dosisleistungen auftreten und dann keine Zeit für die Durchführung und Auswertung von Messungen zur Verfügung steht, geht die Studie davon aus, daß die Katastrophenschutzleitung dort nach jedem Unfall die Evakuierung anordnet. Darüber hinaus wird vorsichtshalber angenommen, daß für die Evakuierung dieses relativ kleinen Gebiets von 33 Quadratkilometern 12 Stunden benötigt werden, d. h. zwischen der 2. und 14. Stunde besteigen die Bewohner ihre Autos oder andere Transportmittel und verlassen nach einer Fahrzeit von 1,5 Stunden diese potentielle Gefahrenzone für akute Schäden. Die Fahrzeit wird wie ein unabgeschirmter Aufenthalt im Freien behandelt, und es wird während der ganzen Fahrt mit der Ortsdosisleistung am Wohnort gerechnet, die im allgemeinen der höchsten Dosisleistung entspricht, die auf eine Person einwirkt.

Die Rückführung der Bevölkerung ist vorgesehen, wenn die Bodenkontamination infolge des radioaktiven Zerfalls, der Witterungseffekte und der Dekontamination soweit zurückgegangen ist, daß die potentielle Ganzkörperdosis D_{EB}^{GK} (30 a), akkumuliert in 30 Jahren durch Strahlung vom Boden, 25 rad nicht übersteigt. Die durch diese Restkontamination des Bodens verursachten Spätschäden werden in der Studie berücksichtigt, auch soweit sie die nach dem Unfall geborenen Personen betreffen. Art und Umfang der Dekontaminationsmaßnahmen werden im Fachband beschrieben.

Schutz- und Gegenmaßnahmen in den Gebieten B₁ und B₂

$$(D_{EB}^{KM} (7 d) \geq 100 \text{ rad})$$

In der Mehrzahl der Fälle gibt es keine Gebiete B₁ und B₂. Falls jedoch die Aktivitätsfreisetzungen und -ablagerungen bei einem Unfall so groß sind, daß ein Gebiet B₁ definiert werden kann (siehe Tabelle 7-2), sind auch dort Frühschäden möglich. Deshalb sieht die Studie wie im Gebiet A Schutz- und Gegenmaßnahmen, einschließlich Bevölkerungsbewegungen, vor, wobei die Maßnahme Aufenthalt in Häusern in beiden Gebieten (A und B₁) identisch ist.

Um die Strahlenbelastung der Bevölkerung im Gebiet B₁ möglichst gering zu halten, wird die Katastrophenschutzleitung bemüht sein, die Bevölkerungsbewegung in Form einer schnellen Umsiedlung zügig durchzuführen.

Die vorliegende Studie nimmt jedoch vorsichtshalber an, daß vorbereitete Pläne nicht vorhanden sind und deshalb die schnelle Umsiedlung erst nach Eintritt des Unfalls vorbereitet wird.

Es wird daher davon ausgegangen, daß die schnelle Umsiedlung der Bewohner des Gebiets B_1 frühestens 14 Stunden nach dem Unfalleintritt, d. h. erst nach Beendigung der Evakuierung des Gebiets A, beginnt. Die lange Vorbereitungszeit erlaubt es, die Bevölkerung über Rundfunk und Fernsehen ausführlich zu unterrichten und Hilfspersonal und Transportmittel heranzuführen.

Zur Berechnung der Gesamtdosis werden die Fahrzeiten während der schnellen Umsiedlung benötigt. Zu diesem Zweck unterscheidet die Studie zwischen städtischen, durchschnittlich besiedelten und ländlichen Gebieten B_1 (siehe Fachband). Mit Hilfe eines Rechenprogramms zur Simulation von Bevölkerungsbewegungen wurde für jeden der 3 Gebietstypen ein Fahrzeitemspektrum ermittelt. Danach wurden die Fahrzeitemspektren jeweils durch 3 Fahrzeiten so approximiert, daß jede Fahrzeit für ein Drittel der betroffenen Bevölkerung gilt.

Die Fahrzeiten werden bei der Dosisberechnung als Aufenthalt im Freien am Wohnort gewertet. Zu den Fahrzeiten wird eine einheitliche Vorbereitungszeit von 0,25 h bei voller Strahlung vom Boden zugezählt. Eine örtliche oder zeitliche Staffelung der schnellen Umsiedlung wird nicht in Betracht gezogen. Nach dem Verstreichen der Vorbereitungs- und Fahrzeit haben die Bewohner des Gebietes B_1 die Gefahrenzone verlassen und erhalten keine Dosis mehr, die zu Fröhschäden beitragen kann. Die Rückführung der Bevölkerung und die Berechnung der Spätschäden werden wie im Gebiet A gehandhabt.

Die Freisetzungskategorie 1 in Verbindung mit ca. 10 % der Wetterlagen und die Freisetzungskategorie 2 in Verbindung mit ca. 4 % der Wetterlagen führen zu einer 100-rad-Isodosislinie (potentielle Knochenmarkdosis durch externe Strahlung vom Boden, akkumuliert in 7 Tagen), die Teilgebiete einschließt, deren Entfernung zum Reaktor mehr als 24 km beträgt. Da im allg. für diese Gebiete keine Notfallschutzplanung erforderlich ist, sind Aussagen über die Wirksamkeit von Schutz- und Gegenmaßnahmen unsicher. In der Studie wird daher pessimistischerweise angenommen, daß die Bewohner dieser Teilgebiete B_2 bis zu einer schnellen Umsiedlung ihrer normalen Tätigkeit nachgehen. Die schnelle Umsiedlung im Gebiet B_2 erfolgt wie im Gebiet B_1 .

Gegenmaßnahmen in den Gebieten C, D_1 und D_2

In den Gebieten C, D_1 und D_2 werden keine Dosen erreicht, die zu Fröhschäden führen. Ziel der Gegenmaßnahmen in diesen Gebieten ist es daher, die Spätschäden niedrig zu halten. Dies geschieht durch Umsiedlung, Dekontamination und das zeitweilige Verbot des Verzehrs lokaler landwirtschaftlicher Produkte, die in einem bestimmten Teilgebiet erzeugt wurden. Die Studie geht davon aus, daß bei potentiellen Dosen durch Strahlung vom Boden auf den Ganzkörper (D_{EB}^{GK}), die unter 25 rad in 30a liegen, außer den genannten Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte keine Gegenmaßnahmen erfolgen (Gebiet D_2). In Gebieten mit höherem Strahlenpegel muß dekontaminiert werden (Gebiet D_1). Ist die Kontamination jedoch so hoch, daß der Wert von D_{EB}^{GK} (30a) = 25 rad nur mit Hilfe eines Dekontaminationsfaktors

$$DF = \frac{\text{Radioaktivität vor der Dekontamination}}{\text{Radioaktivität nach der Dekontamination}}$$

größer als 10 erreicht werden kann (Gebiet C), wird die Dekontamination im Modell auf einen späteren Zeitpunkt verschoben (Spätdkontamination) und die Bevölkerung zeitweilig umgesiedelt.

In der vorliegenden Studie beginnt die Umsiedlung im *Gebiet C* nach 30 Tagen. Ausgehend von den Teilgebieten, die dem Reaktor am nächsten liegen, schreitet sie zu größeren Entfernungen hin fort. Im gesamten Zeitraum von der Freisetzung bis zur Umsiedlung wird der Abschirmfaktor für Mischaufenthalt angewandt. Sobald die potentielle Dosis vom Boden infolge des radioaktiven Zerfalls und witterungsbedingter Effekte in Teilgebieten von C den Wert von 250 read in 30 Jahren unterschreitet, werden eine Dekontamination um den Faktor $DF = 10$ und die Rückkehr der Bevölkerung unterstellt. Die Gesamtdosis des zurückkehrenden Teils der Bevölkerung im Gebiet C – wie auch in den anderen Gebieten – wird aus den Beiträgen in den Zeiträumen vor der Umsiedlung und nach der Rückkehr ermittelt.

Die Kontamination im *Gebiet D₁* ist so niedrig, daß die potentielle Ganzkörperdosis, summiert über 30 Jahre, durch Dekontamination überall auf einen Wert unter 25 rad gebracht werden kann. Deshalb wird in der vorliegenden Studie davon ausgegangen, daß Bevölkerungsbewegungen nicht erfolgen und die Bewohner dieses Gebiets zu jedem Zeitpunkt ihrer normalen Tätigkeit nachgehen. Außerdem wird angenommen, daß die Dekontamination im ganzen Gebiet *D₁* erst nach 30 Tagen wirksam wird.

Im gesamten *Gebiet D₂* liegen definitionsgemäß die potentiellen Ortsdosen D_{EB}^{GK} (30a) unterhalb von 25 rad. Als einzige Gegenmaßnahme betrachtet die vorliegende Studie Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte. Dabei wird ein vorläufiges Modell unverändert aus WASH-1400 übernommen.

Tabelle 7-2 gibt einen Überblick über alle Gegenmaßnahmen (außer den Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte) in den Gebieten A, B₁, B₂, C, D₁ und D₂. Weitere Einzelheiten können dem Fachband entnommen werden.

7.5 Modell zur Ermittlung der Gesundheitsschäden durch Strahlung

Die biologische Wirkungskette bei Bestrahlung des Organismus und die daraus resultierenden, möglichen Arten von Strahlenschäden werden einführend erläutert. Anschließend werden die Modelle für die Ermittlung des Strahlenschadenrisikos als Funktion der Dosis beschrieben, die in der vorliegenden Studie bei der Analyse der Auswirkungen von Reaktorunfällen zugrunde gelegt wurden.

7.5.1 Biologische Strahlenwirkungen und Arten von Strahlenschäden

Die Absorption von Strahlenenergie in einer lebenden Zelle bzw. in einem Gewebe löst eine Kette von physikalischen, chemischen und biologischen Reaktionen aus, an deren Ende ein gesundheitlicher Schaden des bestrahlten Individuums bzw. im Falle der Bestrahlung der Gonaden (Hoden, Eierstöcke) eine Schädigung seiner Nachkommen auftreten kann. In Bild 7-3 sind die Reaktionsketten der biologischen Strahlenwirkungen in einem Organismus und die möglichen Arten von Strahlenschäden schematisch dargestellt. Da die Zelle und der Organismus über sehr wirksame Mechanismen zur Reparatur bzw. Eliminierung der primären biologischen Strahlenwirkungen verfügen, hat die Absorption von Strahlung in einem Organ bzw. Gewebe des Körpers nicht zwangsläufig die spätere Manifestation eines relevanten Strahlenschadens zur Folge. Es besteht deshalb nur die Möglichkeit für das Eintreten eines Strahlenschadens, die als Strahlenschadenrisiko bezeichnet wird. Das Strahlenrisiko für ein bestrahltes Gewebe gibt somit die Wahrscheinlichkeit für die Entstehung eines die Gesundheit beeinträchtigenden Schadens infolge der Bestrahlung dieses Gewebes an.

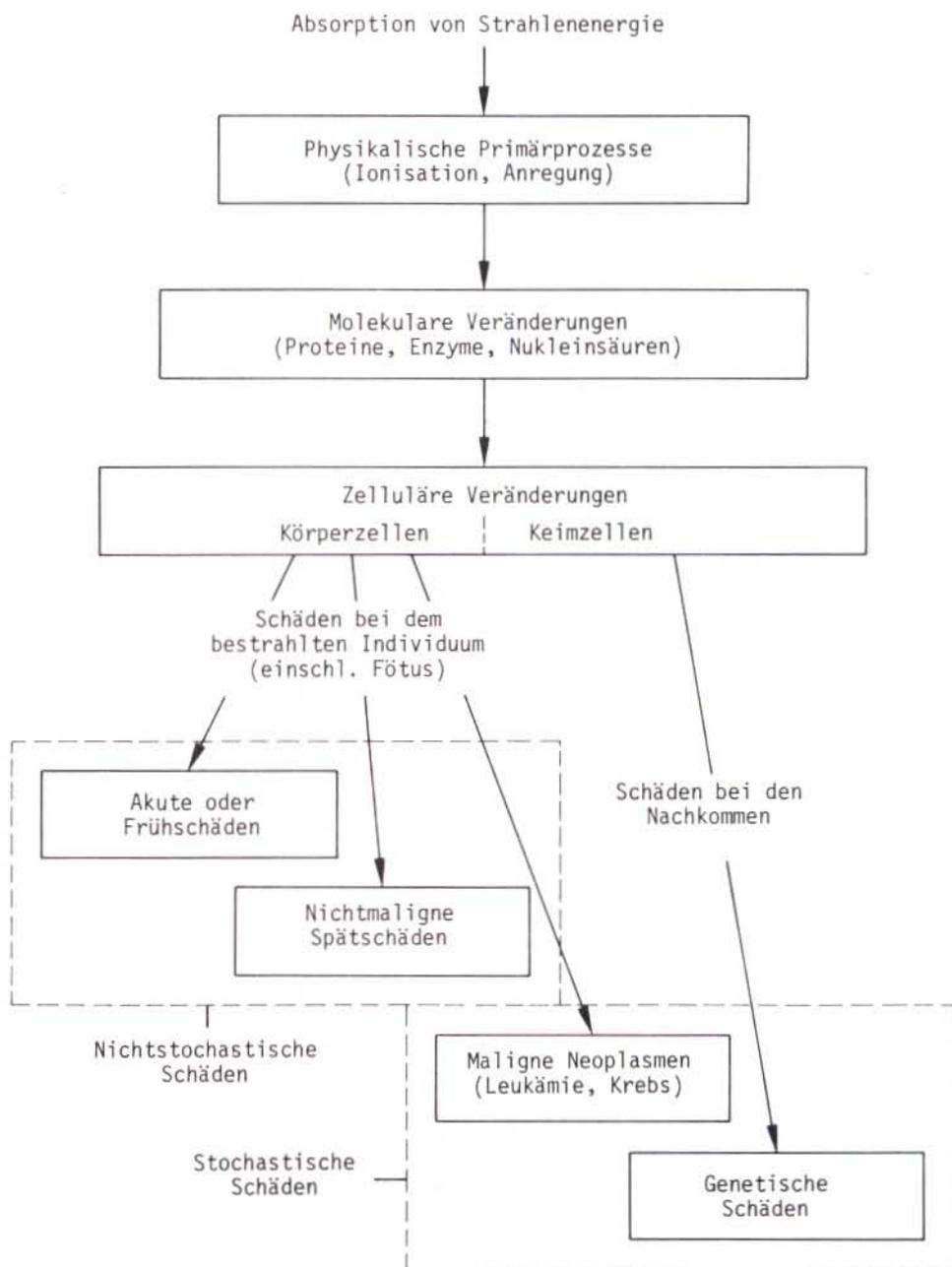


Bild 7-3: Reaktionskette der biologischen Strahlenwirkung und Arten von Strahlenschäden

Nach Bild 7-3 sind vier Arten von Strahlenschäden zu unterscheiden:

1. akute oder Frühschäden, die kurzzeitig nach der Bestrahlung auftreten (z. B. die akute Strahlenkrankheit),
2. nichtmaligne Spätschäden, die Jahre nach der Bestrahlung bei den bestrahlten Individuen erkennbar werden (z. B. fibrotische Gewebsveränderungen, Trübung der Augenlinse, Reduktion der Fruchtbarkeit),
3. maligne Spätschäden, die sich erst nach einer Latenzperiode von Jahren bis Jahrzehnten in dem bestrahlten Gewebe manifestieren (z. B. Leukämie infolge Bestrahlung des roten Knochenmarks sowie Tumoren in anderen Körpergeweben),
4. genetische Schäden, die als Folge spezifischer Mutationen von Keimzellen nach Bestrahlung der Gonaden (Hoden, Eierstöcke) bei den Nachkommen des bestrahlten Individuums auftreten können (z. B. Skelettanomalien, geistige Behinderung, Veränderung der Augenfarbe, Erbkrankheiten).

Die drei erstgenannten Schadensarten sind somatische Schäden, da sie bei dem bestrahlten Individuum auftreten können. Hierzu sind auch Schäden zuzuordnen, die infolge einer Bestrahlung im Mutterleib auftreten können.

Die kanzerogenen und genetischen Effekte werden als stochastische, d. h. zufallsmäßige Strahleneffekte bezeichnet, da bei diesen Schadensarten die Wahrscheinlichkeit ihrer strahleninduzierten Inzidenz und nicht die Schwere des Schadens von der Strahlendosis abhängt. Demgegenüber hängt bei den akuten Schäden und nichtkanzerogenen Spätschäden die Schwere des Schadens von der Dosis ab: sie werden unter dem Überbegriff „nicht-stochastische Effekte“ zusammengefaßt.

Die Gesundheitsschädigung eines Individuums oder der gesamten Population infolge Strahleneinwirkung darf somit nicht an der Gesamtinzidenz von Strahlenschäden bewertet werden, sondern muß die Häufigkeit und den Schweregrad der einzelnen Schadensarten berücksichtigen. Zum Beispiel ist dem Auftreten einer vorübergehenden, akuten Veränderung des Blutbildes ein geringerer Schadensgrad zuzumessen als einer schweren, akuten Strahlenkrankheit mit letalem Ausgang. Entsprechend ist der Bildung eines papillaren oder follikularen Krebsknotens in der Schilddrüse, die in den meisten Fällen weder bemerkt wird noch zu einer Beeinträchtigung der Gesundheit führt, eine andere Wichtung beizumessen als einer Leukämie, die in der Regel kurzfristig zum Tode führt.

Für die Bewertung der Gesundheitsschädigung durch ionisierende Strahlen ist daher das Risiko von Schadensarten entscheidend, die zu einer strahleninduzierten Lebensverkürzung führen (Mortalitätsrisiko). Hierzu gehören die schwere, akute Strahlenkrankheit, die durch Bestrahlung der blutbildenden Organe mit hohen Dosen verursacht wird, sowie bösartige Tumore, wie z. B. Lungenkrebs und Leukämie.

Die Analyse der möglichen Schadensfolgen durch Bestrahlung setzt die Kenntnis der Beziehung zwischen der Dosis in einem Gewebe und der Wahrscheinlichkeit für das Auftreten eines Strahlenschadens in diesem Gewebe voraus. Hinsichtlich der Form dieser Dosis-Wirkungs- bzw. Dosis-Risiko-Beziehung besteht ein grundsätzlicher Unterschied zwischen stochastischen Strahlenschäden (Krebs, genetische Schäden) und nicht stochastischen Schäden (akute Schäden, nichtkanzeröse Spätschäden), der in Bild 7-4 schematisch dargestellt ist.

Bei nichtstochastischen Schäden existiert eine Schwellendosis, bei deren Unterschreitung eine gesundheitliche Schädigung nicht auftritt. Demgegenüber weisen die Erfahrungen über die kanzerogene und genetische Wirksamkeit der Strahlung darauf hin, daß bei diesen Schadensarten keine derartige Schwellendosis existiert: somit können diese Schadensarten auch bei niedrigen Dosen auftreten, wobei jedoch mit sinkender Dosis die Wahr-

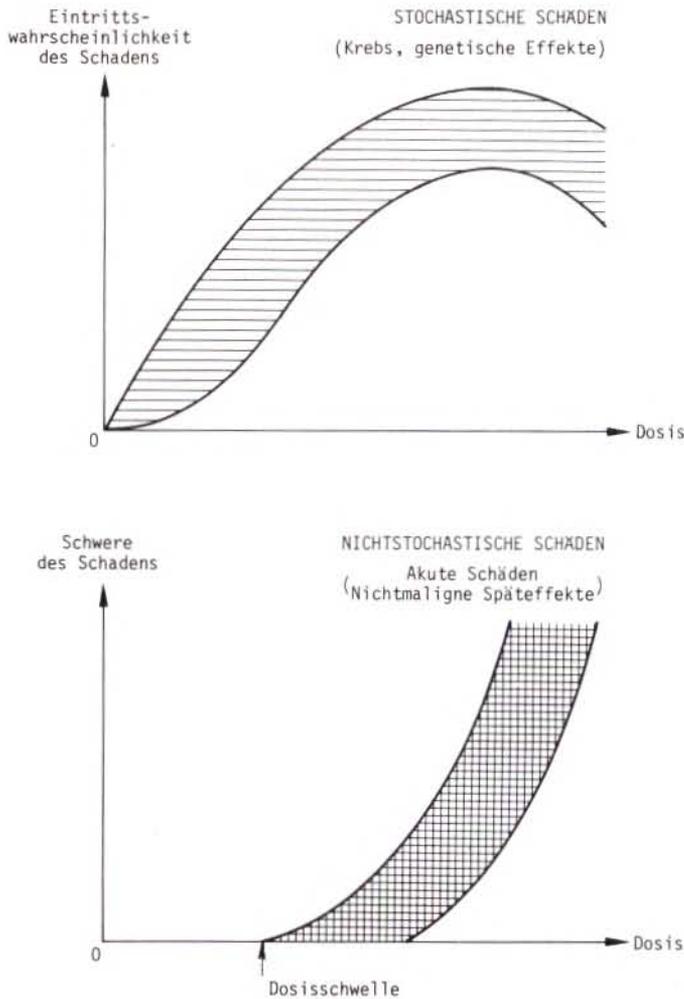


Bild 7-4: Form der Dosis-Risiko-Beziehung für stochastische und nichtstochastische Strahlenschäden

scheinlichkeit für das Auftreten eines solchen Schadens abnimmt. Bei niedrigen Dosen, d. h. bei Dosen unterhalb etwa 100 rad im Falle einer kurzzeitigen Ganzkörperbestrahlung, wird daher die Gesundheitsschädigung durch Strahlung praktisch nur durch das kanzerogene und genetische Strahlenschadensrisiko bestimmt. Bei sehr hohen Dosen nimmt die Wahrscheinlichkeit von Strahlenkrebs wieder ab, da dann nichtstochastische Effekte für die Lebensverkürzung entscheidend sind.

Die Form der Dosis-Risiko-Beziehung hängt nicht nur von der absorbierten Strahlenergie, d. h. von der Energiedosis in dem betrachteten Gewebe, sondern auch von der zeitlichen Verteilung der aufgenommenen Dosis und von der Art bzw. Qualität der Strahlung ab. Letztere wird charakterisiert durch die lokale Dichteverteilung der Ionisationsereignisse in der Spur der geladenen Teilchen. Ionisierende Teilchen mit hoher Ionisationsdichte längs der Teilchenbahn, d. h. hohem linearen Energietransfer (abgekürzt LET),

haben bei gleicher Energiedosis im allgemeinen eine höhere biologische Wirksamkeit als locker ionisierende Teilchen, d. h. Teilchen mit niedrigem LET. Zu ersteren gehören zum Beispiel α -Teilchen, während zu den locker ionisierenden Strahlenarten Röntgen- und γ -Strahlen, sowie Elektronen- bzw. β -Strahlen gehören.

Diesem Sachverhalt wird im Strahlenschutz durch Einführung eines Qualitätsfaktors Q Rechnung getragen, der für locker ionisierender Strahlen (Röntgen- und γ -Strahlen, β - und Elektronenstrahlen) auf den Wert 1 und für α -Teilchen in der Strahlenschutzverordnung auf 10 festgelegt ist¹⁾. Das Produkt aus Energiedosis D (Einheit: 1 rad = 10^{-2} Joule/kg) und Qualitätsfaktor Q gibt die sogenannte Äquivalentdosis H (Einheit: 1 rem) der jeweiligen Strahlenart in dem betrachteten Gewebe an: $h \text{ (rem)} = Q \times D \text{ (rad)}$.

Es sei darauf hingewiesen, daß Radionuklide, die bei Stör- bzw. Unfällen aus Kernkraftwerken freigesetzt werden können, fast ausnahmslos β - und γ -Strahlen emittieren. Unter diesen Bedingungen ist der Anteil der Strahlenexposition der Bevölkerung durch die α -Strahlung von Aktiniden sehr gering, so daß die nach dem Dosismodell (siehe Abschnitt 7.3) ermittelten Gesamtwerte der Äquivalentdosis in Körpergeweben der Energiedosis in diesen Geweben entsprechen.

Wie oben erwähnt, hängt auch die Form der Dosis-Risiko-Beziehung von der Art bzw. Qualität der Strahlung ab. Die im folgenden beschriebenen Dosis-Wirkungs-Beziehungen für akute Schäden und für somatische Spätschäden, die bei der Analyse der Unfallfolgen zugrunde gelegt werden, beziehen sich daher in erster Linie auf die Einwirkung locker ionisierender Strahlung bzw. Strahlung mit niedrigem LET.

7.5.2 Somatische Strahlenfrühschäden

Für die Entstehung akut lebensbedrohender Krankheiten als Folge eines Reaktorunfalls ist nahezu ausschließlich die akut vom Knochenmark aufgenommene Strahlendosis zu berücksichtigen. Diese führt bei Überschreiten einer Dosischwelle zu einer temporären Störung der Blutbildung. Im Knochenmark ist die Strahlenwirkung schon nach wenigen Stunden erkennbar, im Blutbild äußert sie sich jedoch erst nach Ablauf von über einer Woche durch Absinken der Zahl von granulierten weißen Blutkörperchen und von Blutplättchen. Die akute gesundheitliche Gefährdung der Betroffenen eines Reaktorunfalls kommt praktisch ausschließlich durch diese Blutbildveränderung zustande.

Nach Strahlendosen bis zu 200 rad ist das Ausmaß dieser Störung so gering, daß keine gravierenden gesundheitlichen Folgen zu erwarten sind. Bei höheren Dosen kann die Zahl der weißen Blutkörperchen so weit absinken, daß die betroffenen Menschen sehr anfällig für Infektionen werden. Auch die Zahl der Blutplättchen kann auf so niedrige Werte abfallen, daß die Gefahr innerer Blutungen akut wird. Die dadurch hervorgerufene Krankheit nennt man „akute Strahlenkrankheit“. In der Regel erholt sich ein betroffener Patient spontan nach 6–8 Wochen von dieser Krankheit. Bei hohen Strahlendosen kann sie aber so schwer verlaufen, daß sie innerhalb von 2 Monaten trotz ärztlicher Behandlung zum Tode führt. Aus Tierexperimenten ist bekannt, daß die Mortalität mit zunehmender Strahlendosis nach einer S-förmigen Kurve zunimmt.

Die in WASH-1400 verwendete Dosis-Wirkungs-Beziehung B beruht nicht auf der direkten Erfahrung an bestrahlten Menschen, sondern ist das Ergebnis komplizierter Überlegungen und Extrapolationen. In dieser Studie wird neben der Kurve B eine flachere Dosis-effekt-

1) Die International Commission of Radiological Protection (ICRP) empfiehlt neuerdings für α -Teilchen einen Qualitätsfaktor von 20.

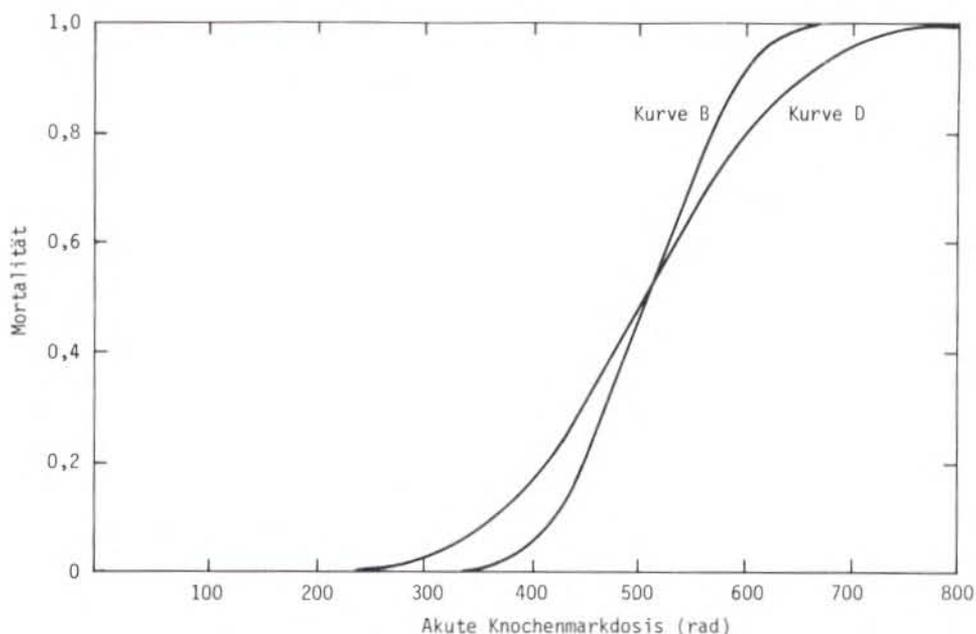


Bild 7-5: Sterblichkeit an den akuten Strahlenfolgen in Abhängigkeit von der akuten Knochenmarksdosis (Kurve B: WASH-1400, 1975; Kurve D: vorliegende Studie).

kurve D zur Berechnung der akuten Unfallfolgen herangezogen, die berücksichtigt, daß es in der betroffenen Bevölkerung Gruppen mit einer erhöhten Strahlenempfindlichkeit gibt (siehe Bild 7-5). Dazu gehören in erster Linie Menschen mit

- Infektionen, insbesondere chronischen Infektionen, z. B. der Atemwege und der Harnwege,
- Erkrankungen, die mit Blutungsneigung einhergehen, wie manche Erkrankungen des Magens und des Darms (z. B. Magengeschwür usw.),
- Verletzungen, Verbrennungen, Operationen und nach Behandlung mit manchen Medikamenten,
- schwangere Frauen.

Unter Berücksichtigung der jahreszeitlichen Schwankungen und der unterschiedlichen Schweregrade der sensibilisierenden Krankheiten wird angenommen, daß 10 % der Gesamtbevölkerung dadurch strahlenempfindlicher sind als der Rest der Bevölkerung. Für diese empfindliche Personengruppe wird die erhöhte Strahlenempfindlichkeit durch die Festlegung einer mittleren letalen Strahlendosis von 340 rad definiert, die der mittleren letalen Strahlendosis ganzkörperbestrahlter, kranker Menschen entspricht.

Die Fortschritte der Behandlung von Leukämie und anderen bösartigen Erkrankungen mit hochwirksamen Zytostatika haben medizinische Onkologen häufig mit dem Problem einer vergleichbaren akuten und lebensbedrohenden Störung der Blutbildung konfrontiert.

Für eine große Zahl von Ärzten ist die Behandlung einer akuten Blutbildungsstörung, die gleichermaßen als Folge einer Behandlung mit Zytostatika oder einer unfallbedingten Ganzkörperbestrahlung auftreten kann, kein grundsätzlich neues ärztliches Problem. Aus diesem Grund kann man davon ausgehen, daß die überwiegende Mehrheit der betroffenen Menschen eine angemessene ärztliche Behandlung erhält, selbst wenn deren Zahl sehr groß

ist, zumal eine intensive Behandlung in der Regel nicht vor Ablauf einer Woche nach der Strahlenbelastung erforderlich ist. Deshalb dürften die meisten Menschen, die Strahledosen zwischen 200 und 500 rad erhalten haben, ohne bleibende Schäden gerettet werden.

Der Einfluß sensibilisierender Erkrankungen einerseits und der modernen ärztlichen Versorgung andererseits läßt sich durch eine kumulative Normalverteilung der Sterblichkeit in Abhängigkeit von der Knochenmarkdosis mit einer LD-1¹⁾ von 250 rad, einer LD-50 von 510 rad einer LD-99 von 770 rad berücksichtigen. Diese Dosis-effekt-Beziehung D wird bei einer Dosischwelle von 100 rad abgeschnitten.

Neben der lebensbedrohenden akuten Strahlenkrankheit können weitere Beschwerden und Krankheiten auftreten, die sich ebenfalls auf eine verhältnismäßig kurze Zeitspanne nach der Strahlenexposition beschränken. Wenn die akute Strahlenkrankheit nicht tödlich verläuft, erholen sich die Patienten vollständig. Andere Folgeerkrankungen der akuten Strahlenbelastung sind – abgesehen vom Strahlenkrebs – mit einfachen Mitteln folgenlos zu behandeln, wie z. B. die strahleninduzierte Schilddrüsenunterfunktion.

7.5.3 Somatische Strahlenspätchäden

Es wurde bereits darauf hingewiesen, daß nichtmaligne, d. h. nichtkanzeröse Strahlenspätchäden erst oberhalb einer Schwellendosis auftreten (siehe Abschnitt 7.5.1). Unter Berücksichtigung der bei Unfällen zu erwartenden Dosisverteilung und des Schweregrades dieser Effekte ist das Schadensausmaß dieser Art von Strahlenspätchäden gering im Vergleich zu dem Schaden durch die kanzerogene Strahlenwirkung. Bei der Analyse des Risikos somatischer Strahlenspätchäden infolge von Reaktorunfällen müssen daher in erster Linie die malignen Strahlenspätchäden, d. h. Krebs und Leukämie, in Betracht gezogen werden.

Die Erkennung eines Zusammenhangs zwischen Strahleneinwirkung und Krebshäufigkeit wird erschwert durch die Tatsache, daß eine möglicherweise durch Strahlung induzierte Krebsgeschwulst klinisch nicht von Krebsgeschwulsten unterschieden werden kann, die durch andere natürliche oder zivilisatorische Einflüsse in dem jeweiligen Körpergewebe hervorgerufen werden. Eine Erhöhung der Krebshäufigkeit durch Strahlung ist daher nur dann erkennbar, wenn durch den alleinigen Einfluß der Strahlung eine statistisch signifikante Erhöhung der normalen, durch natürliche und andere zivilisatorische Einflüsse verursachten Häufigkeit der betrachteten Krebsart eintritt. Dabei ist zu berücksichtigen, daß die beobachtete, normale Krebshäufigkeit in der Bevölkerung nicht nur von Alter und Geschlecht abhängt, sondern auch örtlich und zeitlich erheblich variiert, wobei die ursächlichen Faktoren dieser Variation weitgehend unbekannt sind. Mittelwerte der normalen Häufigkeit einzelner Krebsarten in der Bevölkerung der Bundesrepublik Deutschland sind in Tabelle 7-3 zusammengestellt.

Die wichtigste Quelle unserer Kenntnisse über das Strahlenkrebsrisiko beim Menschen sind die langzeitigen Untersuchungen der Krebshäufigkeit bei den Atombombenüberlebenden von Hiroshima und Nagasaki, die bei der Explosion kurzzeitig einer relativ hohen Ganzkörperbestrahlung von Neutronen und γ -Strahlen ausgesetzt waren. Ferner liegen nunmehr auch die Ergebnisse zahlreicher epidemiologischer Studien über das

1) LD-1: Dosis, die zu einer Mortalität von 1 % führt (LD-50 entsprechend 50 %, LD-99 99 %).

Tab. 7-3: Mittleres Krebsrisiko (Mortalität) der deutschen Bevölkerung, basierend auf der Altersverteilung und beobachteten Krebshäufigkeit 1974/75 (nach Daten des Gesundheitswesens [13]).

Ort der Manifestation (Gewebe)	Häufigkeit (Krebsfälle pro 10 ⁶ Personen pro Jahr)	Relative Häufigkeit ¹⁾ in %	Mortalitäts- risiko ²⁾ (Krebsfälle auf 10 ⁶ Personen)
Atemtrakt	400	3,3	29 000
Magen	350	2,9	25 000
Darm	350	2,9	25 000
Brustdrüse ³⁾	180	1,5	13 000
Lymphatische und blut- bildende Organe	150	1,2	11 000
- davon Leukämie	70	0,6	5 000
Pankreas	75	0,6	5 400
Niere	70	0,6	5 000
Leber	45	0,4	3 200
Knochen ⁴⁾	10 - 15	ca. 0,1	700 - 1100
Schilddrüse ⁴⁾	5 - 10	ca. 0,05	350 - 700
Sonstige Gewebe ein- schließlich nicht- identifizierter Arten	ca. 800	6,6	ca. 56 000
Gesamtkörper (Summenrisiko)	2 400	20	173 000

¹⁾ bezogen auf die Gesamtzahl der Todesfälle

²⁾ bei Ansatz einer mittleren Lebensdauer von 72 Jahren

³⁾ gemittelt über beide Geschlechter

⁴⁾ geschätzte Werte nach den Daten des Saarländischen Krebsregisters

Strahlenkrebsrisiko bei Patientengruppen nach medizinischer Strahlenanwendung, insbesondere nach diagnostischer und therapeutischer Behandlung mit Röntgenstrahlen, vor. Demgegenüber liegen nur wenige Beobachtungen über ein erhöhtes Krebsrisiko bei beruflich strahlenexponierten Personen vor: gesicherte Befunde beschränken sich ausschließlich auf Personengruppen, deren Strahlenexposition über den derzeit gültigen Dosisgrenzwerten für beruflich exponierte Personen lag. Als wichtigstes Beispiel sei die beobachtete, erhöhte Lungenkrebshäufigkeit bei Bergarbeitern in stark radonhaltigen Gruben genannt. Bei den Erhebungen über die Krebshäufigkeit in Bevölkerungsgruppen, die in Gebieten mit einem erhöhten natürlichen Strahlenpegel leben, konnte bislang keine signifikante Erhöhung des normalen Krebsrisikos festgestellt werden.

Eine detaillierte und umfassende Darstellung der derzeitigen Kenntnisse über das Strahlenkrebsrisiko beim Menschen gibt der Bericht des UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION (UNSCEAR) von 1977.

Die vorliegenden Beobachtungen über die kanzerogene Wirkung ionisierender Strahlen beim Menschen beschränken sich – von wenigen Ausnahmen abgesehen – auf Personengruppen, die Dosen im Bereich oberhalb etwa 50 rem erhalten haben. Die aus dem beschriebenen Dosismodell für Reaktorunfälle resultierende Dosisverteilung für die Bevölkerung zeigt, daß für den Hauptanteil der betroffenen Bevölkerung Dosen unter 10 rem

zu erwarten sind. Zur Abschätzung des möglichen Strahlenkrebsrisikos ist daher eine Extrapolation von den bei höheren Dosen beobachteten Risikowerten zu kleinen Dosen erforderlich.

In WASH-1400 werden drei Extrapolationsansätze in Betracht gezogen:

1. eine als „Upper Bound Estimate“ bezeichnete rein proportionale Dosis-Risiko-Beziehung $R = aD$ ($a = \text{Risikokoeffizient}$),
2. als „Central Estimate“ eine aus linearen Teilabschnitten zusammengesetzte Dosis-Risiko-Beziehung mit reduzierten, von Dosis und Dosisleistung abhängigen Risikokoeffizienten,
3. eine Dosis-Risiko-Beziehung mit einer Schwellendosis von 10 bzw. 25 rem als „Lower Bound Estimate“.

Für die Berechnung der Unfallfolgen wird in der amerikanischen Studie die als „Central Estimate“ bezeichnete Beziehung angewandt, deren Verlauf angenähert einer sogenannten linearquadratischen Dosis-Risiko-Beziehungen $R = \alpha D + \beta D^2$ entspricht. Im Vergleich zur reinproportionalen Beziehung wurde für den linearen Term ein kleinerer Wert von $\alpha = a/5$ angesetzt. Ferner wurde angenommen, daß der Koeffizient β des quadratischen Terms mit sinkender Dosisrate auf Null abnimmt.

Die Beobachtungen über die Dosisabhängigkeit des Strahlenkrebsrisikos bei den Atombombenüberlebenden sowie die Befunde aus tierexperimentellen und zytologischen Studien deuten daraufhin, daß für locker ionisierende Strahlen (Strahlung mit niedrigem LET) die Dosis-Risiko-Beziehung durch eine solche linear-quadratische Beziehung approximiert werden kann. Bei den aus Erhebungen am Menschen abgeleiteten Risikodaten

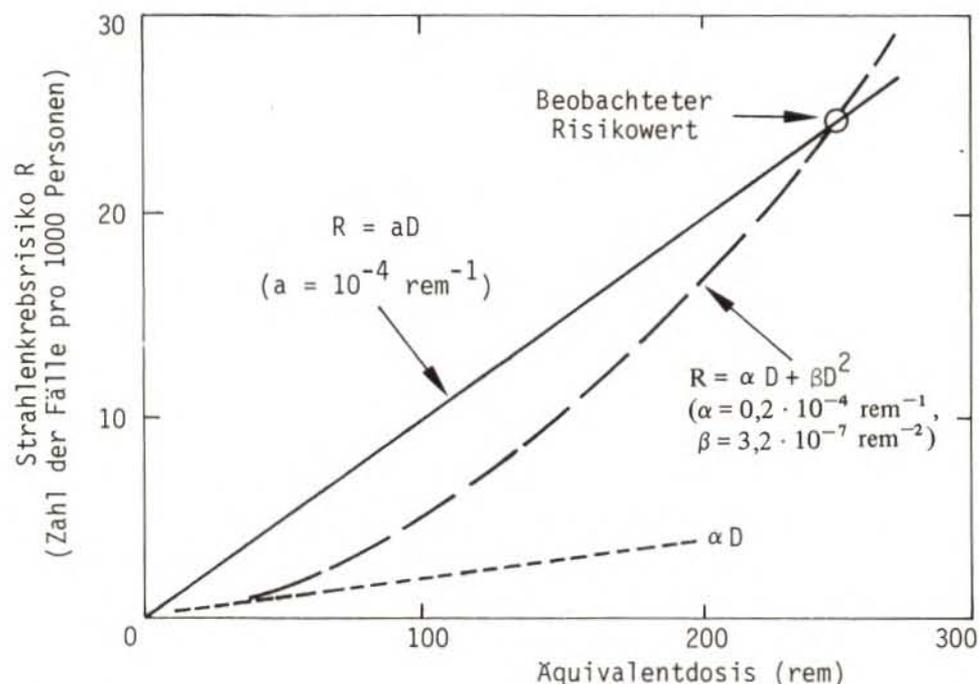


Bild 7-6: Extrapolation zu kleinen Dosen: Vergleich zwischen proportionaler und linearquadratischer Dosis-Risiko-Beziehung (Beispiel: $\alpha = a/5$).

nimmt mit sinkender Dosis der statistische Fehlerbereich des Risikowertes stark zu. Eine reinproportionale Dosis-Risiko-Beziehung für die kanzerogene Wirkung kann deshalb auch bei locker ionisierenden Strahlen nicht ausgeschlossen werden.

In Anlehnung an die Empfehlungen der INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION [14] wurde daher bei der vorliegenden Studie eine reinproportionale Dosis-Risiko-Beziehung $R = aD$ für locker ionisierende Strahlen (Röntgen- und γ -Strahlen) angesetzt. Diese Annahme entspricht somit der des „Upper Bound Estimate“ von WASH-1400.

Bild 7-6 zeigt an einem Beispiel die proportionale und die linear-quadratische Extrapolation von einem beobachteten Risikowert zu niedrigen Dosen.

Die ICRP weist in ihren Empfehlungen daraufhin, daß die Anwendung einer reinproportionalen Dosis-Risiko-Beziehung bei locker ionisierender Strahlung im Fall der Extrapolation von Beobachtungswerten bei relativ hohen Dosen und hoher Dosisleistung wahrscheinlich zu einer Überschätzung des tatsächlich zu erwartenden Risikos bei niedriger Dosisleistung oder bei niedrigen Dosen führt (siehe Bild 7-6). Die bei der vorliegenden Studie angewandte proportionale Extrapolation des Strahlenkrebsrisikos zu kleinen Dosen kann daher als vorsichtige Annahme bezeichnet werden.

Bei der Festlegung der Risikoeffizienten $a = R/D$ für die relevanten, strahleninduzierten Krebsarten wurde von den beobachteten Werten des Risiko-Dosis-Verhältnisses beim Menschen ausgegangen, wobei die wissenschaftlich belegten und gesicherten Ergebnisse herangezogen wurden. In Tabelle 7-4 sind in Spalte 2 die aus dieser Analyse der verfügbaren Daten resultierenden Erwartungswerte bzw. der Erwartungsbereich des Risiko/Dosis-Verhältnisses für das zusätzliche, durch Strahlung induzierte Krebsrisiko (Mortalitäts-

Tab. 7-4: Erwartungswerte des Risiko-Äquivalentdosis-Verhältnisses für die zusätzliche Mortalität durch Krebs in Körpergeweben infolge Bestrahlung, gemittelt über Alter und beide Geschlechter.

Organ bzw. Gewebe	STRAHLENKREBSRISIKO / ÄQUIVALENTDOSE ¹⁾ (Zahl der Fälle pro 10 ⁶ Personen pro rem)	
	Erwartungsbereich ²⁾	Referenzwert ICRP 26 (1977)
Rotes Knochenmark (Leukämie)	15 - 40	20
Brust	15 - 40	25
Lunge	10 - 30	20
Knochenoberfläche (Knochenkrebs)	≤ 5	5
Schilddrüse	5 - 10	5
Verdauungsorgane, gesamt	20 - 50	50
Restkörper, insgesamt	10 - 30	
Gesamtes Krebsrisiko bei gleichförmiger Ganzkörperbestrahlung	80 - 200	125

¹⁾ mittlere Äquivalentdosis in dem jeweiligen Gewebe

²⁾ Die Werte berücksichtigen die Altersverteilung der deutschen Bevölkerung.

risiko) in den Körpergeweben angegeben. Die Werte stellen die Mittelwerte über Alter und Geschlecht dar und berücksichtigen die derzeitige Altersverteilung der deutschen Bevölkerung.

In der dritten Spalte dieser Tabelle sind die von der ICRP für Zwecke des Strahlenschutzes empfohlenen Referenzwerte der Risikokoeffizienten eingetragen. Sie liegen annähernd in der Mitte des Erwartungsbereichs, der sich aus den vorliegenden Erfahrungen über das Strahlenkrebsrisiko beim Menschen ergibt. Zur Abschätzung des Mortalitätsrisikos durch maligne somatische Strahlenspätchäden wurden daher in dieser Studie die von der ICRP (1977) [14] kürzlich empfohlenen Referenzwerte der Risikokoeffizienten für die einzelnen Körpergewebe herangezogen.

Daraus folgt, daß pro rem Ganzkörperdosis bzw. pro rem effektiver Dosis mit einem Strahlenkrebsrisiko von insgesamt etwa 100 zusätzlichen Todesfällen durch Krebs unter 1 Million Personen zu rechnen ist. In bezug auf Krebsmortalität sind dabei vor allem das rote Knochenmark (Leukämie), die Lunge und die weibliche Brust als strahlenempfindliche Körperbereiche anzusehen.

Bei der Berechnung der Unfallfolgen wurden im Falle des roten Knochenmarks (Leukämie), der Lunge (Lungenkrebs), der Knochenoberfläche (Knochenkrebs), der Schilddrüse (maligne Schilddrüsentumore) und der weiblichen Brust (Brustkrebs) die zu erwartenden Langzeitdosen in diesen Geweben eingesetzt; für die übrigen Körpergewebe wurde als repräsentative Dosis die mittlere Langzeitdosis im Gesamtkörper zugrunde gelegt.

Bei der Analyse der Unfallfolgen wurde die relative Altersabhängigkeit des Strahlenkrebsrisikos für die einzelnen Krebsarten in Rechnung gestellt. Hierfür wurde ein Ansatz gemacht, der weitgehend demjenigen in WASH-1400 entspricht. Insbesondere wurde auch das höhere Leukämierisiko bei Kindern und die hohe Strahlenempfindlichkeit des Fötus bei Bestrahlung im Uterus berücksichtigt: in letzterem Fall wurde ein gesamter Krebsrisikokoeffizient von $2,5 \times 10^{-4} \text{ rem}^{-1}$ angesetzt.

In bezug auf die zeitliche Verteilung der Krebsinzidenz besteht ein signifikanter Unterschied zwischen Leukämie und den soliden Krebsarten. Im Falle der strahleninduzierten Leukämie beträgt die mittlere Latenzzeit etwa 10 Jahre, während sie für die anderen Krebsarten im Bereich von 20–30 Jahren liegt. Die Verteilungsfunktion der Latenzzeit entspricht angenähert einer logarithmischen Normalverteilung. Zur Vereinfachung wurde, analog wie in WASH-1400, diese Funktion durch eine Kastenfunktion approximiert, d. h. eine konstante Krebsinzidenz während der Manifestationsperiode angenommen.

Die Darstellung der Ergebnisse enthält einerseits das Individualrisiko für somatische Spätchäden bei Reaktorunfällen. Zur Beurteilung des Gesamtschadens für die Population wird ferner die Gesamtzahl der Schadensfälle, das sogenannte kollektive Spätchadensrisiko, angegeben. Bei der angenommenen proportionalen Dosis-Risiko-Beziehung ist dieses kollektive Strahlenrisiko proportional der kollektiven Äquivalentdosis (Einheit: 1 man-rem, siehe Fußnote 1, Seite 180): diese ergibt sich durch Integration der ortsabhängigen Dosen multipliziert mit der Zahl der exponierten Personen, wobei über das gesamte betroffene Gebiet integriert wird.

Zur Bewertung des durch Unfälle zu erwartenden Strahlenkrebsrisikos kann die normale Krebshäufigkeit in der Bevölkerung herangezogen werden (siehe Tabelle 7-3). Bild 7-7 zeigt das bei Annahme einer proportionalen Dosis-Risiko-Beziehung zu erwartende zusätzliche Strahlenkrebsrisiko als Funktion der Ganzkörperbestrahlung bzw. der effektiven Dosis. Daraus geht hervor, daß bei einer mittleren Lebenszeit-Dosis von 10 rem, was etwa der mittleren, natürlichen Lebenszeit-Strahlenexposition der Bevölkerung entspricht, ein Strahlenkrebsrisiko von etwa 0,1 % (1 : 1000) zu erwarten wäre. Zum Vergleich beträgt

die beobachtete normale Krebshäufigkeit (Mortalität) in der deutschen Bevölkerung etwa 20 % (1 : 5). Eine zusätzliche effektive Dosis von 1 rem würde somit die Krebshäufigkeit von 20 % auf etwa 20,01 % erhöhen.

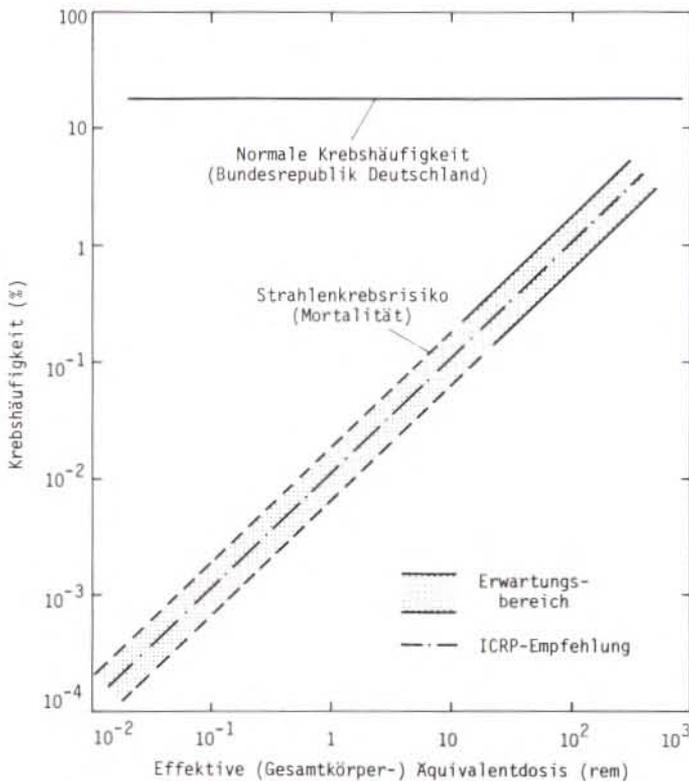


Bild 7-7: Erwartungswert des Strahlenkrebsrisikos der Bevölkerung in Abhängigkeit von der effektiven (Gesamtkörper-) Äquivalentdosis bei Annahme einer proportionalen Dosis-Risiko-Beziehung ohne Schwelle. Zum Vergleich ist die derzeitige „normale“ Krebshäufigkeit in der deutschen Bevölkerung eingetragen.

7.5.4 Genetische Strahlenschäden

Genetische Strahlenschäden sind bisher bei bestrahlten Bevölkerungsgruppen nicht nachgewiesen worden. Das Ausmaß von genetischen Strahlenschäden kann aber aufgrund der Ergebnisse von Tierversuchen mit ähnlicher Zuverlässigkeit abgeschätzt werden wie das somatischer Strahlenschäden. Ein Teil der strahleninduzierten Mutationen führt schon bei den Kindern und Enkeln der betroffenen Bevölkerung zu manifesten erbten Schäden (im wesentlichen die dominanten Mutationen). Die rezessiven Mutationen prägen sich dagegen meist erst nach vielen Generationen, also nach ihrer Durchmischung im genetischen „pool“ der Gesamtbevölkerung aus. Im Zusammenwirken mit „spontanen“ Mutationen und solchen, die durch die natürliche und zivilisatorische Strahlenbelastung der vorausgegangenen Generationen, aber auch durch chemische Umweltschadstoffe entstanden sind, bestimmen sie die Zahl der erblich geschädigten Kinder.

Der Grad der erblichen Gesundheitsschädigung kann von geringen, oft nur mit Spezialmethoden erkennbaren Stoffwechsel- und Formabweichungen bis zu schweren, mit lebenslangem Siechtum verbundenen Krankheiten reichen. Diese Vielfalt möglicher genetischer Folgen entzieht sich einer einfachen Klassifikation der Auswirkungen auf das Schicksal der Betroffenen. Selbst wenn man sich auf Erbkrankheiten mit klinischer Relevanz beschränkt, können diese nicht mit den in den Abschnitten 7.5.2 und 7.5.3 berechneten somatischen Folgen auf einer gemeinsamen Basis verglichen werden.

Aus diesem Grund wurde auf die zahlenmäßige Bestimmung der erblich geschädigten Kinder in den verschiedenen Folgegenerationen verzichtet, um eventuellen Fehlinterpretationen vorzubeugen. Es wurde dagegen die für das Ausmaß aller Erbschäden bestimmende kollektive, genetisch signifikante Strahlendosis errechnet und dargestellt. Diese Kollektivdosis bezieht sich auf eine Bevölkerung von 670 000 000 Menschen und kann in sinnvoller Weise mit den kollektiven genetisch signifikanten Strahlendosen aus anderen Strahlenquellen in Beziehung gesetzt werden. Dieses Vorgehen allein ermöglicht den Vergleich der genetischen Auswirkungen der untersuchten Reaktorunfälle mit anderen, genetisch relevanten Strahlenexpositionen der Bevölkerung auf einer gemeinsamen Basis.

Mit den in der wissenschaftlichen Literatur angegebenen genetischen Risikokoeffizienten kann man aus den kollektiven genetisch signifikanten Strahlendosen größenordnungsmäßig die Zahl der als Folge der Strahlenbelastung mit klinisch bedeutsamen Erbschäden geborenen Kinder in den folgenden 2 Generationen abschätzen. Von der ICRP wurde angegeben, daß das Risiko für die ersten 2 Generationen zusammengenommen unter 10^{-4} pro man-rem liegen dürfte [14]. Zur Abschätzung des individuellen genetischen Risikos für das Auftreten klinisch bedeutsamer Erbschäden bei den Kindern der bestrahlten Personen kann ein Risikokoeffizient von 4×10^{-5} pro rem Gonadendosis angesetzt werden.

7.5.5 Berechnung der Unfallfolgen

Unter Zugrundelegung der nach dem Dosismodell (siehe Abschnitt 7.3) zu erwartenden Dosen (Berücksichtigung der Schutz- und Gegenmaßnahmen) werden zunächst die resultierenden individuellen Schadens-Eintrittswahrscheinlichkeiten S berechnet. Dies sind die Wahrscheinlichkeiten, mit der Personen am jeweiligen Ort aufgrund der zu erwartenden Dosen zu Tode kommen. Unter Zugrundelegung der betroffenen Bevölkerung werden dann die Kollektivschäden ermittelt, d. h. die Summe der zu erwartenden Schadensfälle.

Bei der Berechnung der Eintrittswahrscheinlichkeit von *somatischen Strahlenfrühschäden* wird ausgegangen von der Kurzzeitdosis des Knochenmarks (siehe Abschnitt 7.3). Der Ermittlung der Eintrittswahrscheinlichkeit werden dann die Dosis-Wirkungs-Beziehungen zugrunde gelegt, wie sie in Abschnitt 7.5.2 dargestellt sind.

Bei der Berechnung der Eintrittswahrscheinlichkeit von *somatischen Strahlenspättschäden* wird ausgegangen von den Langzeitdosen für folgende Organe (siehe Abschnitt 7.3):

- Knochenmark,
- Knochenoberfläche,
- Lunge,
- Schilddrüse,
- Brust,
- Ganzkörper (repräsentatives „Organ“ für den Restkörper).

Der Ermittlung der Eintrittswahrscheinlichkeit werden die linearen Dosis-Risiko-Beziehungen ohne Schwellendosis zugrunde gelegt, wie sie in Abschnitt 7.5.3 dargelegt sind.

Auf die *genetische Belastung* wurde in Abschnitt 7.5.4 eingegangen.

Durch Integration der mit der Anzahl der betroffenen Personen multiplizierten ortsabhängigen Schadens-Eintrittswahrscheinlichkeiten über das betroffene Gebiet erhält man schließlich die zu erwartenden Kollektiv-Frühschäden und die Kollektiv-Spätschäden, d. h. die Anzahl der jeweils zu erwartenden Schadensfälle. Bei dieser Integration wird bis zu einer Entfernung von 80 km¹⁾ die standortsspezifische Bevölkerung zugrunde gelegt. Von 80 km bis 540 km¹⁾ wird eine gleichförmige Bevölkerungsdichte von 250 Einw./km² angenommen (repräsentativ für Mitteleuropa). Dem Bereich jenseits von 540 km, in dem die Rest-Aktivität niedergeschlagen wird, wird eine mittlere Bevölkerungsdichte von 25 Einw./km² zugeordnet (repräsentativ für einen Kreisring von 2 500 km Außendurchmesser um Mitteleuropa, der ganz Europa einschließlich der Wasserflächen umfaßt).

Schrifttum

- [1] Thomas, P., et al.: Experimental Determination of the Atmospheric Dispersion Parameters over Rough Terrain. Part 1 and Part 2, KfK 2285, Juli 1976 und KfK 2286, Juni 1976
- [2] McElroy, J. L.: A Comparative Study of Urban and Rural Dispersion. J. of Appl. Meteor. 8, 1969
- [3] Vogt, K. J.: Ergebnisse der Jülicher Ausbreitungsexperimente für 50 und 100 m Emissionshöhe. ZST-240, 1976
- [4] Briggs, C. A.: Plume Rise. TID-25075, 1969
- [5] Briggs, C. A.: Some Recent Analyses of Plume Rise Observations. Second International Clean Air Congress, Washington, D. C., 1970
- [6] Nester, K.: WINDOW – Ein Computerprogramm zur Berechnung von Statistiken der integrierten Schadstoffkonzentration in der Atmosphäre an Aufpunkten in der Umgebung einer Einzelquelle. KfK 2547, 1978
- [7] Russo, A. J.: Reactor Accident Plume Rise Calculations. SAND-76-0340, 1976
- [8] Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen. Gemeinsames Ministerialblatt Nr. 31, p. 638-718, 1977
- [9] Leitsätze für die Unterrichtung der Öffentlichkeit über die Katastrophenschutzplanung in der Umgebung von kerntechnischen Anlagen. Umwelt (BMI), Heft 61, 1978
- [10] Kerntechnik und Sicherheit in Nordrhein-Westfalen. Der Innenminister des Landes Nordrhein-Westfalen, 1978
- [11] Notfallschutz in der Umgebung von kerntechnischen Anlagen. Innenministerium Baden-Württemberg, 1978
- [12] Unterrichtung der Öffentlichkeit über die Katastrophenschutzplanung für die Umgebung des Kernkraftwerks Stade. Landkreis Stade, Amt 32, 1979
- [13] Statistisches Jahrbuch 1977 für die Bundesrepublik Deutschland. Statistisches Bundesamt Mainz und Stuttgart, Verlag W. Kohlhammer, 1977
- [14] Recommendation of the International Commission on Radiological Protection. International Commission of the Radiological Protection, ICRP Publication No. 26, 1977

1) Die Festlegung der Entfernungen 80 km (50 miles) und 540 km (350 miles) ist in Abschnitt 7.1 kommentiert.

8 Ergebnisse und Aussagesicherheit der Ergebnisse

8.1 Ergebnisse

8.1.1 Einleitung

In Kapitel 5 werden diejenigen Ereignisabläufe untersucht, die zum Schmelzen des Reaktorkerns führen können. Kapitel 6 befaßt sich mit dem Kernschmelzvorgang bis hin zur Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Sicherheitsbehälter. Das gesamte Spektrum der möglichen Freisetzungen vom beherrschten Kühlmittelverluststörfall bis hin zum Kernschmelzunfall mit frühzeitigem Versagen des Sicherheitsbehälters wird

in acht Kategorien

aufgeteilt. Tabelle 6-3 zeigt die charakteristischen Merkmale der acht Freisetzungskategorien. Zum einen sind das die repräsentativen Werte der freigesetzten Mengen an Radionukliden und an thermischer Energie sowie der zeitliche Verlauf der Freisetzung, zum anderen die errechnete Eintrittshäufigkeit der Freisetzung.

Im anschließenden Kapitel 7 („Unfallfolgenmodell“) wurde das Rechenmodell zur Ermittlung der Unfallfolgen dargestellt. Wie dort beschrieben, werden

115 mehrstündige Wetterabläufe

für jede der vier meteorologischen Standortregionen der Bundesrepublik Deutschland zugrundegelegt, die alle möglichen Wetterabläufe in hinreichender Weise repräsentieren. Von diesen Wetterabläufen wird angenommen, daß sie in jeder der vorgegebenen

36 Windrichtungen (10° Abstand)

mit gleicher Wahrscheinlichkeit auftreten.

Diese Ausbreitungsrechnungen wurden auf die vorgegebenen

19 Standorte

mit den zugehörigen Bevölkerungsverteilungen angewandt. Dabei wurde unterstellt, daß an diesen Standorten insgesamt

25 Reaktorblöcke

betrieben werden (siehe Abschnitt 7.1).

Auf der Grundlage dieser Gegebenheiten liegen insgesamt

$$8 \cdot (115 \cdot 36) \cdot 19 = 629\,280$$

„Freisetzungskategorie-Wetterablauf-Windrichtung-Standort“-Kombinationen vor. Für diese wurden die erforderlichen Unfallfolgenrechnungen durchgeführt. Um bei der Auswertung die angenommenen 25 Reaktorblöcke zu berücksichtigen, wurden die Ergebnisse für Standorte mit mehreren Anlagen in den Rechnungen entsprechend gewichtet.

Die Ergebnisse dieser Unfallfolgenrechnungen müssen im Zusammenhang mit den zugehörigen Eintrittshäufigkeiten gesehen werden.

Betrachtet man *eine* Anlage, 8 Freisetzungskategorien, 115 Wetterabläufe und 36 Windrichtungen, so sind nach dem angegebenen Verfahren die Schäden aus

$$8 \cdot 115 \cdot 36 = 33\,120$$

Einzelereignissen, d. h. Kombinationen aus Freisetzungskategorie, Wetterablauf und Windrichtung zu berechnen.

Die Wahrscheinlichkeit jeder der möglichen Kombinationen aus Wetterablauf und Windrichtung ist

$$\frac{1}{115} \cdot \frac{1}{36} = 2,4 \cdot 10^{-4},$$

d. h. die Eintrittshäufigkeiten aller Einzelereignisse, die zu einer Freisetzungskategorie gehören, sind gleich. Das Berechnungsschema für die Eintrittshäufigkeit von Einzelereignissen aller Freisetzungskategorien ist in Tab. 8-1 angegeben.

Die bisherigen Überlegungen galten für eine Anlage. Bezieht man *alle* 25 Anlagen in die Betrachtungen ein, so erhöht sich die Anzahl der Einzelereignisse um den Faktor 25 von 33 120 auf 828 000, da jetzt die Bevölkerungsverteilung um jede der 25 Anlagen berücksichtigt werden muß. Die in Tabelle 8-1 genannten Häufigkeiten und Wahrscheinlichkeiten ändern sich jedoch nicht, da sie sich auf ein Betriebsjahr einer bestimmten Anlage beziehen und damit von der Gesamtzahl der betrachteten Anlagen unabhängig sind.

An Standorten mit 2 oder 3 Reaktorblöcken ist dieselbe Bevölkerungsverteilung mit 2 bzw. 3 Reaktoren verknüpft. In diesem Fall werden die Rechnungen nur für einen Reaktorblock durchgeführt und die Eintrittshäufigkeiten mit dem Faktor 2 bzw. 3 multipliziert. Die Schadensberechnung reduziert sich damit von 828 000 Einzelereignissen auf die bereits genannte Zahl von 629 280.

Falls mehrere Einzelereignisse aus verschiedenen Freisetzungskategorien, Wetterabläufen, Windrichtungen oder Standorten zum gleichen Schadensumfang führen, werden die zugehörigen Häufigkeiten addiert. Damit ist jeder Schadensumfang eindeutig mit einer Eintrittshäufigkeit verknüpft. Die so erzeugte Funktion heißt Häufigkeitsdichte für Schäden aus 25 Anlagen.

Auf einige wichtige Modelleigenschaften, die die Aussagefähigkeit der Ergebnisse einschränken, wird in Abschnitt 8.1.4 hingewiesen.

8.1.2 Häufigkeitsdichten von Kollektivschäden und Kollektivdosen und deren komplementäre Häufigkeitsverteilungen

Wie in WASH-1400 werden die Eintrittshäufigkeiten in Abhängigkeit von der Größe der berechneten Kollektivschäden (bzw. Kollektivdosen) dargestellt und zwar in Form komplementärer Häufigkeitsverteilungsfunktionen.

Tab. 8-1: Eintrittshäufigkeit der Freisetzungskategorien und der Einzelereignisse, bezogen auf ein Anlagen-Betriebsjahr

Freisetzungskategorie	Häufigkeit pro Betriebsjahr [a ⁻¹]	Wahrscheinlichkeit für Wetterablauf 1/115	Wahrscheinlichkeit für Windrichtung 1/36	Häufigkeit eines Einzelereignisses pro Betriebsjahr [a ⁻¹]
FK1	2 · 10 ⁻⁶	8,7 · 10 ⁻³	2,8 · 10 ⁻²	4,8 · 10 ⁻¹⁰
FK2	6 · 10 ⁻⁷	8,7 · 10 ⁻³	2,8 · 10 ⁻²	1,4 · 10 ⁻¹⁰
FK3	6 · 10 ⁻⁷	8,7 · 10 ⁻³	2,8 · 10 ⁻²	1,4 · 10 ⁻¹⁰
FK4	3 · 10 ⁻⁶	8,7 · 10 ⁻³	2,8 · 10 ⁻²	7,2 · 10 ⁻¹⁰
FK5	2 · 10 ⁻⁵	8,7 · 10 ⁻³	2,8 · 10 ⁻²	4,8 · 10 ⁻⁹
FK6	7 · 10 ⁻⁵	8,7 · 10 ⁻³	2,8 · 10 ⁻²	1,7 · 10 ⁻⁸
FK7	1 · 10 ⁻⁴	8,7 · 10 ⁻³	2,8 · 10 ⁻²	2,4 · 10 ⁻⁸
FK8	1 · 10 ⁻³	8,7 · 10 ⁻³	2,8 · 10 ⁻²	2,4 · 10 ⁻⁷
Eintrittshäufigkeit für Freisetzung aus einer der Kategorien FK1 bis FK6		1 · 10 ⁻⁴ a ⁻¹		
Eintrittshäufigkeit für Freisetzung aus einer der Kategorien FK1 bis FK6 für 25 Anlagen		2,5 · 10 ⁻³ a ⁻¹		

¹⁾ Diese Werte sind gerundet und enthalten Zuschläge in Höhe von 10 % der benachbarten Kategorien (siehe Abschnitt 6.6.3)

Als Grundlage zur Ermittlung dieser Verteilungsfunktion wird, entsprechend dem im vorhergehenden Abschnitt beschriebenen Verfahren, zunächst die Häufigkeitsdichtefunktion berechnet.

Die Häufigkeitsdichtefunktion gibt für jeden Kollektivschaden KS (bzw. für jede Kollektivdosis KD) die Häufigkeit an, mit der dieser Schaden KS (bzw. diese Dosis KD) eintritt¹⁾.

Im Rahmen der Studie interessiert in erster Linie, mit welcher Häufigkeit ein Schadensausmaß in vorgegebenen Intervallen zu erwarten ist. Deswegen wird nicht die Häufigkeitsdichte zu jedem ganzzahligen Schadensumfang, sondern die Häufigkeitsdichte von Schadensbereichen (von sog. Schadensklassen) dargestellt.

Die komplementäre Häufigkeitsverteilungsfunktion schließlich gibt für jeden Kollektivschaden KS (bzw. für jede Kollektivdosis KD) die Häufigkeit an, mit der dieser Schaden KS (bzw. diese Dosis KD) oder ein größerer eintritt.

Sie wird gebildet durch Summation der Klassen-Häufigkeiten jener Kollektivschäden (bzw. Kollektivdosen), die größer oder gleich einem vorgegebenen Kollektivschaden KS (bzw. Kollektivdosis KD) sind. Die Summation erfolgt bis zum größtmöglichen Schaden, der überhaupt auftreten kann.

In den Unfallfolgerechnungen werden die Kollektivschäden (bzw. Kollektivdosen) für folgende Schäden und Belastungen ermittelt:

Frühschäden (Todesfälle durch akutes Strahlensyndrom)

Spätschäden (Todesfälle durch Leukämie und Krebs)

Genetische Belastung (genetisch signifikante Kollektivdosis)

Berechnet und dargestellt werden hierzu die Klassen-Häufigkeitsdichten und die komplementären Häufigkeitsverteilungen der Kollektivschäden (bzw. Kollektivdosen) für 25 Anlagen.

¹⁾ Die Häufigkeitsdichtefunktion wird im folgenden abkürzend mit Häufigkeitsdichte bezeichnet.

Außerdem werden kennzeichnende Daten für die von den Gegenmaßnahmen „Evakuierung“ (Gebiet A), „Schnelle Umsiedlung“ (Gebiete B₁ und B₂) und „Umsiedlung“ (Gebiet C) betroffenen Flächen und Personen zusammengestellt.

8.1.2.1 Frühschäden (Todesfälle durch akutes Strahlensyndrom)

Frühschäden können nach der zugrunde gelegten deutschen Dosis-Wirkungs-Beziehung (Kurve D aus Bild 7-5) erst oberhalb einer Schwellendosis von 100 rad auftreten. Ihr Auftreten ist deshalb auf den Nahbereich um einen Standort beschränkt (siehe Abschnitt 8.1.3).

Summiert über alle Freisetzungskategorien, bzw. über alle außer Freisetzungskategorie FK1, sind in Bild 8-1 die Klassen-Häufigkeitsdichten für akute Todesfälle dargestellt¹⁾.

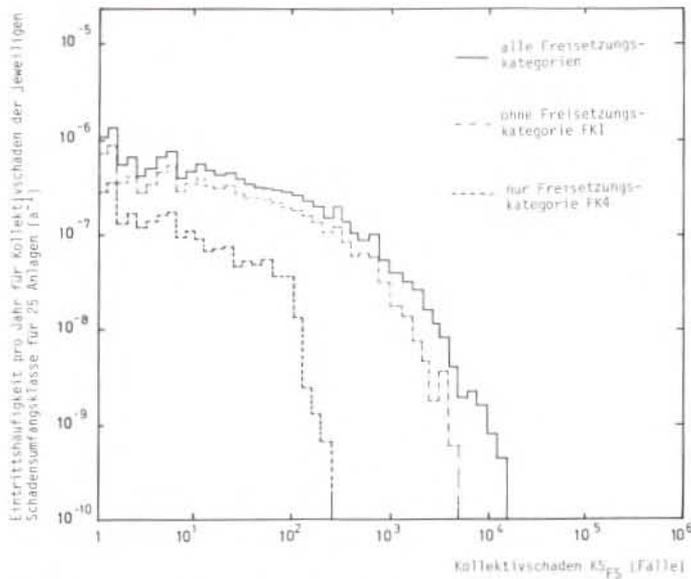


Bild 8-1: Klassenhäufigkeitsdichte der Frühschäden (akute Todesfälle)

Als Beispiel einer Einzelkurve ist diejenige der Freisetzungskategorie FK4 mit eingezeichnet.

Aus diesen Kurven läßt sich die Eintrittshäufigkeit der Schadensumfänge verschiedener Klassen ablesen. Zur Klasseneinteilung des Schadensumfanges wurde in diesem Falle jede Dekade im logarithmischen Maßstab in 10 gleich große Intervalle unterteilt.

Die komplementären Häufigkeitsverteilungen der Kollektivschäden sind nach Freisetzungskategorien aufgeschlüsselt in Bild 8-2 dargestellt.

1) Die Freisetzungskategorie FK1 repräsentiert Kernschmelzunfälle, die unter der Annahme einer Dampfexplosion frühzeitig zu einer erheblichen Freisetzung von Spaltprodukten führen. Solche Unfallabläufe sind jedoch äußerst unwahrscheinlich. Da derartige Unfallabläufe auf dem gegenwärtigen Stand der Untersuchungen noch nicht mit absoluter Sicherheit ausgeschlossen werden können, werden die Ergebnisse der Unfallfolgenrechnungen mit und ohne Berücksichtigung der Freisetzungskategorie FK1 ausgewiesen.

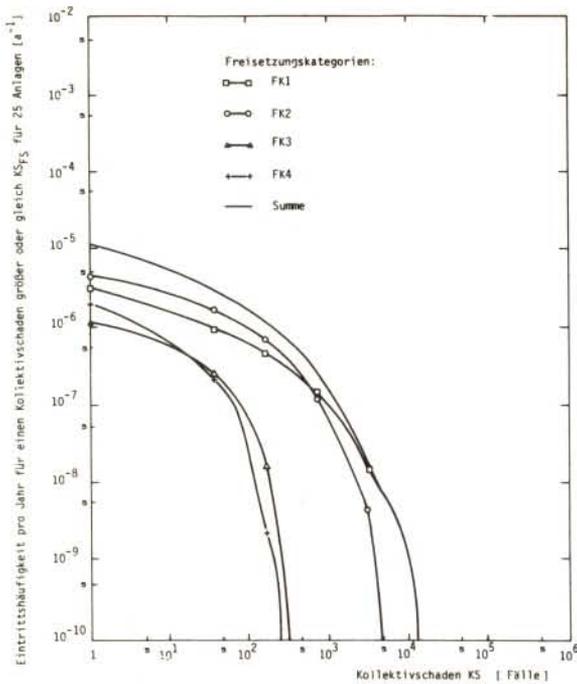


Bild 8-2: Komplementäre Häufigkeitsverteilungen der Frühschäden, aufgeschlüsselt nach den Freisetzungskategorien (deutsche Dosis-Wirkungs-Beziehung)

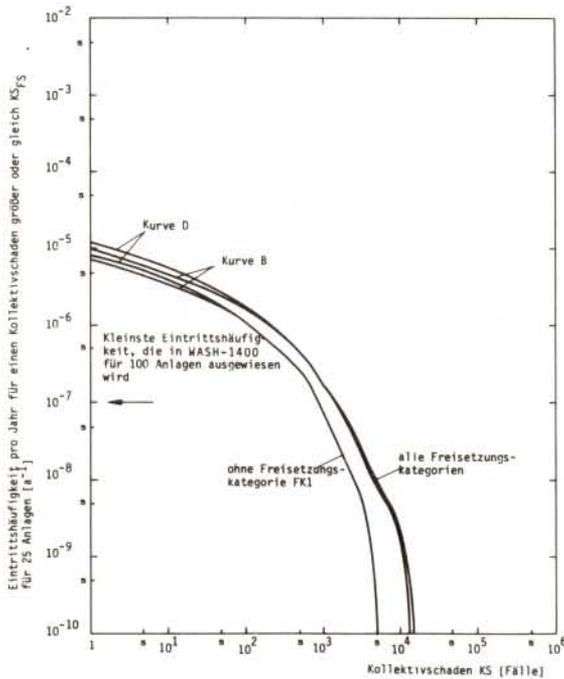


Bild 8-3: Komplementäre Häufigkeitsverteilungen der Frühschäden, errechnet mit den Dosis-Wirkungs-Beziehungen der Kurven B und D des Bildes 7-5

Tab. 8-2: Charakteristische Größen der komplementären Häufigkeitsverteilungen für Fröhschäden (Kollektivschäden KS) für 25 Anlagen

Freisetzungskategorie	Deutsche Dosis-Wirkungs-Beziehung (Kurve D)				Amerikanische Dosis-Wirkungs-Beziehung (Kurve B)			
	Wahrscheinlichkeit eines KS > 0	kleinster Kollektivschaden $KS_{\min}(a)^2$	größter Kollektivschaden ¹⁾ KS_{\max}	mittlerer Kollektivschaden $\bar{KS} (b c)^3$	Wahrscheinlichkeit eines KS > 0	kleinster Kollektivschaden $KS_{\min}(a)^2$	größter Kollektivschaden ¹⁾ KS_{\max}	mittlerer Kollektivschaden $\bar{KS} (b c)^3$
FK1	7,1 %	0 (92,9 %)	14 500	9,4 (96,5 % 3,5 %)	5,2 %	0 (95,8 %)	12 200	8,2 (97,0 % 3,0 %)
FK2	33,1 %	0 (66,9 %)	5 100	32 (97,9 % 2,1 %)	27,6 %	0 (72,4 %)	4 900	29 (98,0 % 2,0 %)
FK3	8,2 %	0 (91,8 %)	320	2,1 (92,8 % 7,2 %)	6,8 %	0 (93,2 %)	330	1,7 (93,3 % 6,7 %)
FK4	2,8 %	0 (97,2 %)	260	0,4 (97,2 % 2,8 %)	2,3 %	0 (97,7 %)	270	0,3 (97,7 % 2,3 %)
FK5	0 %				0 %			
FK6	0 %				0 %			
FK7	0 %				0 %			
FK8	0 %				0 %			

¹⁾ Der größte Kollektivschaden KS_{\max} resultiert aus einem von $115 \cdot 36 \cdot 19 = 78\,660$ betrachteten Unfallabläufen

²⁾ a % der Ergebnisse führen zum kleinsten Kollektivschaden KS_{\min} .

³⁾ Bei b % der Fälle ist der Kollektivschaden kleiner als \bar{KS} , bei c % größer als \bar{KS} .

Alle in dieser Tabelle angegebenen Wahrscheinlichkeiten sind bedingte Wahrscheinlichkeiten, d.h., es wurde eine Freisetzung vorausgesetzt.

Bild 8-3 zeigt die komplementäre Häufigkeitsverteilung (mit und ohne Freisetzungskategorie 1) aufsummiert über alle Freisetzungskategorien. Zum Vergleich wurde dabei neben der Häufigkeitsverteilung zu der in der deutschen Risikostudie verwendeten Dosis-Wirkungs-Beziehung (D) die Häufigkeitsverteilung nach der in WASH-1400 verwendeten Dosis-Wirkungs-Beziehung (B) eingetragen¹⁾. Wie aus Bild 8-3 hervorgeht, unterscheiden sich die Ergebnisse für die beiden Dosis-Wirkungs-Beziehungen nur geringfügig.

Die charakteristischen Größen beider Verteilungsfunktionen sind in Tabelle 8-2 nochmals zusammengestellt.

Aus diesen Darstellungen geht hervor, daß nur bei den Freisetzungskategorien FK1, FK2, FK3 und FK4 Frühschäden auftreten und zwar nur bei wenigen Umweltgegebenheiten. Nachstehend sind in Tabelle 8-3 wiedergegeben:

- Wahrscheinlichkeit, daß es bei Freisetzungen in diesen Freisetzungskategorien zu Schäden kommt,
- Schadenseintrittshäufigkeit pro Jahr unter Berücksichtigung der Eintrittshäufigkeit der jeweiligen Freisetzungskategorien und
- mittlerer Schaden (Anzahl der Todesfälle) bei stattgefundener Freisetzung.

Zugrundegelegt wurde dabei die deutsche Dosis-Wirkungs-Beziehung (Kurve D aus Bild 7-5).

Tab. 8-3: Eintrittshäufigkeit einer Freisetzung, bedingte Wahrscheinlichkeit für einen Schaden, Schadenseintrittshäufigkeit und mittlerer Schaden für akute Todesfälle bei verschiedenen Freisetzungskategorien

Freisetzungskategorie	Eintrittshäufigkeit pro Betriebsjahr [a ⁻¹]	Wahrscheinlichkeit von Schäden bei stattgefundener Freisetzung	Eintrittshäufigkeit eines Schadens pro Betriebsjahr [a ⁻¹]	Eintrittshäufigkeit eines Schadens bei 25 Anlagen ¹⁾ [a ⁻¹]	Mittlerer Schaden bei stattgefundener Freisetzung [Todesfälle]
FK1	2 · 10 ⁻⁶	7,1 · 10 ⁻²	1,4 · 10 ⁻⁷	3,5 · 10 ⁻⁶	9,4
FK2	6 · 10 ⁻⁷	3,3 · 10 ⁻¹	2 · 10 ⁻⁷	5,0 · 10 ⁻⁶	32,0
FK3	6 · 10 ⁻⁷	8,2 · 10 ⁻²	4,9 · 10 ⁻⁸	1,2 · 10 ⁻⁶	2,1
FK4	3 · 10 ⁻⁶	2,8 · 10 ⁻²	8,4 · 10 ⁻⁸	2,1 · 10 ⁻⁶	0,4
FK5	2 · 10 ⁻⁵				
FK6	7 · 10 ⁻⁵				
Summe	1 · 10 ⁻⁴		4,7 · 10 ⁻⁷	1,2 · 10 ⁻⁵	

¹⁾ Beispiel für FK1 bei 25 Anlagen: $2 \cdot 10^{-6} \cdot 7,1 \cdot 10^{-2} \cdot 25 \text{ a}^{-1} = 3,5 \cdot 10^{-6} \text{ a}^{-1}$

Bezogen auf ein Anlagen-Betriebsjahr beträgt die Eintrittshäufigkeit für einen Schaden (Summe der Schadenseintrittshäufigkeiten zu den Freisetzungskategorien FK1-FK4) $4,7 \cdot 10^{-7} \text{ a}^{-1}$. Der Vergleich mit der Eintrittshäufigkeit für einen Kernschmelzunfall (Summe der Eintrittshäufigkeiten zu den Freisetzungskategorien FK1-FK6) von $1 \cdot 10^{-4}$ pro Reaktorjahr zeigt, daß in weit weniger als 1 % der Kernschmelzunfälle Frühschäden (akute Todesfälle) auftreten.

Die Tatsache, daß bei den unterstellten Unfällen nur mit geringer Wahrscheinlichkeit Frühschäden auftreten sowie die große Variationsbreite der möglichen Zahlenwerte

1) Im folgenden werden auch die Abkürzungen angewandt:
 dt. DWB = deutsche Dosis-Wirkungs-Beziehung (Kurve D aus Bild 7-5)
 am. DWB = amerikanische Dosis-Wirkungs-Beziehung (Kurve B aus Bild 7-5).

von Schäden, die sich u. a. in dem hohen Verhältnis maximaler Kollektivschaden/mittlerer Kollektivschaden äußert (siehe Tabelle 8-2), kann folgendermaßen erklärt werden:

- a) Die verschiedenen Wetterabläufe verursachen sehr unterschiedliche räumliche Verteilungen der Radionuklidkonzentration, woraus unterschiedliche Dosen resultieren. Dabei wird selbst bei großen Freisetzungen die Schwellendosis für Frühschäden (100 rad) in den meisten Fällen nicht überschritten.
- b) Die Bevölkerungsverteilung weist im Nahbereich der verschiedenen Standorte unterschiedliche Dichten auf. Außerdem ist im Nahbereich die Aktivitätsfahne noch relativ schmal im Vergleich zur Ausdehnung bewohnter Gebiete (Dörfer und Städte). Die berechneten Ergebnisse hängen deshalb stark von der Bevölkerungsverteilung und der Windrichtung ab.

Zur Interpretation der Bilder 8-2 und 8-3 sollen einige Zahlenbeispiele exemplarisch wiedergegeben werden. Bei Zugrundelegung der dt. DWB lassen sich folgende Werte für die Eintrittshäufigkeit von Kollektivschäden größer oder gleich KS ablesen:

Tab. 8-4: Nach Häufigkeiten ausgewählte Punkte der komplementären Häufigkeitsverteilung für Frühschäden (dt. DWB) bei 25 Anlagen

Eintrittshäufigkeit pro Jahr	Kollektivschaden \geq KS	
	bei Berücksichtigung der FK1 ("Dampfexplosion") KS	ohne Berücksichtigung der FK1 ("Dampfexplosion") KS
1/ 100 000	2	< 1
1/ 1 000 000	200	120
1/ 10 000 000	1 400	870
1/ 100 000 000	4 400	2 500
1/1 000 000 000	11 000	4 300

In den Bildern sind alle ermittelten Ergebnisse bis zum maximalen Kollektivschaden eingezeichnet. Er ergibt sich als der größte Kollektivschaden, der in den Rechnungen über eine Gesamtheit von 629 280 simulierten Unfallabläufen nachgewiesen werden konnte. Dabei tritt der Maximalschaden bei einem Unfallablauf auf, der durch die ungünstigsten Bedingungen für Freisetzung, Wetterbedingungen und Bevölkerungsverteilung gekennzeichnet ist¹⁾.

Bei Berücksichtigung der Freisetzungskategorie FK1 (Dampfexplosion) beträgt der Maximalschaden ca. 14 500 Todesfälle (deutsche Dosis-Wirkungs-Beziehung). Der Maximalschaden wird hier von der Freisetzungskategorie FK1 selbst bestimmt, seine rechnerische Eintrittshäufigkeit beträgt $4,8 \cdot 10^{-10} \text{ a}^{-1}$.

Ohne Berücksichtigung der Freisetzungskategorie FK1 wird der maximale Kollektivschaden von der Freisetzungskategorie FK2 bestimmt, der Maximalschaden beträgt dabei ca. 5100 Todesfälle (deutsche Dosis-Wirkungs-Beziehung) bei einer rechnerischen Eintrittshäufigkeit von $1,4 \cdot 10^{-10} \text{ a}^{-1}$.

1) Um zu prüfen, ob jene Wetterabläufe, die die größten Kollektivschäden verursachen, durch die verwendeten 115 hinreichend repräsentiert sind, wurde die Anzahl der betrachteten Wetterabläufe erhöht. Dabei ergab sich kein höheres Maximum. Daraus kann geschlossen werden, daß die ausgewählten 115 Wetterabläufe hinreichend repräsentativ sind.

Große Fröhschäden treten auf, wenn sich große Freisetzungen an Standorten mit relativ hoher Besiedlungsdichte ereignen, der Wind in den Sektor der höchsten Bevölkerungsdichte weht und es im Nahbereich regnet, so daß es dort zu hohen Konzentrationswerten am Boden kommt.

Die Untersuchungen in WASH-1400 basieren auf den Gegebenheiten von 100 Anlagen. Die dort veröffentlichten Ergebnisse sind, normiert auf eine Anlage, bis zu einer Eintrittshäufigkeit von 10^{-9} a^{-1} ausgewiesen und für 100 Anlagen bis zu einer Eintrittshäufigkeit von $100 \cdot 10^{-9} \text{ a}^{-1} = 10^{-7} \text{ a}^{-1}$ angegeben. Diese untere Darstellungsgrenze wird begründet mit Argumenten der statistischen Genauigkeit von Stichproben. Sie ist in Bild 8-3 und allen folgenden komplementären Häufigkeitsverteilungen mit eingezeichnet.

8.1.2.2 Somatische Spätschäden (Todesfälle durch Leukämie und Krebs)

Somatische Spätschäden können bei der zugrundegelegten, durchgehend linearen, dosisleistungsunabhängigen Dosis-Risiko-Beziehung ohne Schwellenwert (siehe Abschnitt 7.5) bei allen Dosiswerten verursacht werden. Sie werden darum überall dort ermittelt,

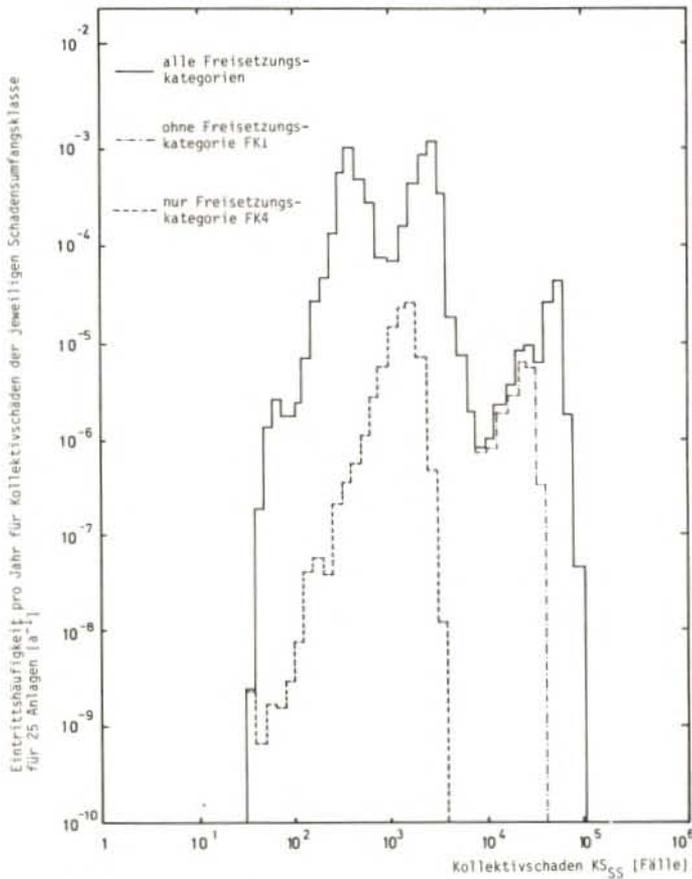


Bild 8-4: Klassenhäufigkeitsdichte der somatischen Spätschäden
 Als Beispiel einer Einzelkurve ist diejenige der Freisetzungskategorie FK4 mit eingezeichnet.

wo es durch den Aktivitätstransport zu einer Strahlenexposition der Bevölkerung kommt; ihr Auftreten ist deshalb weitreichender und nicht, wie bei den Frühschäden, auf den Nahbereich um einen Standort beschränkt (siehe Abschnitt 8.1.3). Als Konsequenz des Modells wird der Schadensumfang vorwiegend durch die große Anzahl von Personen, die eine kleine Dosis erhält, bestimmt.

Analog zu Bild 8-1 sind in Bild 8-4 Klassen-Häufigkeitsdichten für somatische Spätschäden dargestellt, wiederum mit und ohne Berücksichtigung der Freisetzungskategorie FK1 („Dampfexplosion“). Der Verlauf dieser Kurven ist wesentlich stärker gegliedert als der der entsprechenden Kurven für akute Todesfälle und weist mehrere Einzelmaxima auf.

Diese Feinstruktur resultiert aus der Addition der Häufigkeitsdichten der einzelnen Freisetzungskategorien. Der charakteristische Verlauf dieser Einzelkurven ist aus der als Beispiel eingezeichneten Kurve für die Freisetzungskategorie FK4 ersichtlich. Zwischen dem minimalen und dem maximalen Schadensumfang steigt die Eintrittshäufigkeit über einen weiten Bereich an. Dieser Kurvenverlauf erklärt sich aus der Tatsache, daß relativ geringe Aktivitätskonzentrationen in der Luft und am Boden wesentlich häufiger sind als hohe

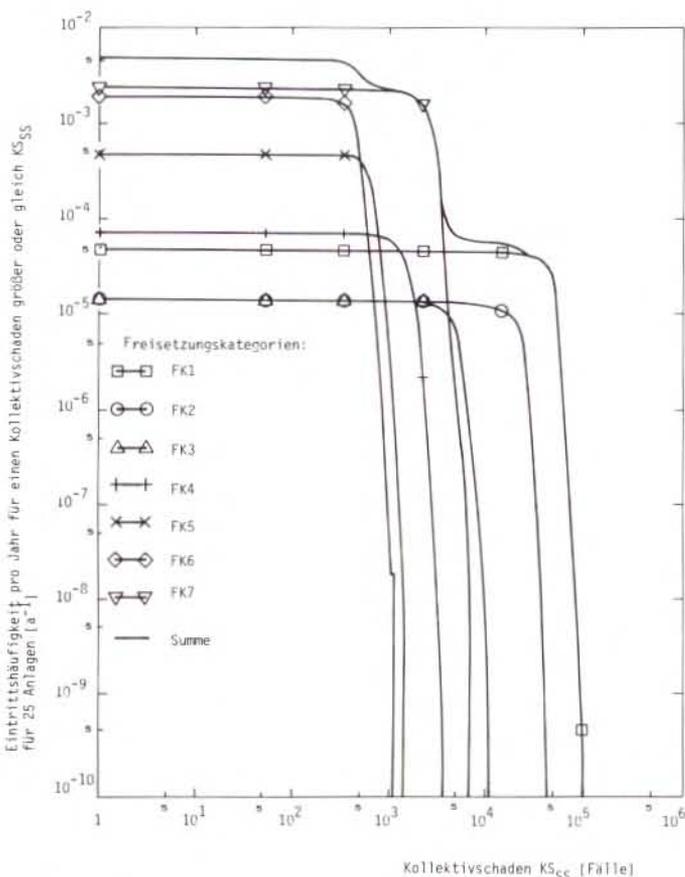


Bild 8-5: Komplementäre Häufigkeitsverteilungen der somatischen Spätschäden, aufgeschlüsselt nach den Freisetzungskategorien

Konzentrationen. Da aber bei geringen Konzentrationen der Umfang der Gegenmaßnahmen am kleinsten ist, resultieren daraus die größten Schadensumfänge.

Die komplementären Häufigkeitsverteilungen der Kollektivschäden sind, nach Unfallkategorien aufgeschlüsselt, in Bild 8-5 dargestellt. Die charakteristischen Größen dieser Verteilungen enthält Tabelle 8-5. Wie aus diesen Darstellungen hervorgeht, treten bei allen Unfallkategorien mit Ausnahme der Kategorie FK8 somatische Spätschäden auf. Bei FK8 war der höchste, rechnerisch ermittelte Kollektivschaden wesentlich kleiner als eins.

Tab. 8-5: Charakteristische Größen der komplementären Häufigkeitsverteilungen der somatischen Spätschäden (Kollektivschaden KS) für 25 Anlagen

Freisetzungskategorie	kleinster Kollektivschaden KS_{\min}	größter Kollektivschaden KS_{\max}	mittlerer Kollektivschaden $\overline{KS} (b c)^1$
FK1	3 200	104 000	49 000 (27,7 % 72,3 %)
FK2	1 000	44 000	22 000 (43,5 % 56,5 %)
FK3	160	11 300	5 000 (50,4 % 49,6 %)
FK4	30	3 700	1 600 (51,6 % 48,4 %)
FK5	160	1 500	660 (55,6 % 44,4 %)
FK6	80	1 200	420 (47,2 % 52,8 %)
FK7	130	7 000	2 400 (42,8 % 57,2 %)
FK8	0	< 1	0,02

¹⁾ Der kleinste und der größte Kollektivschaden (KS_{\min} und KS_{\max}) resultieren aus einem von $115 \cdot 36 \cdot 19 = 78\,660$ betrachteten Unfallabläufen.

²⁾ Bei b % der Fälle ist der Kollektivschaden kleiner als \overline{KS} , bei c % größer als \overline{KS} .

Auffällig ist – im Gegensatz zu den Frühschäden – das relativ kleine Verhältnis maximaler Kollektivschaden/mittlerer Kollektivschaden (siehe Tab. 8-5). Dies wird u. a. dadurch verursacht, daß der Umfang der somatischen Spätschäden aus folgenden Gründen nur relativ geringfügig variiert:

- Die zugrundegelegte Dosis-Risiko-Beziehung für somatische Spätschäden ist linear und ohne Schwellenwert. Dadurch kommt es weniger auf die durch die unterschiedlichen Wetterabläufe hervorgerufenen unterschiedlichen Konzentrationen, sondern auf die insgesamt abgelagerte Aktivität an. Diese ist, von gewissen Schwankungen in der Transportzeit abgesehen, im wesentlichen proportional zur freigesetzten Menge.
- Ein großer Anteil der somatischen Spätschäden wird durch die weiträumig transportierte Aktivität geringer Konzentration verursacht. Im Fernbereich ist die Aktivitätsfahne schon relativ breit und überstreicht weite Gebiete. Schwankungen in der Bevölkerungsdichte verlieren dadurch an Bedeutung.

In Bild 8-6 sind die Summenkurven der komplementären Häufigkeitsverteilungen für somatische Spätschäden dargestellt und zwar mit und ohne Berücksichtigung der Freisetzungskategorie FK1.

Zur Interpretation dieser Abbildung sollen einige Zahlenwerte exemplarisch wiedergegeben werden. Es lassen sich folgende Werte für die Eintrittshäufigkeit von Kollektivschäden größer oder gleich KS ablesen:

Tab. 8-6: Nach Häufigkeiten ausgewählte Punkte der komplementären Häufigkeitsverteilung für somatische Spätschäden bei 25 Anlagen.

Eintrittshäufigkeit pro Jahr	Kollektivschaden \geq KS	
	bei Berücksichtigung der FK1 ("Dampfexplosion") KS	ohne Berücksichtigung der FK1 ("Dampfexplosion") KS
1/ 190	1	1
1/ 1 000	2 700	2 700
1/ 10 000	3 900	3 900
1/ 100 000	54 000	20 000
1/ 1 000 000	65 000	31 000
1/ 10 000 000	72 000	36 000
1/ 100 000 000	83 000	41 000
1/1 000 000 000	94 000	44 000

In den Abbildungen sind alle Rechenergebnisse bis zum maximalen Kollektivschaden eingezeichnet. Dieser beträgt bei Berücksichtigung der Freisetzungskategorie FK1 („Dampfexplosion“) ca. 104 000 Todesfälle und ohne Berücksichtigung der Freisetzungskategorie FK1 ca. 44 000 Todesfälle. Zwar stimmen die rechnerischen Eintrittshäufigkeiten der maximalen Kollektivschäden mit denen der maximalen Frühschäden überein, jedoch ist zu bemerken, daß für die somatischen Spätschäden hohe Schadensausmaße bereits auch mit wesentlich höheren Eintrittshäufigkeiten ausgewiesen werden (siehe Tabelle 8-6).

In der Studie werden immer dann große Spätschäden ermittelt, wenn sich bei großen Freisetzungen aufgrund entsprechender Wetterbedingungen in relativ großen Gebieten Konzentrationswerte einstellen, die so niedrig sind, daß Schutz- und Gegenmaßnahmen bei den zugrundegelegten Kriterien nicht ausgelöst werden.

Aus Tabelle 8-7 wird deutlich, daß nur bei den Freisetzungskategorien FK1-FK3 die Spätschäden in größerem Ausmaß auf Personen entfallen, die Strahlendosen über 5 rem erhalten haben. Bei allen anderen Freisetzungskategorien, insbesondere bei FK7, die den größten Beitrag zum berechneten Risiko in der Schadensart somatische Spätschäden liefert (siehe auch Tabelle 8-14), resultieren etwa 90 % der errechneten Todesfälle aus einer unfallbedingten Strahlenbelastung, die kleiner ist, als die im Lauf des Lebens durch die natürliche Strahlenexposition bewirkte Strahlendosis.

Akute Todesfälle und somatische Spätschäden gleicher Häufigkeit dürfen nicht addiert werden, da jene Kollektivschäden, die bei den Verteilungen zur gleichen Häufigkeit beitragen, im allgemeinen zu verschiedenen Unfallabläufen gehören. Dies gilt im besonderen für große Kollektivschäden. In jenen Fällen, in denen die Anzahl der Frühschäden große Werte annimmt, ist die Anzahl der Spätschäden verhältnismäßig klein und umgekehrt.

Vergleich mit Todesfällen durch Leukämie und Krebs aufgrund natürlicher und zivilisatorischer Ursachen

Leukämie und Krebs treten auch ohne Strahleneinwirkung auf, so daß ein Vergleich mit der normalen Häufigkeit von Todesfällen durch Leukämie und Krebs aufgrund natürlicher und zivilisatorischer Ursache möglich ist.

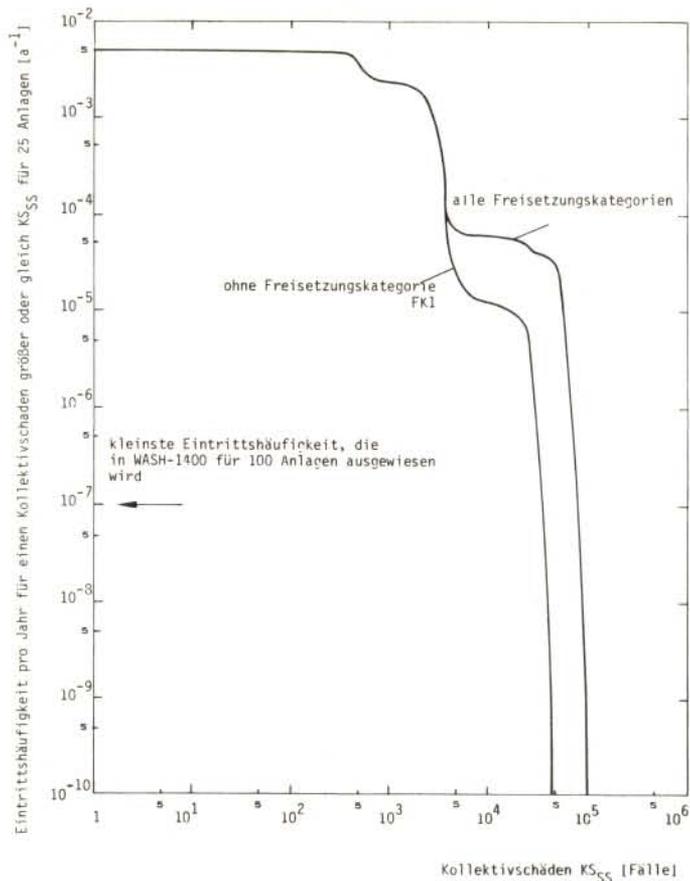


Bild 8-6: Komplementäre Häufigkeitsverteilung der somatischen Spätschäden

Tab. 8-7: Anteil der Todesfälle durch Krebs und Leukämie, die durch unfallbedingte Strahlendosen unter bzw. über 5 rem hervorgerufen werden.

Freisetzungskategorie	% der Todesfälle durch Strahlendosen	
	über 5 rem	unter 5 rem
FK1	95	5
FK2	67	33
FK3	33	67
FK4	11	89
FK5	5	95
FK6	2	98
FK7	11	89

Wie eingangs festgestellt, wird der Schadensumfang bei den in der Studie untersuchten Kernkraftwerksunfällen vorwiegend durch die kleinen Dosen bestimmt, die eine größere Bevölkerungsgruppe erhält. Insofern kann auch ein Vergleich mit den Todesfällen durch Leukämie und Krebs gezogen werden, die aufgrund der natürlichen Strahlenexposition unter Anwendung der gleichen Risiko-Dosis-Beziehung ermittelt werden.

Aufgrund des weitreichenden Aktivitätstransports tritt im Durchschnitt etwa die Hälfte der in der Studie berechneten Spätschäden außerhalb der Grenzen der Bundesrepublik Deutschland auf. Aus diesem Grunde ist es sinnvoll, diesen Vergleichen die Bevölkerung Europas zugrunde zu legen:

Der Anteil von Leukämie und Krebs an allen natürlichen und zivilisatorisch bedingten Todesursachen beträgt etwa 20 % [1]. Für die den Unfallüberlegungen zugrundeliegende derzeitige Bevölkerung Europas (670 Millionen Einwohner) ergibt sich folglich die Zahl von

$$6,7 \cdot 10^8 \cdot 0,2 = 1,34 \cdot 10^8$$

Todesfälle aufgrund dieser Ursache.

Bei einer mittleren Lebenserwartung von 71 Jahren [1] resultieren

$$6,7 \cdot 10^8 \cdot 0,2 \cdot \frac{1}{71} = 1,89 \cdot 10^6$$

Todesfälle pro Jahr mit Leukämie oder Krebs als Ursache.

Die Zahl der Todesfälle mit Leukämie und Krebs als Ursache, bedingt durch die natürliche Strahlenexposition von 0,1 rem/a während der mittleren Lebensdauer von 71 Jahren, errechnet sich bei 670 Millionen Einwohnern zu

$$6,7 \cdot 10^8 \cdot 0,1 \frac{\text{rem}}{\text{a}} \cdot 1,25 \cdot 10^{-4} \text{ rem}^{-1} \cdot 71 \text{ a} = 595 \text{ 000 Todesfälle}$$

mit

$$1,25 \cdot 10^{-4} \text{ rem}^{-1} = \text{Risikoeffizient bei Ganzkörperbelastung (siehe Abschnitt 7.3)}$$

Die natürliche Strahlenexposition eines Kalenderjahres verursacht demnach rein rechnerisch

$$6,7 \cdot 10^8 \cdot 0,1 \cdot 1,25 \cdot 10^{-4} \text{ rem}^{-1} = 8 \text{ 400 Todesfälle pro Jahr}$$

mit Leukämie oder Krebs als Ursache.

Dabei wurde die in der Studie angewandte Dosis-Risiko-Beziehung für somatische Spätschäden zugrundegelegt.

Die in den Tabellen 8-5 und 8-6 sowie in den Bildern 8-4 bis 8-6 angegebenen Zahlenwerte für Kollektivschäden und Eintrittshäufigkeiten sind also zu vergleichen mit den

$$1,89 \text{ Mio. Todesfällen pro Jahr}$$

durch Leukämie oder Krebs aufgrund natürlicher oder zivilisatorischer Ursachen und den

$$8 \text{ 400 Todesfällen pro Jahr}$$

durch Leukämie oder Krebs aufgrund der natürlichen Strahlenexposition, errechnet mit der Dosis-Risiko-Beziehung der Studie¹⁾).

Ein Vergleich des Risikos²⁾ für Tod durch Leukämie oder Krebs aufgrund natürlicher und zivilisatorischer Ursachen mit dem Risiko für Tod durch Kernkraftwerksunfälle bei 25 Anlagen wird in Abschnitt 8.1.3 gezogen.

Einschränkend sei bemerkt, daß diesem Vergleich 25 Kernkraftwerke mit Standorten in der Bundesrepublik Deutschland zugrundegelegt wurden. Vervollständigt werden kann das Bild erst dann, wenn entsprechende Untersuchungen auch für die in den übrigen Ländern Europas betriebenen Kernkraftwerke vorliegen.

8.1.2.3 Genetische Belastung (Genetisch signifikante Kollektivdosis)

Auf die Darstellung der Klassen-Häufigkeitsdichten sowie der nach Freisetzungskategorien aufgeschlüsselten komplementären Häufigkeitsverteilungen wurde hier verzichtet (siehe Fachband), da diese ein den somatischen Spätschäden (Bilder 8-4 und 8-5) analoges Bild liefern. Die charakteristischen Größen dieser Einzelverteilungen sind in Tabelle 8-8 aufgelistet.

Tab. 8-8: Charakteristische Größen der komplementären Häufigkeitsverteilungen der genetisch signifikanten Kollektivdosen unter Berücksichtigung von 25 Anlagen

Freisetzungskategorie	kleinste Kollektivdosis KD_{\min} [man·rem]	größte Kollektivdosis KD_{\max} [man·rem]	mittlere Kollektivdosis \overline{KD} (b c) ¹⁾ [man·rem]
FK1	$20,0 \cdot 10^6$	$420 \cdot 10^6$	$260 \cdot 10^6$ (35,1 % 64,9 %)
FK2	$6,3 \cdot 10^6$	$280 \cdot 10^6$	$140 \cdot 10^6$ (44,1 % 55,9 %)
FK3	$0,6 \cdot 10^6$	$78 \cdot 10^6$	$32 \cdot 10^6$ (49,2 % 50,8 %)
FK4	$0,2 \cdot 10^6$	$23 \cdot 10^6$	$8,2 \cdot 10^6$ (55,5 % 44,5 %)
FK5	$0,3 \cdot 10^6$	$10 \cdot 10^6$	$2,8 \cdot 10^6$ (56,8 % 43,2 %)
FK6	$0,2 \cdot 10^6$	$7 \cdot 10^6$	$1,3 \cdot 10^6$ (61,5 % 38,5 %)
FK7	$1,0 \cdot 10^6$	$54 \cdot 10^6$	$18 \cdot 10^6$ (50,5 % 49,5 %)
FK8	$< 1 \cdot 10^3$	$1 \cdot 10^3$	$0,14 \cdot 10^3$

¹⁾ Bei b % der Fälle ist die Kollektivdosis kleiner als \overline{KD} , bei c % größer als \overline{KD}

- 1) Betrachtet man nur die Verhältnisse in der Bundesrepublik Deutschland, so sind die oben angegebenen Zahlen für Todesfälle durch Leukämie oder Krebs aufgrund natürlicher oder zivilisatorischer Ursachen bzw. aufgrund der natürlichen Strahlenexposition durch 11 zu teilen.
- 2) Die Definition des Begriffs „Risiko“ geschah in Kapitel 2.

Die bei diesen Freisetzungskategorien im Laufe mehrerer Jahrzehnte nach dem Unfall im Mittel auftretenden genetisch signifikanten Kollektivdosen sind nachstehend tabelliert:

Tab. 8-9: Mittlere genetisch signifikante Kollektivdosis bei verschiedenen Freisetzungskategorien

Freisetzungskategorie	Mittlere genetisch signifikante Kollektivdosis (man-rem)
FK1	$2,6 \cdot 10^8$
FK2	$1,4 \cdot 10^8$
FK3	$3,2 \cdot 10^7$
FK4	$8,2 \cdot 10^6$
FK5	$2,8 \cdot 10^6$
FK6	$1,3 \cdot 10^6$
FK7	$1,8 \cdot 10^7$
FK8	$1,4 \cdot 10^2$

In Bild 8-7 sind die Summenkurven der Häufigkeitsverteilungen dargestellt und zwar mit und ohne Berücksichtigung der Freisetzungskategorie FK1 („Dampfexplosion“). Die Interpretation dieses Bildes folgt der Interpretation des entsprechenden Bildes für die Spätschäden. Es sind alle Rechenergebnisse bis zur errechneten maximalen genetisch signifikanten Kollektivdosis eingezeichnet. Diese beträgt bei Berücksichtigung der Freisetzungskategorie FK1 ca. $4,2 \cdot 10^8$ man-rem und ohne Berücksichtigung der Freisetzungskategorie FK1 ca. $2,8 \cdot 10^8$ man-rem. Die Eintrittshäufigkeit der maximalen genetisch signifikanten Kollektivdosis ergibt sich in Analogie zu den Überlegungen bei den Frühschäden. Wie bei den somatischen Spätschäden werden immer dann große genetisch signifikante Kollektivdosen errechnet, wenn sich bei großen Freisetzungen aufgrund entsprechender Wetterbedingungen in relativ großen Gebieten Konzentrationswerte einstellen, die so niedrig sind, daß Schutz- und Gegenmaßnahmen bei den zugrundeliegenden Kriterien nicht ausgelöst werden.

Vergleich mit der natürlichen genetisch signifikanten Kollektivdosis

Mit der gleichen, in Abschnitt 8.1.2.2 „Somatische Spätschäden“ gegebenen Begründung – die Kollektivdosis wird im wesentlichen durch kleine Dosen bestimmt, die eine größere Bevölkerung erhält – kann auch hier ein Vergleich mit den genetisch signifikanten Kollektivdosen aufgrund der natürlichen Strahlenexposition gezogen werden.

Die natürliche genetisch signifikante Kollektivdosis der derzeit in Europa lebenden Bevölkerung beträgt aufgrund der mittleren natürlichen Strahlenexposition von 0,1 rem/a

$$6,7 \cdot 10^8 \cdot 0,1 \frac{\text{rem}}{\text{a}} = 6,7 \cdot 10^7 \text{ man-rem pro Jahr.}$$

Die in den Tabellen 8-8 und 8-9 angegebenen Rechenergebnisse für die genetisch signifikante Kollektivdosis und ihre Eintrittshäufigkeit sind also zu vergleichen mit diesem Zahlenwert.

Ein Vergleich der Erwartungswerte für die natürliche genetisch signifikante Kollektivdosis mit dem Erwartungswert für die genetisch signifikante Kollektivdosis durch Kernschmelzunfälle bei 25 Anlagen wird in Abschnitt 8.1.3 gezogen.

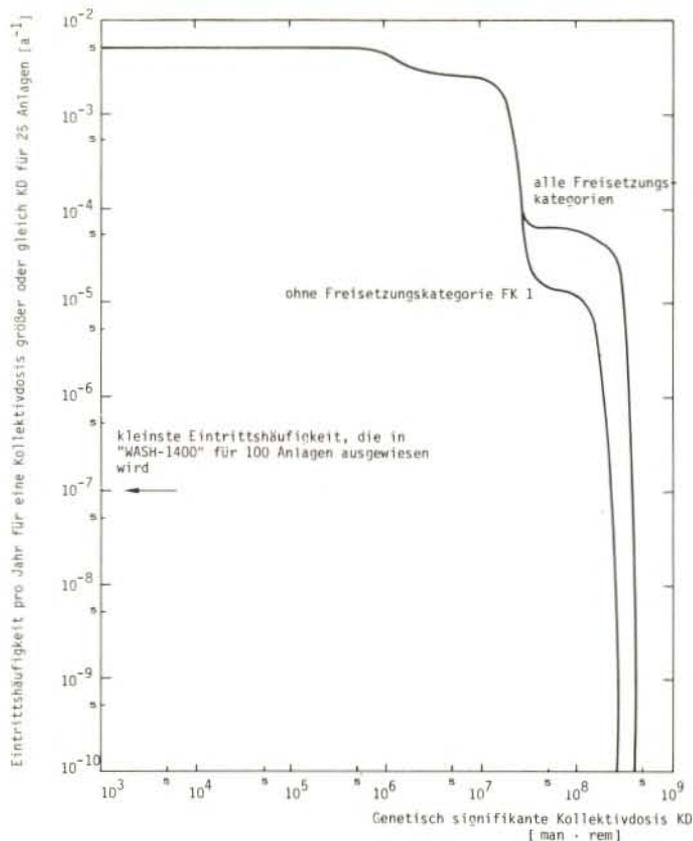


Bild 8-7: Komplementäre Häufigkeitsverteilung der genetisch signifikanten Kollektivdosis

Die gleiche Einschränkung wie im Abschnitt 8.1.2.2 „Somatische Spätschäden“, die bezüglich der in europäischen Nachbarländern befindlichen Kernkraftwerke gemacht wurde, ist auch hier gültig.

8.1.2.4 Von den Gegenmaßnahmen „Evakuierung“, „Schnelle Umsiedlung“ und „Umsiedlung“ betroffene Flächen und Personen

Im Abschnitt 7.4 „Modell der Schutz- und Gegenmaßnahmen“ werden u. a. die Gegenmaßnahmen

- Evakuierung (Gebiet A)
- Schnelle Umsiedlung (Gebiete B₁ und B₂)
- Umsiedlung (Gebiet C)

beschrieben. Die Rechenergebnisse für die von diesen Maßnahmen betroffenen Flächen und Personen wurden in der üblichen Weise in Form der komplementären Häufigkeitsverteilungen ermittelt. Charakteristische Größen sind in den Tabellen 8-10 bis 8-12 zusammengestellt.

Evakuierung (Gebiet A)

In der Studie wird davon ausgegangen, daß bei allen hier betrachteten Freisetzungen die Evakuierung durchgeführt wird, und zwar in einem in seinen Abmessungen festgelegten

Gebiet der Fläche $F = 33,3 \text{ km}^2$. Die zu evakuierende Bevölkerung beträgt in 2/3 der Fälle weniger als 6 800 Personen. Weitere Details können der Tabelle 8-10 entnommen werden.

Schnelle Umsiedlung (Gebiete B_1 und B_2)

Die charakteristischen Größen der komplementären Häufigkeitsverteilungen für die von dieser Gegenmaßnahme betroffenen Flächen und Personen sind in Tabelle 8-11 aufgelistet. Aus dieser Tabelle geht hervor, daß nur bei den Freisetzungskategorien FK1, FK2 und FK3 außerhalb des Gebietes A Strahlendosen auftreten können, welche nach den Festlegungen der Studie zur Auslösung einer „schnellen Umsiedlung“ führen.

Tab. 8-10: Charakteristische Größen der komplementären Häufigkeitsverteilungen für die von der Gegenmaßnahme „Evakuierung“ (Gebiet A) betroffenen Flächen F und Personen P

Freisetzungskategorie	Wahrscheinlichkeit für $F > 0$ bzw. $P > 0$	Flächen F [km^2]			Personen P		
		kleinste Fläche F_{\min}	größte Fläche F_{\max}	mittlere Fläche \bar{F}	kleinste Personenzahl P_{\min}	größte Personenzahl P_{\max}	mittlere Personenzahl \bar{P} (b c) ¹⁾
FK1 . . FK8	100 %		33,3		360	42 000	6 800 (ca.60 % ca.40 %)

¹⁾ Bei b % der Fälle ist die Personenzahl kleiner als \bar{P} , bei c % größer als \bar{P} .

Alle in dieser Tabelle angegebenen Wahrscheinlichkeiten sind bedingte Wahrscheinlichkeiten, d.h., es wurde eine Freisetzung vorausgesetzt.

Unter Berücksichtigung der Summen-Eintrittshäufigkeit der Freisetzungskategorien mit vorangegangenem Kernschmelzen FK1 bis FK6 bedeutet dies, daß es nur bei 1 % der Freisetzungen dieser Kategorien zur Ausbildung des Gebietes $B_1 + B_2$ kommt.

Weitere Details können der Tabelle 8-11 entnommen werden.

Umsiedlung (Gebiet C)

Die charakteristischen Größen der komplementären Häufigkeitsverteilungen für die von dieser Gegenmaßnahme betroffenen Flächen und Personen sind in Tabelle 8-12 zusammengestellt.

Aus dieser Tabelle geht hervor, daß es bei allen Freisetzungskategorien mit Ausnahme von FK8 Wetterabläufe gibt, bei denen potentielle Strahlendosen auftreten können, die höher sind, als diejenigen, die als Kriterium für Umsiedlung angenommen wurden.

Unter Berücksichtigung der Summen-Eintrittshäufigkeit der Freisetzungskategorien mit vorangegangenem Kernschmelzen FK1 bis FK6 (Tab. 8-1) bedeutet dies, daß es nur bei 9 % der Freisetzungen dieser Kategorien zur Ausbildung eines Gebiets C kommt.

Wie die Tabelle 8-12 zeigt, führt das in der Studie zugrundegelegte Kriterium für die Gegenmaßnahme Umsiedlung im Extremfall zu einem sehr großen Personenkreis, der von dieser Maßnahme betroffen wäre. Da derart große Personenzahlen nur in Großstädten und Ballungsgebieten erreicht werden, sind die angegebenen Zahlen aus den folgenden Gründen zu hoch:

Tab. 8-11: Charakteristische Größen der komplementären Häufigkeitsverteilung für die von der Gegenmaßnahme „Schnelle Umsiedlung“ (Gebiete B₁ und B₂) betroffenen Flächen F und Personen P

Freisetzungskategorie	Eintrittshäufigkeit pro Jahr der Ausbildung der Gebiete B ₁ und B ₂ für 25 Anlagen	Wahrscheinlichkeit der Ausbildung eines Gebiets B ₁ + B ₂ bei stattgefundener Freisetzung	Betroffene Flächen F [km ²]			Personen P		
			kleinste Fläche	größte Fläche	mittlere Fläche	kleinste Personenzahl	größte Personenzahl ¹⁾	mittlere Personenzahl
			F _{min} (a) ¹⁾	F _{max}	F̄ (b c) ²⁾	P _{min} (a) ¹⁾	P _{max}	P̄ (b c) ²⁾
FK1	$1,9 \cdot 10^{-5}$	37,8 %	0 (62,2 %)	379	20 (80,5 % 19,5 %)	0 (62,2 %)	1 010 000	5 200 (83,7 % 16,3 %)
FK2	$6,2 \cdot 10^{-6}$	41,3 %	0 (58,7 %)	125	7,8 (77,4 % 22,6 %)	0 (58,7 %)	280 000	2 200 (81,2 % 18,8 %)
FK3	$7,2 \cdot 10^{-7}$	4,9 %	0 (95,1 %)	4	0,2 (95,1 % 4,9 %)	0 (95,1 %)	18 500	55 (95,4 % 4,6 %)
FK4	0	0 %						
FK5	0	0 %						
FK6	0	0 %						
FK7	0	0 %						
FK8	0	0 %						

¹⁾ a % der Ergebnisse führen zur kleinsten Fläche F_{min} bzw. zur kleinsten Personenzahl P_{min}.

²⁾ Bei b % der Fälle ist die Fläche kleiner als F̄ bzw. die Personenzahl kleiner als P̄, bei c % größer als F̄ bzw. größer als P̄.

Tab. 8-12: Charakteristische Größen der komplementären Häufigkeitsverteilungen für die von der Gegenmaßnahme „Umsiedlung“ (Gebiet C) betroffenen Flächen F und Personen P

Freisetzungskategorie	Eintrittshäufigkeit pro Jahr der Ausbildung eines Gebiets C für 25 Anlagen	Wahrscheinlichkeit der Ausbildung eines Gebiets C bei stattgefundener Freisetzung	Betroffene Flächen F [km ²]			Personen P		
			kleinste Fläche	größte Fläche	mittlere Fläche	kleinste Personenzahl	größte Personenzahl	mittlere Personenzahl
			F _{min} (a) ¹⁾	F _{max}	\bar{F} (b c) ²⁾	P _{min} (a) ¹⁾	P _{max}	\bar{P} (b c) ²⁾
FK1	$5 \cdot 10^{-5}$	ca. 100 %	0 (<0,1 %)	5 680	680 (65,7 % 34,3 %)	0 (<0,1 %)	2 910 000	180 000 (69,8 % 30,2 %)
FK2	$1,5 \cdot 10^{-5}$	ca. 100 %	0 (<0,1 %)	1 950	340 (65,0 % 35,0 %)	0 (<0,1 %)	2 400 000	90 000 (71,9 % 28,1 %)
FK3	$1,4 \cdot 10^{-5}$	92,9 %	0 (7,1 %)	230	30 (68,2 % 31,8 %)	0 (7,1 %)	660 000	7 600 (76,7 % 23,3 %)
FK4	$4,5 \cdot 10^{-5}$	58,3 %	0(41,7 %)	13	2,7 (58,0 % 42,0 %)	0(41,7 %)	36 000	600 (77,3 % 22,7 %)
FK5	$9,3 \cdot 10^{-5}$	18,4 %	0(81,6 %)	2	0,3 (87,0 % 13,0 %)	0(81,6 %)	9 100	50 (51,1 % 48,9 %)
FK6	$1,1 \cdot 10^{-5}$	0,6 %	0(99,4 %)	2	0,01	0(99,4 %)	7 600	2 (99,4 % 0,6 %)
FK7	$1,7 \cdot 10^{-3}$	66,5 %	0(33,5 %)	49	4,7 (75,0 % 25,0 %)	0(33,5 %)	150 000	1 100 (78,4 % 21,6 %)
FK8	0	0 %						

¹⁾ a % der Ergebnisse führen zur kleinsten Fläche F_{min} bzw. zur kleinsten Personenzahl P_{min}.

²⁾ Bei b % der Fälle ist die Fläche kleiner als \bar{F} bzw. die Personenzahl kleiner als \bar{P} , bei c % größer als \bar{F} bzw. größer als \bar{P} .

- In der Studie werden Abschirmfaktoren verwendet, die für eine durchschnittliche Mischung großer, mittlerer und kleiner Häuser gelten. Im Gegensatz dazu herrschen in Großstädten und Ballungsgebieten große, mehrstöckige Häuser vor, die eine bessere Abschirmung bieten.
- Derart große Personenzahlen ergeben sich bei den Rechnungen bevorzugt – wenn nicht gar ausschließlich – in Verbindung mit Regenfällen. In dicht besiedelten Gebieten mit großen Dach-, Beton- und Asphaltflächen fließt mit dem Regenwasser ein großer Teil der Aktivität in die Kanalisation und befindet sich damit auf einem viel weniger effektiven Belastungspfad. Die Studie enthält kein Regenablaufmodell, berücksichtigt diesen Effekt also nicht.
- Die Studie sieht dann die Umsiedlung vor, wenn auch nach der Dekontamination die in 30 Jahren bei normaler Tätigkeit akkumulierte Ganzkörperdosis 12,5 rad übersteigt (25 rad potentielle Ganzkörperdosis). Dieser Wert entspricht dem 2-fachen Jahresdosisgrenzwert für beruflich exponierte Personen und ist damit relativ niedrig. Es wird im Verlauf der Phase B der vorliegenden Studie nochmals zu überlegen sein, ob für Bevölkerungsbewegungen derart großen Ausmaßes ein so niedriger Auslösewert gerechtfertigt ist.

Die beiden zuerst genannten Mängel des Modells haben in Großstädten und Ballungsräumen eine Überschätzung der Dosen zur Folge. Ihre Behebung führt ohne Änderung des Gegenmaßnahmenmodells zu einer geringeren Anzahl betroffener Personen. Darüber hinaus erscheint aber auch eine Überprüfung des zugrundegelegten Kriteriums für die Umsiedlung angezeigt.

8.1.3 Kollektiv- und Individualrisiken sowie Erwartungswerte von Kollektivdosen

Neben den in Abschnitt 8.1.2 dargestellten komplementären Häufigkeitsverteilungen und Klassen-Häufigkeitsdichten von Kollektivschäden und Kollektivdosen sind die Erwartungswerte dieser Größen von Interesse.

Der Erwartungswert für den Kollektivschaden $\langle KS \rangle^1$ (das ist das Risiko; siehe Kapitel 2) gibt den pro Reaktorbetriebsjahr im Mittel auftretenden Kollektivschaden an, der Erwartungswert für die Kollektivdosis $\langle KD \rangle$ die im Mittel auftretende Kollektivdosis.

Der Erwartungswert für den Kollektivschaden (Kollektivrisiko) durch Kernkraftwerksunfälle bei 25 Anlagen $\langle KS^{25} \rangle$ (bzw. für die Kollektivdosis $\langle KD^{25} \rangle$) wird durch Aufsummierung der mit den Eintrittshäufigkeiten gewichteten Kollektivschäden (bzw. Kollektivdosen) gebildet. Die Aufsummierung erfolgt über alle Unfallsituationen, d. h. über alle Freisetzungskategorien, Wettersituationen und Bevölkerungsverteilungen.

In Tabelle 8-13 sind die so ermittelten Erwartungswerte für den Kollektivschaden und für die Kollektivdosis nach den einzelnen Freisetzungskategorien aufgeschlüsselt angegeben. Danach beträgt das Gesamtrisiko für akuten Tod

$$\langle KS_{FS}^{25} \rangle = 1 \cdot 10^{-3} \text{ pro Jahr,}$$

für Leukämie oder Krebs

$$\langle KS_{SS}^{25} \rangle = 10,1 \text{ pro Jahr.}$$

1) Der Erwartungswert für den Kollektivschaden wird auch als Kollektivrisiko bezeichnet.

Der Gesamterwartungswert für die genetische Belastung beträgt

$$\langle \text{KD}^{25} \rangle = 6,6 \cdot 10^4 \text{ man-rem pro Jahr.}$$

Tab. 8-13: Kollektivrisiken und Erwartungswerte der Kollektivdosen für 25 Anlagen

Freisetzungskategorie	Kollektivrisiko $\langle \text{KS}^{25} \rangle [\text{a}^{-1}]$			Im Mittel auftretende genetisch signifikante Kollektivdosis $\langle \text{KD}^{25} \rangle$ [man rem a ⁻¹]
	Frühschäden $\langle \text{KS}_{\text{FS}}^{25} \rangle$ (dt. DWB)	(am. DWB)	Somatische Spätschäden $\langle \text{KS}_{\text{SS}}^{25} \rangle$	
FK1	$4,7 \cdot 10^{-4}$	$4,1 \cdot 10^{-4}$	2,4	$1,3 \cdot 10^4$
FK2	$4,8 \cdot 10^{-4}$	$4,3 \cdot 10^{-4}$	$3,3 \cdot 10^{-1}$	$2,1 \cdot 10^3$
FK3	$3,1 \cdot 10^{-5}$	$2,5 \cdot 10^{-5}$	$7,4 \cdot 10^{-2}$	$4,8 \cdot 10^2$
FK4	$2,9 \cdot 10^{-5}$	$2,3 \cdot 10^{-5}$	$1,2 \cdot 10^{-1}$	$6,2 \cdot 10^2$
FK5	0	0	$3,3 \cdot 10^{-1}$	$1,4 \cdot 10^3$
FK6	0	0	$8,4 \cdot 10^{-1}$	$2,6 \cdot 10^3$
FK7	0	0	6,0	$4,6 \cdot 10^4$
FK8	0	0	$4,8 \cdot 10^{-4}$	3,4
Summe	$1,0 \cdot 10^{-3}$	$8,9 \cdot 10^{-4}$	10,1	$6,6 \cdot 10^4$
Summe ohne FK1	$5,4 \cdot 10^{-4}$	$4,8 \cdot 10^{-4}$	7,7	$5,3 \cdot 10^4$

Die einzelnen Freisetzungskategorien FK tragen dabei mit folgenden Anteilen zu den Gesamtwerten bei:

Tab. 8-14: Relative Anteile der Freisetzungskategorien an den Erwartungswerten

Freisetzungskategorie	Risiko in Schadensart		
	akute Todesfälle	somatische Spätschäden	genetisch signifikante Dosis
FK1	46,5 %	24,0 %	19,9 %
FK2	47,5 %	3,3 %	3,1 %
FK3	3,1 %	0,7 %	0,7 %
FK4	2,9 %	1,2 %	0,9 %
FK5		3,3 %	2,1 %
FK6		8,3 %	3,9 %
FK7		59,3 %	69,3 %
FK8		$5 \cdot 10^{-3}$ %	$5 \cdot 10^{-3}$ %

Aus dieser Zusammenstellung wird ersichtlich, daß die Freisetzungskategorien FK1 und FK7 die größten Anteile am Kollektivrisiko durch somatische Spätschäden und an den genetisch signifikanten Dosen stellen. Dabei resultiert der Hauptbeitrag aus Freisetzungskategorie FK7. Störfälle, die in Freisetzungskategorie FK7 fallen, können dann auftreten, wenn bei einem Kühlmittelverluststörfall, der durch die Notkühlsysteme soweit be-

herrscht wird, daß kein größerer Schaden an den Brennelementen erwartet wird, ein Ausfall des Lüftungsabschlusses des Sicherheitsbehälters unterstellt wird. Wie in Kapitel 6 näher ausgeführt, wurde die Häufigkeit für diese Freisetzungskategorie zu $3 \cdot 10^{-7}$ pro Anlage und Jahr ermittelt. Wie dort weiter erwähnt, wurde entsprechend der Aufgabensstellung für die Phase A der Studie wie in WASH-1400 ein 10 %-iger Übertrag der Freisetzungshäufigkeit der benachbarten Freisetzungskategorie FK8 durchgeführt. Dies bedeutet für die Freisetzungskategorie FK7, daß unabhängig von der detaillierten Analyse die Freisetzungshäufigkeit um über zwei Größenordnungen erhöht wurde. Geht man von der Häufigkeit der durch die Notkühleinrichtung beherrschten Kühlmittelverluststürfälle aus, die in der Studie mit $1 \cdot 10^{-3} \text{ a}^{-1}$ ausgewiesen wurde, so läßt sich dieses Ergebnis so interpretieren, daß bei jedem zehnten Kühlmittelverluststurzfall ein Versagen des Gebäudeabschlusses postuliert wird. Weder die Betriebserfahrungen noch die detaillierte Systemanalyse zeigen, daß eine derartig pessimistische Annahme gerechtfertigt wäre.

Würde man z. B. davon ausgehen, daß der Lüftungsabschluß nur in 1 von 100 beherrschten Kühlmittelverluststürfällen ausfällt, so würde sich allein dadurch der Erwartungswert für die Spätschäden um die Hälfte reduzieren. Es wird daher notwendig sein, im Rahmen der Phase B dieser Studie diesen Sachverhalt realistischer zu berücksichtigen.

Die für somatische Spätschäden ermittelten unfallbedingten Kollektivrisiken können mit den Erwartungswerten für Leukämie und Krebs aufgrund natürlicher und zivilisatorischer Ursachen verglichen werden.

Dem Kollektivrisiko für Tod durch Leukämie und Krebs aufgrund von Kernkraftwerksunfällen bei 25 Anlagen von

$$\langle \text{KS}_{\text{SS}}^{25} \rangle = 10,1 \text{ pro Jahr}$$

stehen die Erwartungswerte für Leukämie und Krebs aufgrund von natürlichen und zivilisatorischen Ursachen von

$$\langle \text{KS}_{\text{nat}} \rangle = 1\,890\,000 \text{ pro Jahr (siehe Abschnitt 8.1.2.2)}$$

bzw. aufgrund der natürlichen Strahlenexposition von

$$\langle \text{KS}_{\text{nat rad}} \rangle = 8\,400 \text{ pro Jahr (siehe Abschnitt 8.1.2.2)}$$

gegenüber.

Der Erwartungswert für die genetisch signifikante Kollektivdosis aufgrund von Kernkraftwerksunfällen bei 25 Anlagen von

$$\langle \text{KD}^{25} \rangle = 6,6 \cdot 10^4 \text{ man-rem pro Jahr}$$

ist mit dem Erwartungswert für die genetisch signifikante Kollektivdosis aufgrund der natürlichen Strahlenexposition von

$$\langle \text{KD}_{\text{nat rad}} \rangle = 6,7 \cdot 10^7 \text{ man-rem pro Jahr (siehe Abschnitt 8.1.2.3)}$$

zu vergleichen.

Aus dieser Gegenüberstellung wird deutlich, daß die ermittelten Kollektivrisiken aufgrund von Kernkraftwerksunfällen bei 25 Anlagen um mehrere Größenordnungen unter denen der natürlichen Strahlenexposition liegen.

Zusätzlich zu den Kollektivrisiken wurden die abstandsabhängigen mittleren Individualrisiken berechnet.

Das mittlere Individualrisiko (Erwartungswert für den Individualschaden $\langle S \rangle$) gibt den pro Reaktorbetriebsjahr im Mittel auftretenden Individualschaden an. Es versteht sich als Mittelwert über alle im gleichen Abstand von einem Kernkraftwerk befindlichen Personen einer Bevölkerungsgruppe.

Das abstandsabhängige Individualrisiko ist ein *auf eine Anlage* normierter Erwartungswert gebildet aus den mit den Eintrittshäufigkeiten gewichteten ortsabhängigen Individualschäden. Dabei wurden wiederum alle Freisetzungskategorien sowie Wetterabläufe und Bevölkerungsverteilungen berücksichtigt.

In den Bildern 8-8 und 8-9 sind die abstandsabhängigen Individualrisiken für Früh- und Spätschäden nach den Freisetzungskategorien aufgeschlüsselt dargestellt. Die Kurven für die einzelnen Freisetzungskategorien verlaufen näherungsweise parallel. Aus den bereits in Abschnitt 8.1.2.1 geschilderten Gründen sind Frühschäden auf den Nahbereich um den Standort beschränkt. Sie zeigen deshalb einen mit zunehmender Entfernung besonders

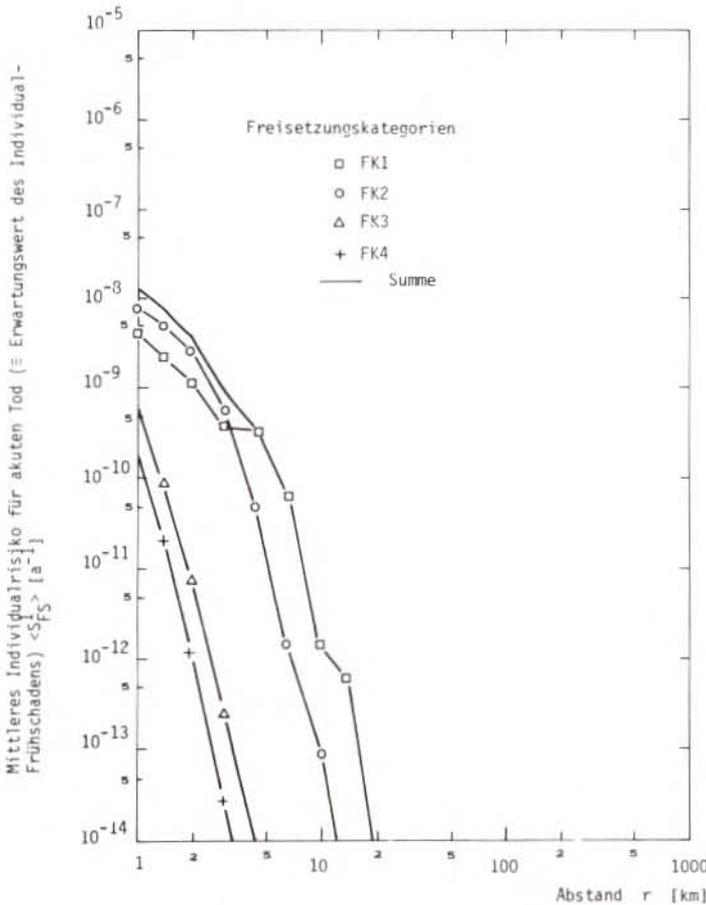


Bild 8-8: Abstandsabhängige Erwartungswerte von Individual-Frühschäden (= mittleres Individualrisiko für akuten Tod), normiert auf eine Anlage, aufgeschlüsselt nach den Freisetzungskategorien (dt. DWB)

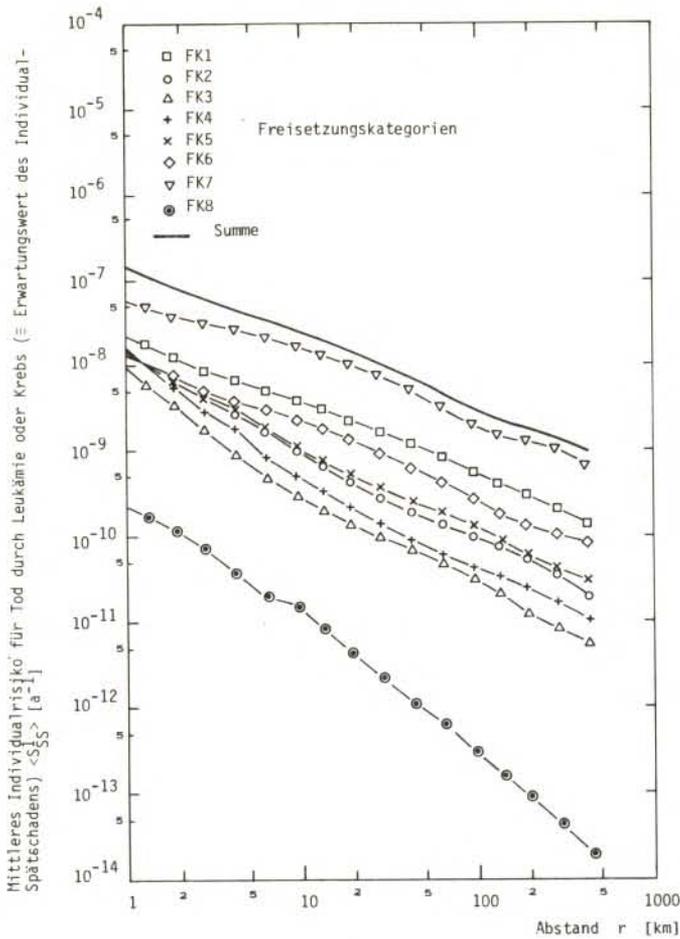


Bild 8-9: Abstandsabhängige Erwartungswerte von Individual-Spätchäden (= mittleres Individualrisiko für Tod durch Leukämie oder Krebs), normiert auf eine Anlage, aufgeschlüsselt nach den Freisetzungskategorien

steilen Abfall. Weniger steil, nämlich etwa umgekehrt proportional zur Entfernung, nimmt der Erwartungswert für Spätchäden ab.

In Bild 8-10 sind die Summenkurven der Individualrisiken dargestellt und zwar mit und ohne Berücksichtigung der Freisetzungskategorie FK1 („Dampfexplosion“). Wie aus dieser Abbildung ersichtlich, liegen die Individualrisiken für akuten Tod weit unter denen für Tod durch Leukämie oder Krebs.

Das in Bild 8-10 dargestellte abstandsabhängige Individualrisiko für Spätchäden kann mit dem ortsunabhängigen Erwartungswert für Leukämie und Krebs aufgrund natürlicher und zivilisatorischer Ursachen in Beziehung gesetzt werden. Dieser beträgt bei einer mittleren Lebenserwartung von 71 Jahren

$$\langle S_{\text{nat}} \rangle = 0,2 \cdot \frac{1}{71a} = 2,8 \cdot 10^{-3} \text{ pro Jahr (siehe Abschnitt 8.1.2.2).}$$

Der Erwartungswert für Leukämie und Krebs aufgrund der natürlichen Strahlenexposition beträgt

$$\langle S_{\text{nat rad}} \rangle = 0,1 \frac{\text{rem}}{\text{a}} \cdot 1,25 \cdot 10^{-4} \text{ rem}^{-1} = 1,25 \cdot 10^{-5} \text{ pro Jahr}$$

(Siehe Abschnitt 8.1.2.2).

Diese Werte sind ebenfalls in Bild 8-10 eingezeichnet. Wie ersichtlich, liegen die unfallbedingten Individualrisiken um mehrere Zehnerpotenzen unter den Erwartungswerten für Leukämie und Krebs aufgrund natürlicher und zivilisationsbedingter Ursachen.

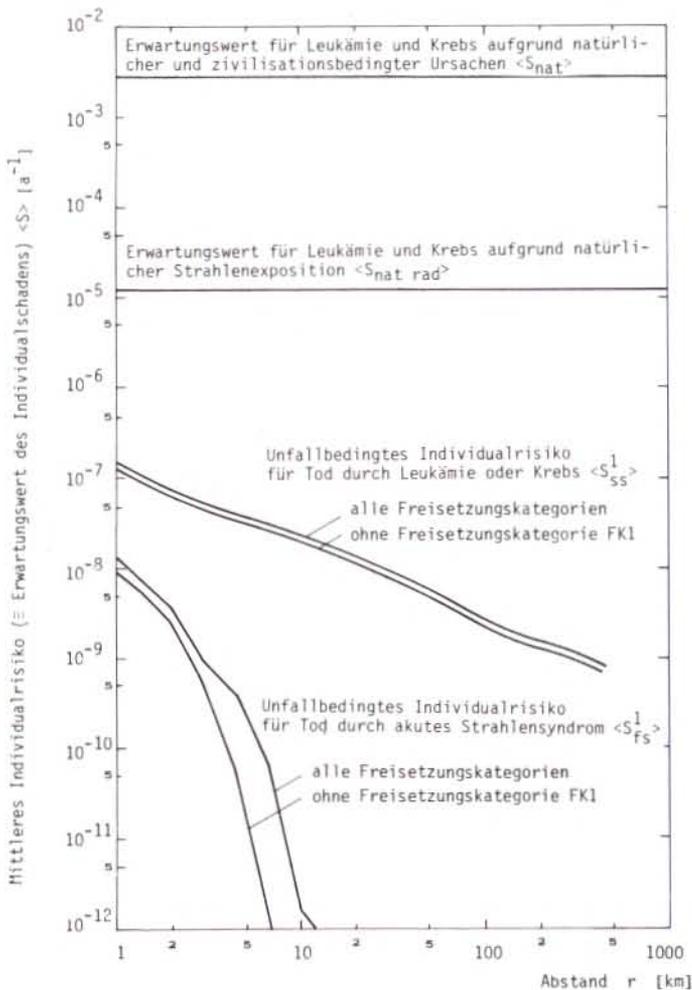


Bild 8-10: Abstandsabhängige Erwartungswerte von Individualschäden (= mittleres Individualrisiko), normiert auf eine Anlage, und Vergleich mit Individualrisiken aufgrund natürlicher und zivilisationsbedingter Ursachen

8.1.4 Grenzen der Aussagefähigkeit

Die Zielsetzung dieser Studie und die Grenzen ihrer Aussagefähigkeit wurden bereits im ersten Kapitel behandelt. Um Fehlinterpretationen zu vermeiden, soll hier – im unmittelbaren Anschluß an die Ergebnisdarstellung – nochmals auf dieses Thema eingegangen werden.

Auftragsgemäß wurden in Phase A weitgehend die Parameter und Modelle der amerikanischen Studie WASH-1400 übernommen. Zwar mußte dieses Konzept zwangsläufig an einigen Stellen durchbrochen werden (Anlagentechnik, Wetter- und Bevölkerungsdaten etc.), im Prinzip wurde es jedoch befolgt und oft auch dann beibehalten, wenn bereits bekannt war, daß es geeignetere Parameterwerte und Modelle gibt (Ingestionsmodell, Regenablaufmodell etc.).

Die Charakteristiken des Unfallfolgenmodells und die Unsicherheit einzelner Eingabedaten lassen es nicht zu, die Ergebnisse dieser Studie auf spezielle Standorte von Kernkraftwerken anzuwenden. So werden z. B. für alle Standorte innerhalb einer Standortregion dieselben Wetterabläufe verwendet, obwohl die Entfernungen zum Teil beträchtlich sind, und es wurden die standortspezifischen Besonderheiten der Verkehrsstrukturen nicht in das Evakuierungsmodell aufgenommen, da ihre Berücksichtigung Tausende von aufwendigen Evakuierungssimulationsrechnungen erfordert hätte. Wegen des statistischen Charakters der Ergebnisse lassen sich auch keine deterministischen Aussagen über das Eintreten eines bestimmten Schadens oder über Einzelschicksale herleiten.

Diese Studie soll dazu dienen, das Kollektivrisiko, das mit 25 in der Bundesrepublik Deutschland gebauten bzw. geplanten Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren verbunden ist, abzuschätzen. Dabei sollten sich die Untersuchungen methodisch an die amerikanische Reactor Safety Study (WASH-1400) anlehnen. Diesen Zielsetzungen und Randbedingungen genügt das verwendete Unfallfolgenmodell. Die Aufgabe der Bindung an das amerikanische Vorbild (WASH-1400), die Verbesserung einzelner Teilmodelle und die Verwendung besserer Eingabedaten entsprechend dem gegenwärtigen Stand des Wissens, sind der Phase B dieser Studie vorbehalten.

8.2 Aussagesicherheit der Ergebnisse

Aus den Bildern 8-3 und 8-6 kann zu jedem Schadensumfang X abgelesen werden, mit welcher zu erwartenden Häufigkeit pro Jahr, laut Rechnung, Schaden vom Umfang größer oder gleich X verursacht wird, durch 25 Anlagen des analysierten Typs¹). Im Falle der Spätschäden wird zwar der Schaden, laut Rechnung, mit der abgelesenen Häufigkeit pro Jahr verursacht, wirkt sich aber erst in späteren Jahren als Schaden aus. Bei seltenen Ereignissen ist die hier gewählte Risikodarstellung, getrennt nach Häufigkeit und Schadensumfang, erforderlich. Das Risiko wird also sowohl durch die Risikozahl (Summe über die Produkte aus Häufigkeit und Schadensumfang der einzelnen Risikobeiträge) als auch mittels der sogenannten komplementären Häufigkeitsverteilung des Schadens ausgedrückt. Man spricht von einer komplementären Häufigkeitsverteilung, weil sie die Häufigkeit von Schaden größer oder gleich X angibt, während die Verteilung an sich dies für Schaden kleiner oder gleich X tut.

1) Die „zu erwartende Häufigkeit pro Jahr“ (siehe Abschnitt 2.4) ist nicht zu verwechseln mit der stets ganzzahligen Zufallsgröße „Häufigkeit“ (z. B. „Häufigkeit im Jahr Y “). Im Folgenden wird der Kürze wegen oft nur die Bezeichnung „Häufigkeit“ benutzt. Gemeint ist damit aber stets die „zu erwartende Häufigkeit pro Jahr“.

Die Kurven sind die Zusammenfassung von ca. 600 000 verschiedenen, rechnerisch simulierten Unfallabläufen. Jeder Unfallablauf besteht aus dem

- anlageninternen Ereignisablauf, der vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung führt, und dem
- anlagenexternen Expositionsablauf, der die Ausbreitung und Ablagerung der Schadstoffe, die örtliche Verteilung der exponierten Personen, die schädigende Einwirkung sowie Schutz- und Gegenmaßnahmen enthält (siehe Bild 2–6).

Zur Reduktion des Rechenaufwands werden die Ergebnisse der Ereignisabläufe für die Zwecke der Unfallsimulation in acht Freisetzungskategorien zusammengefaßt. Jeder simulierte Unfallablauf ist somit eine Kombination aus den repräsentativen Merkmalen der betreffenden Freisetzungskategorie und einem Expositionsablauf.

Die Häufigkeit, die man zu einem bestimmten Schadensumfang X aus der komplementären Verteilung abliest, ist die Summe der Häufigkeiten all jener simulierten Unfallabläufe, die zu Schaden vom Umfang größer oder gleich X führten. Sowohl die zu erwartende Häufigkeit eines simulierten Unfallablaufes als auch der zu erwartende Schadensumfang sind mit Schätzunsicherheiten behaftet (siehe Abschnitt 4.7). Wählt man z. B. einen anderen Wert für eine an sich feste, aber ungenau bekannte Größe oder eine andere funktionale Beschreibung für eine ungenau bekannte Gesetzmäßigkeit, so erhält man für eine oder mehrere Kombinationen aus Freisetzung und Expositionsablauf eine andere Häufigkeit oder einen anderen Schadensumfang und somit auch eine andere komplementäre Häufigkeitsverteilung. Zu einer bestimmten Kombination aus Freisetzung und Expositionsablauf können also aufgrund der Schätzunsicherheiten nur Bereiche im (Häufigkeits/Schadensumfang)-Diagramm (siehe Bild 2–7) angegeben werden, in denen der Beitrag dieser Kombination zur komplementären Häufigkeitsverteilung mit einer bestimmten Aussagesicherheit liegt¹⁾. Daraus folgt zu vorgegebener Aussagesicherheit von z. B. 90 % ein Band (als globaler 90 % Vertrauensbereich), in dem die zutreffende komplementäre Häufigkeitsverteilung mit eben dieser Aussagesicherheit verläuft, sofern alle nicht quantifizierten Schätzunsicherheiten vernachlässigbar sind. Der Einfachheit halber wurden zu den Ergebniskurven (Bilder 8-3 und 8-6) nicht globale, sondern für die Häufigkeitsverteilung völlig ausreichende, lokale Vertrauensbereiche ermittelt. Während globale Bereiche Grenzlinien angeben, zwischen denen die gesamte zutreffende komplementäre Häufigkeitsverteilung mit der angegebenen Aussagesicherheit verläuft, können aus lokalen Bereichen zu festem (daher „lokal“) Wert von Schadensumfang oder Häufigkeit folgende Auskünfte abgelesen werden:

- 90%-Vertrauensbereich der Häufigkeit H :

Er gibt zu festem Schadensumfang X^* den Wertebereich an, in dem mit 90 % Aussagesicherheit die zutreffende Häufigkeit liegt, mit der Schaden vom Umfang größer oder gleich X^* verursacht wird (vertikal, gestrichelt in Bild 8–11);

1) Unter Aussagesicherheit versteht man in der Statistik z. B. die Wahrscheinlichkeit, mit der eine Stichprobe einen Wertebereich (Vertrauensbereich) liefert, der den zutreffenden Wert einer festen, aber ungenau bekannten Größe enthält. Liegt zur Aussagesicherheit von z. B. 90 % ein auf Stichprobenevidenz beruhender Vertrauensbereich vor, so ist man sich zu 90 % sicher, daß er den gesuchten Wert enthält (obwohl er nur mit der Wahrscheinlichkeit 1 oder 0 enthalten sein kann). Beruht der Vertrauensbereich nicht nur auf Stichprobenevidenz, sondern in entscheidendem Maße auf Expertenurteil (siehe Abschnitt 2.4.4), so muß die Aussagesicherheit bzw. der Vertrauensbereich als subjektiv bezeichnet werden.

90%-Vertrauensbereich des Schadensumfangs X:

Er gibt zu fester Häufigkeit H^* den Wertebereich an, in dem mit 90 % Aussagesicherheit der zutreffende Schadensumfang liegt, der mit der Häufigkeit H^* erreicht oder überschritten wird (horizontal, gestrichelt in Bild 8–11).

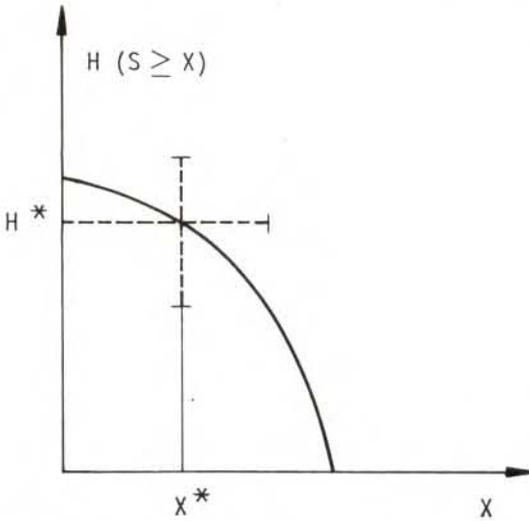


Bild 8–11: Lage lokaler Vertrauensbereiche zu Häufigkeit und Schadensumfang

Umfangreiche komplexe Risikoschätzungen zu seltenen Ereignissen sind im allgemeinen mit vielen Unsicherheiten behaftet. In Abschnitt 8.2.1 werden Schätzunsicherheiten aufgelistet, die als besonders wichtig beurteilt und deshalb quantifiziert wurden.

Abschnitt 8.2.2 gibt einen kurzen Abriß des methodischen Vorgehens bei der Umsetzung dieser Unsicherheiten in lokale subjektive Vertrauensbereiche der komplementären Häufigkeitsverteilung des Schadens. In Abschnitt 8.2.3 werden die so ermittelten Vertrauensbereiche dargestellt und erläutert. Aus den Abschnitten 4.7 und 8.2.1 ist ersichtlich, warum hier die Aussagesicherheit bzw. der Vertrauensbereich als subjektiv zu bezeichnen ist.

8.2.1 Quantifizierte Schätzunsicherheiten

Von den Freisetzungshäufigkeiten abgesehen, erfolgte die Quantifikation der Schätzunsicherheiten über die Angabe sogenannter Fraktilewerte. Mit der 90%-Fraktile, z. B. der trockenen Ablagerungsgeschwindigkeit von Jod, wird in diesem Zusammenhang zum Ausdruck gebracht, daß nach fachlichem Urteil der befragten Experten der „Bestwert“ dieser Größe mit 90 % subjektiver Wahrscheinlichkeit unter 0,05 m/sec liegt. Mit „Bestwert“ ist jener Wert gemeint, der der Aufgabenstellung (in diesem Beispiel die Ausbreitungsrechnung) so gut wie das durch einen festen Wert nach Meinung der Experten möglich ist, gerecht wird. Ganz analog sind 10 %, 50 % etc. Fraktilewerte zu interpretieren. Die Fraktile der zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten stammen aus Verteilungen, die per Monte-Carlo-Simulation aus Funktionen mehrerer, mit Schätzunsicherheiten behafteter Wahrscheinlichkeiten und Häufigkeiten gewonnen wurden (siehe Abschnitt 4.7.2).

Im einzelnen quantifizierte Schätzunsicherheiten:

– Freisetzungshäufigkeiten¹⁾

Freisetzungskategorie	Fraktile			Referenzwert (Erwartungswert)
	5 %	50 % (Median)	95 %	
1	4. E-8	4. E-7	7. E-6	2. E-6
2	7. E-8	3. E-7	2. E-6	6. E-7
3	8. E-8	3. E-7	2. E-6	6. E-7
4	3. E-7	1. E-6	9. E-6	3. E-6
5	2. E-6	9. E-6	7. E-5	2. E-5
6	5. E-6	2. E-5	2. E-4	7. E-5
7	9. E-6	6. E-5	4. E-4	1. E-4
8	9. E-5	6. E-4	4. E-3	1. E-3

Bemerkung: Geschätzt wurde die zu erwartende Häufigkeit pro Jahr, gemittelt über mehrere Anlagen des analysierten Typs. Die Fraktile drücken die Schätzunsicherheiten dieses Mittelwerts aus.

– Freigesetzte Energie in 10^6 kJ/h (zur Berechnung des Aufstiegs der Aktivitätsfahne):

Freisetzungskategorie	Fraktile			Referenzwert
	5 %	50 %	95 %	
1	50	460	4200	540
2	1	5	20	15
5 (3. Phase)	30	160	840	200
6 (3. Phase)	30	160	840	200
7	1	5	20	9

Bemerkung: Schätzunsicherheit des „Bestwertes“.

– Errechnete Aufstiegshöhe der Abluftfahne:

Fraktile des Korrekturfaktors zum Referenzwert

10 %	50 %	90 %
0,5	1,0	1,75

Bemerkung: Die Aufstiegshöhe wird nach Beziehungen berechnet, die den Vorgang nur näherungsweise beschreiben. Der Korrekturfaktor soll hier den möglichen Fehler ausdrücken. Quantifiziert wird die Schätzunsicherheit des „Bestwertes“ dieses Faktors.

1) Jeder untersuchte Ereignisablauf ist nicht bis in alle denkbaren Einzelheiten festgelegt. Deshalb läßt sich dazu ein ganzes Spektrum möglicher freigesetzter Spaltproduktanteile angeben. Mit einer bestimmten Wahrscheinlichkeit entsprechen also die freigesetzten Spaltproduktanteile eher den repräsentativen Werten der nächst höheren oder niedrigeren Kategorie. Die zu erwartende Häufigkeit des Ereignisablaufs muß deshalb, gewichtet mit dieser Wahrscheinlichkeit, auch den zu erwartenden Häufigkeiten der Nachbarkategorien zugeschlagen werden. Dieser Zuschlag ist in den oben angegebenen Fraktile und Referenzwerten bereits berücksichtigt. Zuschlag und Wichtung wurden wie in WASH-1400 vorgenommen, d. h. 10 % der Häufigkeit wurden jeder der beiden Nachbarkategorien zugeschlagen, 1 % jeder der beiden übernächsten Kategorien usw. Damit würde an sich der Ereignisablauf nur noch mit der Wahrscheinlichkeit $-0,78$ in jener Kategorie beitragen, der er ursprünglich zugeordnet war. Wie in WASH-1400 wurde $0,78$ auf $1,0$ gerundet. Auch fand kein Zuschlag aus Ereignisabläufen, die nicht zu Kernschmelzen führen, in Kategorien, die mit Kernschmelzen verbunden sind, statt.

– Trockene Ablagerungsgeschwindigkeit in m/sec:

für Jod			für Aerosole		
Fraktile			Fraktile		
10 % 0,002	50 % 0,01	90 % 0,05	10 % 0,001	50 % 0,005	90 % 0,025
Referenzwert 0,01			Referenzwert 0,01		

Bemerkung: Die Ablagerungsgeschwindigkeit während eines Expositionsablaufes ist vielen, nicht explizit erfaßbaren, zufälligen Einflüssen unterworfen. Die hier angegebene Unsicherheit soll die Schätzunsicherheit des „Bestwertes“ ausdrücken.

– Nasse Ablagerung

„Wash-out“-Koeffizient Λ (1/sec) zu verschiedenen Regenraten

Fraktile	Regenrate in mm/h		
	0-1	1-3	> 3
10 %	2.0 E-5	1.0 E-4	2.0 E-4
50 %	1.0 E-4	5.0 E-4	1.0 E-3
90 %	5.0 E-4	2.5 E-3	5.0 E-3
Referenzwert = 50 % Fraktile			

Bemerkung: Auch der „Wash-out“-Koeffizient wird als „Bestwert“ zur entsprechenden Regenrate aufgefaßt.

Die Fraktilangaben drücken die Schätzunsicherheit des „Bestwertes“ aus.

– Zeitspanne, vom Erkennen der bevorstehenden Freisetzung bis zum „Aufsuchen von Häusern“, in Stunden:

Fraktile		
10 % 1,5	50 % 2	90 % 4
Referenzwert 2		

Bemerkung: Schätzunsicherheit des „Bestwertes“.

– Prozentualer Bevölkerungsanteil im Freien, vor dem „Aufsuchen von Häusern“.

Fraktile		
10 % 1	50 % 3	90 % 9
Referenzwert 3		

Bemerkung: Wie oben

– Prozentualer Bevölkerungsanteil, der über die oben genannte Zeitspanne hinaus im Freien bleibt:

Fraktile		
10 % 1	50 % 3	90 % 6
Referenzwert 3		

Bemerkung: Wie oben

– Dosis-Wirkungs-Beziehung für frühe Todesfälle:

Fraktile		
10 %	50 %	90 %
0	B	P
Referenzfunktion B		

0 : $F_0(330) = 1\%$; $F_0(610) = 50\%$
 $F_0(x) = 0$ für alle x mit $F_0(x) < F_B(100)$.

B : $F_B(250) = 1\%$; $F_B(510) = 50\%$
 $F_B(x) = 0$ für $x < 100$ rad.

P : $F_P(200) = 1\%$; $F_P(410) = 50\%$
 $F_P(x) = 0$ für alle x mit $F_P(x) < F_B(100)$.

Bemerkung: Entsprechend einer kumulativen Normalverteilung, die durch ihre 1%- und 50%-Fraktile gekennzeichnet ist, werden den verschiedenen Dosiswerten in rad Prozentsätze zugeordnet. Es handelt sich dabei um Erwartungswerte, deren Schätzunsicherheiten hier durch drei alternative Normalverteilungen ausgedrückt werden (Bild 8–12).

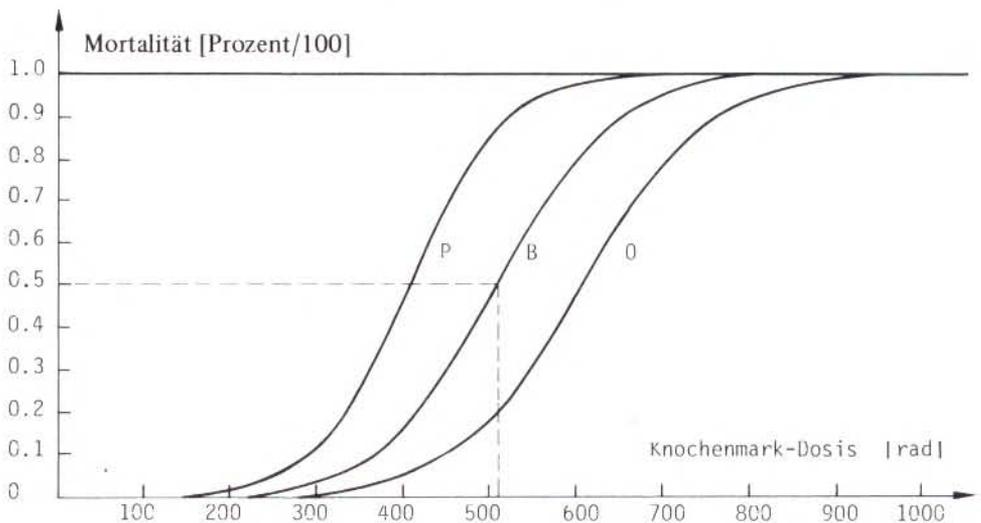


Bild 8–12: Dosis-Wirkungsbeziehungen P, B und 0 für frühe Todesfälle

– Dosis-Wirkungs-Beziehung für späte Todesfälle:

Fraktile		
10 %	50 %	90 %
$0,5 \cdot Y$	$1,0 \cdot Y$	$2,0 \cdot Y$
Referenzwert Y		

Y = Risikoeffizient nach ICRP-26 (siehe Kapitel 7).

Bemerkung: Die Risikoeffizienten sind Erwartungswerte. Ihre Schätzunsicherheiten werden durch die Fraktilangaben ausgedrückt.

8.2.2 Ermittlung subjektiver Vertrauensbereiche

Es sei hier betont, daß nur Schätzunsicherheiten (siehe Abschnitt 4.7) zu Vertrauensbereichen der Risikoaussage führen. Hingegen stellt jene Ungewißheit über den Unfallablauf, die in der zufälligen Variation von Komponenten des Unfallablaufes begründet liegt, einen Bestandteil des Risikos dar. Deshalb muß sie in der komplementären Häufigkeitsverteilung des Schadens bzw. im Zahlenwert des Risikos zum Ausdruck kommen und nicht durch Vertrauensbereiche.

Ein Beispiel: Der Anteil der Bevölkerung im Freien (vor Beginn der Evakuierung) wird durch einen festen Prozentsatz als „Bestwert“ angegeben. Da es sich um einen festen Wert der Unfallsimulation handelt, trägt seine Schätzunsicherheit zum Vertrauensbereich bei. Wählt man nämlich einen anderen „Bestwert“, so erhält man eine andere komplementäre Häufigkeitsverteilung.

In konkreten Fällen werden aber aufgrund zahlreicher zufälliger Einflüsse unterschiedliche prozentuale Bevölkerungsanteile im Freien bleiben, und erst das Mittel über viele Unfallabläufe wird eventuell den Anteil von 3 % ergeben. Wollte man diese zufällige Variation berücksichtigen, so müßte man jeden simulierten Unfallablauf mit einem Spektrum unterschiedlicher Prozentsätze wiederholen und seine zu erwartende Häufigkeit mit der Wahrscheinlichkeit multiplizieren, daß im konkreten Fall ein Prozentsatz ähnlich dem aus dem Spektrum zutrifft. Damit würde die zufällige Variation dieses (allerdings noch über Ort und Zeit gemittelten) Prozentsatzes in die komplementäre Häufigkeitsverteilung eingehen und nicht zum Vertrauensbereich beitragen. Gleichzeitig würde sich aber die Anzahl der zu simulierenden Unfallabläufe vervielfachen.

Auch die Quantifikation des Einflusses von Schätzunsicherheiten in Form von Vertrauensbereichen vervielfacht den rechnerischen Aufwand, denn sie erfordert die Ermittlung komplementärer Häufigkeitsverteilungen zu einer relativ großen Zahl zufällig ausgewählter Wertekombinationen der unsicheren Parameter. Um diese komplementären Häufigkeitsverteilungen nicht mit dem aufwendigen Unfallfolgen-Modell der Studie ermitteln zu müssen, wurde eine sogenannte Antwortfunktion konstruiert, die als Antwort auf Änderungen in den Parameterwerten näherungsweise die Änderung der komplementären Häufigkeitsverteilung des Schadens gibt¹⁾. Sie stellt bezüglich der meisten Parameter aus 8.2.1 eine lokal stückweise lineare Näherung der Häu-

1) Folgende Antwortfunktion wurde gewählt:

$$F(a, p; x) = \sum_{i=1}^r \left(\sum_{j=1}^s (H(1, \bar{p}; u_i, m_j, x) + \sum_{k=1}^t \frac{\partial H}{\partial p_k} \Big|_{(1, \bar{p}; u_i, m_j, x)} (p_k - \bar{p}_k) g_j) a_i \right)$$

a = Vektor der Freisetzungshäufigkeiten (a_1, \dots, a_r), \bar{a} ist Vektor der Referenzwerte;

p = Vektor der übrigen, unsicheren Parameter (p_1, \dots, p_t) aus 8.2.1, \bar{p} ist (mit Ausnahme der trockenen Ablagerungsgeschwindigkeit für Aerosole) Vektor der Referenzwerte;

$a_i, i = 1, 2, \dots, r$ und $p_k, k = 1, 2, \dots, t$ werden gemäß ihren Verteilungen zufällig ausgewählt.

u = Vektor der Freisetzungskategorien (u_1, \dots, u_r);

m = Vektor der meteorologischen Standortregionen (m_1, \dots, m_s);

g = Vektor der Gewichte (g_1, \dots, g_s) der meteorologischen Standortregionen (sie hängen von der Anzahl der Anlagen in der Standortregion ab);

Fortsetzung der Fußnote auf S. 234

figkeitsverteilung dar und ist hinsichtlich der acht Freisetzungshäufigkeiten exakt. Ihre Koeffizienten wurden mit Hilfe einer bestimmten Anzahl von Häufigkeitsverteilungen aus dem Unfallfolgen-Modell auf der Basis von 4 (entsprechend den unterschiedenen meteorologischen Standortregionen) der 19 Standorte der Studie geschätzt. Die Antwortfunktion läßt sich unvergleichlich schneller auswerten als das Unfallfolgen-Modell der Studie, so daß mit ihrer Hilfe zu einer großen Zahl von Wertekombinationen der unsicheren Parameter die komplementäre Häufigkeitsverteilung näherungsweise ermittelt werden kann.

Zur Schätzung der Vertrauensbereiche wurden 1000 Wertesätze, bestehend aus jeweils einem Wert zu jedem Parameter, gemäß den Parameterverteilungen zufällig ausgewählt. Mit Ausnahme der Parameterpaare „trockene Ablagerungsgeschwindigkeit und ‚Wash-out‘-Koeffizient“ sowie „prozentualer Anteil der Bevölkerung im Freien vor und nach dem Zeitpunkt des ‚Aufsuchens von Häusern‘“ erfolgte die Auswahl der Parameterwerte unabhängig voneinander. Die dazu erforderlichen Verteilungen der Freisetzungshäufigkeiten ergaben sich aus den quantifizierten Schätzunsicherheiten in Ausfallraten, Wahrscheinlichkeiten und zu erwartenden Häufigkeiten auslösender Ereignisse, die durch Verteilungen ausgedrückt und über Fehlerbäume sowie Ereignisablaufdiagramme fortgepflanzt wurden, bis hin zur Freisetzungshäufigkeit. Als Verteilungen der übrigen Parameter fanden logarithmische Normalverteilungen mit den angegebenen 10%- und 90%- bzw. 5%- und 95%-Fraktile Verwendung. Die Expertenangaben zu den Schätzunsicherheiten dieser Parameter der Risikorechnung sind allerdings nicht so ausführlich, daß damit bereits Verteilungen festgelegt wären. Den Ausschlag für die Wahl der logarithmischen Normalverteilung als Verteilungstyp gab in erster Linie die Tatsache, daß bei den meisten Expertenangaben die Quotienten aus den 50%- und 5%- (bzw. 10%-)Fraktile sowie aus den 95%- (bzw. 90%-) und 50%-Fraktile annähernd gleich sind.

Die Auswertung der Antwortfunktion zu jedem der 1000 Wertesätze lieferte lokal, d. h. zu jedem der betrachteten Schadensumfänge X , näherungsweise den Wert der zugehörigen komplementären Häufigkeitsverteilung. Damit liegen

– zu vorgegebenem Schadensumfang X^* jeweils 1000 Häufigkeiten
und

– zu vorgegebener Häufigkeit H^* jeweils 1000 Schadensumfänge

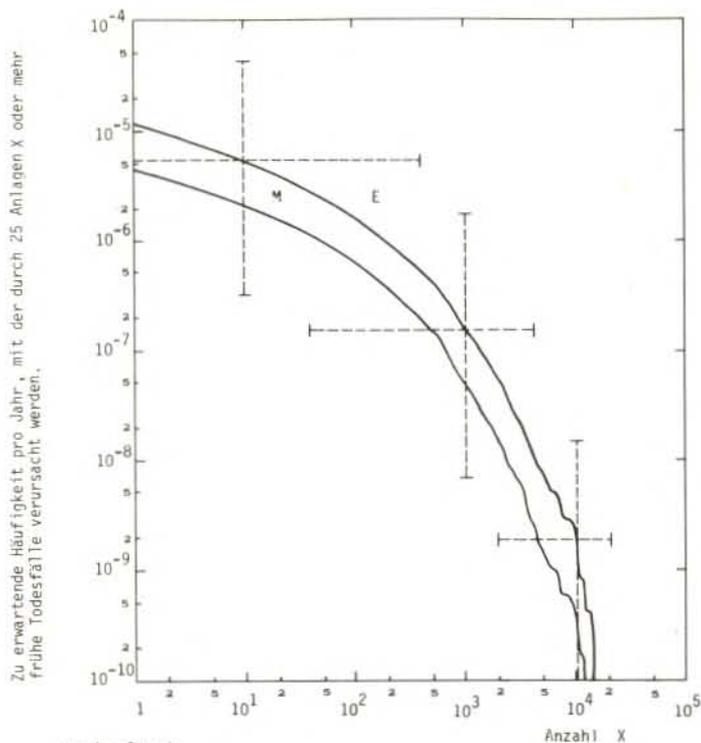
vor. Ordnet man die jeweils 1000 Häufigkeiten bzw. Schadensumfänge der Größe nach, so dient der jeweils fünfzigste Wert von unten und von oben als Grenze eines subjektiven lo-

Fortsetzung der Fußnote von S. 233

x = Vektor der Abszissenwerte der komplementären Häufigkeitsverteilung, zu denen die Antwortfunktion ausgewertet werden soll;

$H(1, p; u_i, m_j, x)$ = diskrete Punkte bedingter komplementärer Häufigkeitsverteilungen aus dem Unfallfolgen-Modell (unter der Bedingung, daß eine Freisetzung der betreffenden Kategorie stattfindet);

$\frac{\partial H}{\partial p}$ = Vektor der partiellen Differentialquotienten der bedingten Häufigkeitsverteilungen. Mit Hilfe der Ergebnisse des Unfallfolgen-Modells, zu den 10 % und 90 % (bzw. 5 % und 95 %) Fraktile der Parameter p_k , $k = 1, 2, \dots, t$, wurden je Parameter zwei Differenzenquotienten ermittelt. Zur Auswertung der Antwortfunktion fanden anstelle der partiellen Differentialquotienten die jeweils zutreffenden (abhängig von der Lage des zufällig ausgewählten Parameterwertes bezüglich der entsprechenden Komponente von p) Differenzenquotienten Verwendung.



Ermittelt mit

- den 50%-Fraktile der zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten (Kurve M) und
- den Erwartungswerten (Kurve E).

Die gestrichelten Balken geben subjektive 90 % Vertrauensbereiche an. Mit 90 % subjektiver Aussagesicherheit liegt der zutreffende Wert innerhalb dieser Bereiche, sofern alle nicht quantifizierten Schätzunsicherheiten vernachlässigbar sind.

Bild 8–13: Komplementäre Häufigkeitsverteilung der frühen Todesfälle

kalen 90%-Vertrauensbereichs. In den Bildern 8–13 und 8–14 sind einige lokale Vertrauensbereiche eingetragen (gestrichelt). Mit jeweils 90 % subjektiver Aussagesicherheit liegt demnach der zutreffende Wert der betrachteten Größe (Schadensumfang oder Häufigkeit) innerhalb dieser Bereiche, sofern alle nicht quantifizierten Schätzunsicherheiten vernachlässigbar sind.

8.2.3 Subjektive Vertrauensbereiche zu den Ergebniskurven

Bild 8–13 zeigt, mit welcher zu erwartenden Häufigkeit pro Jahr, durch 25 Anlagen des analysierten Typs, laut Rechnung, X oder mehr frühe Todesfälle verursacht werden. Die Kurve (E) beruht auf den Parameterwerten, die in 8.2.1 als Referenzwerte bezeichnet sind. Ebenfalls eingetragen ist die Kurve (M), die man, unter Verwendung der 50%-Fraktile (Mediane, siehe 4.7.2) der Freisetzungshäufigkeiten (analog zum Vorgehen in WASH-1400) und der Referenzwerte der übrigen Parameter aus 8.2.1 erhält. Die Vertrauensbereiche bleiben von dieser Wahl natürlich unberührt.

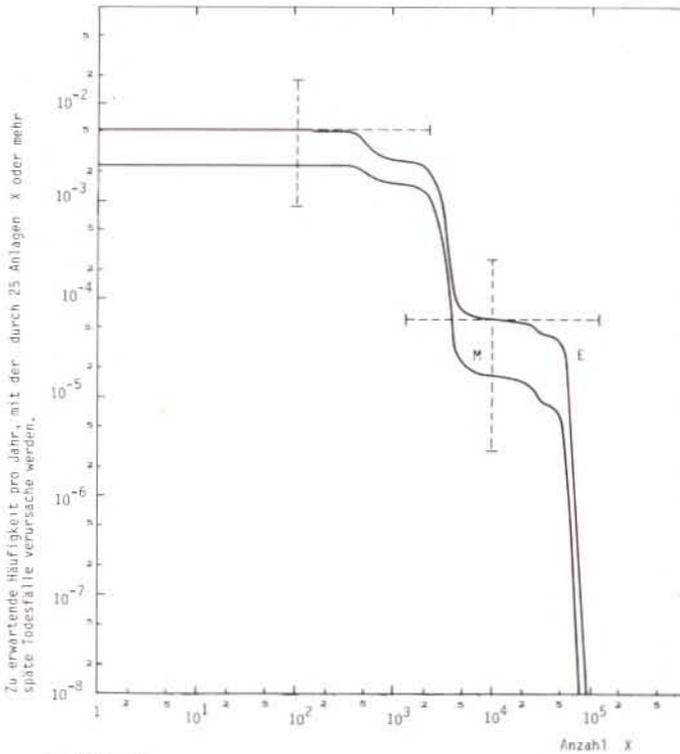
Die Balken (gestrichelt) geben lokale subjektive 90 % Vertrauensbereiche an, d. h. aufgrund der quantifizierten Schätzunsicherheiten liegt die zu erwartende Häufigkeit pro

Jahr, mit der durch 25 Anlagen des analysierten Typs z. B. mehr als 1000 frühe Todesfälle verursacht werden, zwischen $7 \cdot 10^{-9}$ und $2 \cdot 10^{-6}$, und zwar mit 90 % subjektiver Aussagesicherheit (bzw. mit 95 % subjektiver Aussagesicherheit unter $2 \cdot 10^{-6}$).

In Schadensrichtung haben die subjektiven Vertrauensbereiche folgende Bedeutung:

Die Anzahl früher Todesfälle X, die, bei Berücksichtigung von 25 Anlagen des analysierten Typs, mit der zu erwartenden Häufigkeit pro Jahr von z. B. 10^{-7} erreicht oder überschritten wird, liegt zwischen 80 und 5100, und zwar mit 90 % subjektiver Aussagesicherheit (bzw. mit 95 % unter 5100).

Bild 8–14 gibt analoge Auskünfte zur Schadensart „späte Todesfälle“.



Ermittelt mit

- den 50%-Fraktile der zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten (Kurve M)
- und
- den Erwartungswerten (Kurve E).

Die gestrichelten Balken geben subjektive 90 % Vertrauensbereich an. Mit 90 % subjektiver Aussagesicherheit liegt der zutreffende Wert innerhalb dieser Bereiche, sofern alle nicht quantifizierten Schätzunsicherheiten vernachlässigbar sind.

Vertrauensbereich und Kurvenverlauf werden bei niedrigen Anzahlen X stark durch den Häufigkeitszuschlag (s. Abschn. B.1 u. Fußnote in Abschn. B.2) von Kategorie 8 nach Kategorie 7 beeinflusst.

Bild 8–14: Komplementäre Häufigkeitsverteilung der späten Todesfälle

Schrifttum

- [1] Gesundheitswesen, Statistisches Bundesamt, Fachserie A, Reihe 7, Stuttgart und Mainz, Kohlhammer 1968 ff.

9 Schlußfolgerungen

Die Ergebnisse der Studie sind in den Kapiteln 5, 6 und 8 im einzelnen dokumentiert. In diesem Kapitel wird versucht, daraus ein Resümee zu ziehen, und Erfahrungen, die bei Durchführung der Studie gemacht wurden, zu kommentieren.

Eine zutreffende Interpretation jeglicher Analyse erfordert Kenntnisse der Zusammenhänge und Begrenzungen, die die Ergebnisse beeinflussen. Daher wird es für angebracht gehalten, an dieser Stelle ergänzend zu den Ausführungen in vorausgehenden Kapiteln einige Kommentare zu geben. Da es nicht Aufgabe der Studie ist, sich zur Akzeptierbarkeit von Risiken zu äußern oder einen Vergleich zwischen Nutzen und Risiko anzustellen, erfolgt unter diesen Aspekten keine Wertung der Ergebnisse.

9.1 Begrenzungen und Vereinfachungen

Die Studie befaßt sich mit dem Risiko durch Störfälle in Kernkraftwerken. Risiken durch den normalen Betrieb von Kernkraftwerken oder durch den übrigen Brennstoffkreislauf werden nicht behandelt.

Die Grundlage für die anlagentechnische Analyse bilden die konstruktiven Verhältnisse einer Referenzanlage. Vor allem für die Zuverlässigkeitsuntersuchungen wurden aber Daten verwendet, die größtenteils nicht aus der Referenzanlage stammen. Es mußte auch auf Daten zurückgegriffen werden, die für vergleichbare Komponenten in anderen Industrieanlagen gewonnen wurden. Der Berechnung der Unfallfolgen wurden typische deutsche Standortbedingungen, repräsentiert durch eine größere Zahl aktueller Standorte, zugrunde gelegt. Die Ergebnisse beziehen sich daher nicht auf eine bestimmte Anlage am konkreten Standort, sondern haben lediglich Modellcharakter für Anlagen vom untersuchten Typ und an vergleichbaren Standorten.

Für die Interpretation der Ergebnisse ist zu beachten, daß es sich bei der vorliegenden Studie nicht um eine exakte Risikoberechnung handelt, sondern um eine Risikoabschätzung, die mit erheblichen Schätzunsicherheiten behaftet ist. Soweit eine brauchbare Basis dafür besteht, wurde versucht, diese Schätzunsicherheiten zu quantifizieren (siehe Abschnitt 8.2). Daneben verbleiben aber weitere, unter Umständen erhebliche Aussageunsicherheiten, die im Rahmen dieser Studie nicht quantifiziert wurden. Um Aussageunsicherheiten abzudecken, die beim heutigen Kenntnisstand nicht vermeidbar sind, ist vielfach eine pessimistische Vorgehensweise notwendig. Ein typisches Beispiel dafür ist die Annahme einer Dampfexplosion, die zur Beschädigung des Sicherheitsbehälters führen kann. Dieser hypothetische Unfallablauf beeinflußt das maximale Schadensausmaß bei einem Kernschmelzunfall sehr stark. Er ist aber nicht als realistische Möglichkeit, sondern als extrem pessimistische Abschätzung zu betrachten. Diese Vorgehensweise führt dazu, daß das Risiko eher über- als unterschätzt wird.

Bei einer Wertung der vorliegenden Ergebnisse sind außerdem vor allem folgende Punkte zu berücksichtigen:

- Die Studie stützt sich an vielen Stellen auf bereits vorhandene Untersuchungen. So bildet z. B. die Simulation von Störfällen, wie sie im Rahmen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens durchgeführt wird, für diese Studie die Grundlage zur Festlegung von Mindestanforderungen an die Sicherheitssysteme.
- Dem Auftrag entsprechend wurde – wie in WASH-1400 – der Risikobeitrag durch Kriegseinwirkungen, Sabotage und ähnliches nicht untersucht. Eine Reihe anderer Einwirkungen (z. B. Brand, Hochwasser) wurde nur pauschal behandelt.
- Menschliche Einflüsse wurden in den Zuverlässigkeitsuntersuchungen insoweit berücksichtigt, als durch geplante Eingriffe, wie sie z. B. im Betriebshandbuch vorgesehen sind, die Beherrschung von Störfällen beeinflusst wird. Nicht geplante Eingriffe des Betriebspersonals, die die Auslösung und die Beherrschung von Störfällen beeinflussen können, wurden nicht berücksichtigt. Solche Eingriffe können sich aber praktisch nur auf die Wahrscheinlichkeit von Ereignisabläufen, und zwar sowohl positiv als auch negativ auswirken. Es ist kaum denkbar, daß sie zu prinzipiell neuen Konsequenzen führen, die durch die Studie nicht abgedeckt sind.
- Vereinfachend wird unterstellt, daß bereits ein Teilausfall oder ein verspäteter Einsatz von Sicherheitssystemen, die zu unzureichender Kernkühlung führen, ein vollständiges Schmelzen des Reaktorkerns zur Folge haben. Dieses Vorgehen wirkt sich in Richtung einer Überschätzung der Häufigkeit von Kernschmelzunfällen aus. Eine differenzierte, weniger pessimistische Betrachtung müßte auch Vorstufen eines vollständigen Schmelzens (Hüllrohrschäden, teilweises Schmelzen) behandeln.
- Für die Untersuchung der Vorgänge bei und nach einem Kernschmelzunfall stehen größtenteils nur einfache Modelle zur Verfügung. Auch hier müssen in vielen Punkten Kenntnislücken durch pessimistische Annahmen abgedeckt werden. Für die anlageninternen Vorgänge ist dies relativ einfach möglich. Für die Berechnung der Unfallfolgen wurde der Einfluß wichtiger Annahmen auf die Aussagesicherheit der Ergebnisse quantifiziert.

Diese Aufzählung von Begrenzungen und Vereinfachungen macht deutlich, daß die Ergebnisse nur eine Abschätzung und aufgrund pessimistischer Annahmen eher eine Überschätzung des Risikos darstellen.

9.2 Probleme bei der Einordnung von Risiken

Sinnvolle Bewertung und Einordnung von Risiken setzen geeignete Vergleichsmaßstäbe voraus. Für einen Vergleich kommen in erster Linie Techniken zur Erreichung des gleichen Zwecks, in diesem Fall der Energie- oder Stromversorgung, aber auch unterschiedliche Techniken, wie Kerntechnik, Chemie oder Luftfahrttechnik in Betracht. Schließlich könnten auch die Risiken bei der Nutzung einer Technik den Vorteilen der Nutzung bzw. den Risiken eines Verzichts darauf gegenübergestellt werden.

Viele Risiken sind dadurch gekennzeichnet, daß Schäden relativ häufig auftreten, das Schadensausmaß im Einzelfall aber vergleichsweise gering ist. Solche Risiken können ohne besondere Schwierigkeiten durch statistische Erfassung und Auswertung von Schadensfällen beurteilt werden.

Für das Risiko durch Störfälle in Kernkraftwerken, wie auch für eine Reihe anderer Risiken, ist es dagegen charakteristisch, daß einerseits aufgrund von Vorsorgemaßnahmen

Schäden nur sehr selten zu erwarten sind, andererseits aber auch Schäden großen Umfangs nicht naturgesetzlich ausgeschlossen werden können. Eine vergleichende Bewertung solcher Risiken wird durch den Umstand erschwert, daß bisher fast nur für die Kerntechnik quantitative Risikountersuchungen in der Art der vorliegenden Studie durchgeführt wurden.

Eine der wenigen Ausnahmen ist z. B. eine Risikoabschätzung für petrochemische Großanlagen, die vor kurzem in Großbritannien durchgeführt wurde (Canvey-Island-Studie [1]). In Bild 9-1 sind wesentliche Ergebnisse dieser Untersuchung wiedergegeben. Durch Verbesserungen, die in [1] für die untersuchten Anlagen vorgeschlagen werden und die in Kurve B berücksichtigt sind, wird zwar die Häufigkeit von Schäden, aber nicht das ermittelte maximale Schadensausmaß reduziert.

Hierin zeigt sich die Eigenschaft theoretischer Risikoanalysen, daß für alle Schäden, die nicht absolut ausgeschlossen werden können, Wahrscheinlichkeiten größer als Null ermittelt werden. Bei gleichbleibendem Gefährdungspotential kann durch zusätzliche Sicherheitsvorkehrungen zwar die Wahrscheinlichkeit für Schäden reduziert, aber grundsätzlich das maximale Schadensausmaß nicht entscheidend beeinflusst werden.

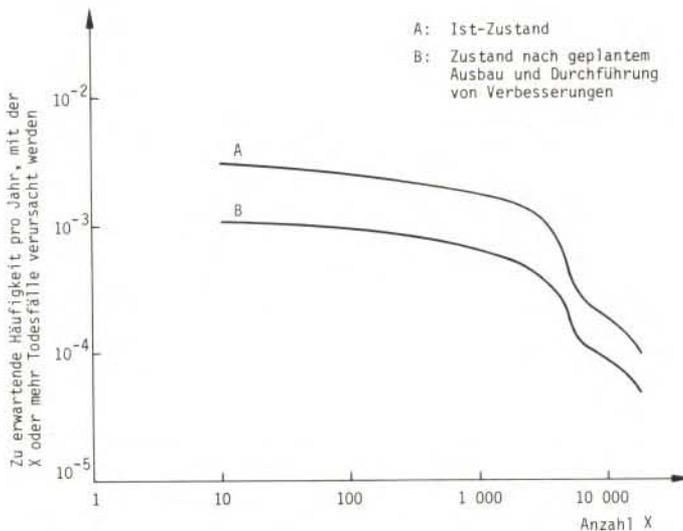


Bild 9-1: Komplementäre Häufigkeitsverteilung für Todesfälle durch Unfälle in chemischen Anlagen auf Canvey Island (Großbritannien) nach [1]

Da Methoden und Annahmen der Canvey-Island-Studie z. T. erheblich von denen der vorliegenden Studie abweichen, ist ein direkter Vergleich der Ergebnisse nicht möglich.

In Techniken, die bereits wesentlich länger oder in größerem Umfang als die Kerntechnik genutzt werden, können Risiken mit gewissen Einschränkungen auch empirisch ermittelt werden. Dies gilt auch für zahlreiche naturbedingte Risiken. Es könnte jedoch zu Fehlschlüssen führen, wenn man solche Erfahrungswerte unkritisch mit analytisch abgeschätzten Risiken vergleicht. Es muß dabei beachtet werden, daß aufgrund der Schutzvorkehrungen, die in allen potentiell gefährlichen Techniken und auch gegen

die meisten Naturgefahren getroffen werden, große Katastrophen generell nur sehr selten zu erwarten sind. Wenn Katastrophen jenseits eines bestimmten Ausmaßes bisher in irgendeinem Bereich nicht eingetreten sind, so heißt das aber nicht unbedingt, daß sie undenkbar sind oder gar naturgesetzlich ausgeschlossen werden können.

Dies wird anhand von Bild 9-2 erläutert. Es beruht auf einer Zusammenfassung von empirischen Daten über die Häufigkeit von Unfällen mit einer größeren Zahl von Todesfällen [2]. Der durchgezogene Teil der Kurven beruht ausschließlich auf Erfahrungen, die in Großbritannien gemacht wurden. Beispielsweise haben Brände und Explosionen dort bisher in einem einzelnen Ereignis maximal etwa 50 Todesopfer gefordert. In [2] wurden diese Kurven auf der Basis weltweiter Erfahrungen ergänzt (gestrichelter Teil der Kurven in Bild 9-2). Dabei zeigt sich, daß Brände oder Explosionen auch mit mehr als 1 000 Todesfällen – wenn auch mit geringerer Häufigkeit – nicht ausgeschlossen sind. Ähnliches gilt für die anderen Unfallarten.

In diesem Zusammenhang ist zu fragen, inwieweit Ereignisabläufe mit extrem geringer Wahrscheinlichkeit für die Bewertung von Risiken von Bedeutung sein können. Theoretische Risikoanalysen für komplexe Systeme, die ohnehin den Charakter von Abschätzungen haben, werden mit zunehmendem Schadensumfang und damit abnehmender

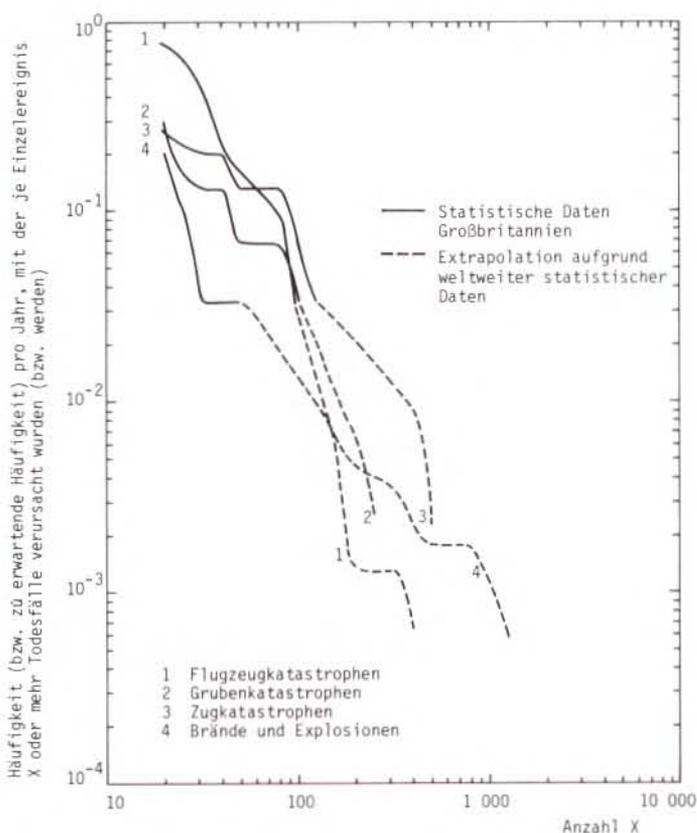


Bild 9-2: Komplementäre Häufigkeitsverteilung für Todesfälle durch verschiedene Unfallarten in Großbritannien [2]

Wahrscheinlichkeit immer unsicherer. Es muß bezweifelt werden, ob der Kenntnisstand ausreicht, für Ereignisse mit einer Wahrscheinlichkeit von eins zu einer Milliarde pro Jahr oder geringer überhaupt noch verlässliche Ergebnisse zu ermitteln. Umfangreiche Schäden kommen nur bei einer Anhäufung ungünstiger Umstände zustande, deren mögliche Wechselwirkungen zunehmend schwerer überschaubar werden.

Zudem sind sehr kleine Wahrscheinlichkeiten oder sehr seltene Ereignisse nur schwer in die menschliche Erfahrung einzuordnen (siehe auch Kapitel 2). Normalerweise werden solche Ereignisse, auch wenn sie zu erheblichen Schäden führen können, nicht als reale Gefahr empfunden. So nimmt man Abstürze von Verkehrsflugzeugen – die auf den einzelnen Flug bezogen sehr unwahrscheinlich sind – zur Kenntnis, ohne daß die meisten Menschen deswegen auf die Benutzung von Flugzeugen verzichten. Das bedeutet mit anderen Worten, daß eine Absturzwahrscheinlichkeit von etwa eins zu einer Million pro Flug, wie sie heute weltweit gegeben ist, weitgehend als tragbares Risiko hingenommen wird.

Abstürzende Flugzeuge können aber auch unbeteiligten Dritten Schaden zufügen. Zwar werden nur sehr wenige Menschen in Häusern oder im Freien auf diese Weise verletzt oder getötet. Es ist aber durchaus möglich, daß ein Flugzeug auch über einem dicht bevölkerten Gebiet abstürzt. Im Extremfall ist es sogar denkbar, daß ein vollgetanktes Flugzeug z. B. in ein dicht besetztes Stadion stürzt und dabei erheblichen Schaden anrichtet. Aus Erfahrungswerten für die Absturzhäufigkeit von Flugzeugen (einschließlich Militärflugzeugen) und der relativen Häufigkeit, mit der Fußballstadien besetzt sind, kann die Häufigkeit eines Flugzeugabsturzes auf ein besetztes Fußballstadion in Deutschland mit 10^{-8} bis 10^{-10} pro Jahr abgeschätzt werden. Obwohl ein solches Ereignis zu einem großen Schadensausmaß führen könnte, wird niemand Schutzmaßnahmen fordern.

Ereignisse, die nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen werden, gewinnen durch eine detaillierte Analyse leicht einen realen Charakter. Mögliche Gefahren, die mit größter Wahrscheinlichkeit nie zu konkreten Schäden führen und die in der Vorstellung der meisten Menschen keine Rolle spielen, werden damit ins Bewußtsein gerufen. Auf diese Weise kann sich die paradoxe Situation ergeben, daß bestimmte Risiken zwar als minimal nachgewiesen werden, daß aber die Angst vor ihnen gerade durch diesen Nachweis wächst. Dagegen werden wesentlich größere, aber nicht im einzelnen untersuchte Risiken oft nicht zur Kenntnis genommen.

9.3 Aussagen der Studie

Die Studie hatte nicht den Auftrag, einen systematischen Risikovergleich durchzuführen. Um trotzdem eine grobe Einordnung der ermittelten Risiken zu ermöglichen, werden in Tabelle 9-1 mittlere Individualrisiken, wie sie aus dieser Studie für Personen in der näheren Umgebung von Kernkraftwerken abgeleitet werden können, Individualrisiken durch andere Ursachen gegenübergestellt. Damit sollen Anhaltspunkte für die Größenordnungen von Risiken gegeben werden, denen Menschen freiwillig oder unfreiwillig ausgesetzt sind.

Neben solchen quantitativen, aber pauschalen Vergleichen können aus der Studie eine Reihe eher qualitativer Aussagen und aus Teilschritten der Analyse auch konkrete Schlußfolgerungen abgeleitet werden.

So kommt die Studie – in Übereinstimmung mit WASH-1400 – zum Ergebnis, daß der Sicherheitsbehälter eines Kernkraftwerks die Folgen eines Kernschmelzunfalls mit großer Wahrscheinlichkeit erheblich reduziert. Die Wahrscheinlichkeit je Reaktorjahr für einen

Kernschmelzunfall wurde mit etwa eins zu zehntausend abgeschätzt. In 93 % aller Kernschmelzunfälle ist die Freisetzung von Spaltprodukten durch den Sicherheitsbehälter so begrenzt, daß akute Schäden nicht verursacht werden können. Für die restlichen 7 % ergibt sich durch die Umgebungsbedingungen (Wetterverhältnisse, Bevölkerungsverteilung) eine weitere Reduktion der Schadenshäufigkeit, so daß in über 99 % aller Kernschmelzunfälle keine frühen Todesfälle zu erwarten sind. Dies ist auch darauf zurückzuführen, daß selbst bei schweren Unfällen Zeit zur Verfügung steht, um Notfallschutzmaßnahmen einzuleiten. Nach den Ergebnissen der Studie tritt eine akute Gefährdung nur für Personen innerhalb eines begrenzten Gebiets auf.

Tab. 9-1: Unterschiedliche Individualrisiken (Todesrisikowerte je 1 Million Personen, bezogen auf 1 Jahr).

Art des Risikos	Risiko (Mittelwerte je 1 Million Personen und Jahr)
Tödlicher Unfall bei/durch	
Berufstätigkeit (im Durchschnitt)	130
Berufstätigkeit im Bergbau	540
Berufstätigkeit im Gesundheitsdienst	40
Haushalt und Freizeit	230
Teilnahme am Straßenverkehr (75 Minuten pro Tag)	240
Benutzung von Linienflugzeugen (1 Stunde pro Woche)	50
Benutzung sonstiger, nichtmilitärischer Flugzeuge (1 Stunde pro Woche)	1 000
Blitzschlag	0,6
elektrischen Strom	4
Tod durch Krebs oder Leukämie (aufgrund natürlicher und zivilisationsbedingter Ursachen)	2 700
Störfälle in Kernkraftwerken (Mittelwerte nach dieser Studie für die nähere Umgebung eines Kernkraftwerks)	
Tod durch akutes Strahlensyndrom ("Frühschäden")	0,01
Tod durch Krebs oder Leukämie ("Spätschäden")	0,2

(Nichtnukleare Risiken größtenteils nach /3/)

Anders liegen die Verhältnisse bei den Spätschäden. Nicht nur für Kernschmelzunfälle, sondern auch für Störfälle, die nicht zum Kernschmelzen führen, bei denen aber ein Versagen des Sicherheitsbehälters angenommen wird (Freisetzungskategorie 7), wurden Spätschäden in erheblichem Ausmaß berechnet. Dabei ergibt sich jedoch ein erheblicher Teil der Spätschäden (je nach Freisetzungskategorie zwischen 40 und 95 %) bei unfallbedingten Strahlenbelastungen, die unter oder im Bereich der natürlichen Strahlenbelastung liegen. Zudem ist zu berücksichtigen, daß solche Ereignisse sehr selten zu erwarten sind. Daher erhöht sich auch in der näheren Umgebung von Kernkraftwerken im Mittel

das Risiko, an Krebs oder Leukämie zu erkranken, durch die Möglichkeit eines nuklearen Unfalls um deutlich weniger als 1 ‰ (siehe Bild 8-10). Da aus der Studie nur Mittelwerte abgeleitet werden können, sind konkrete Aussagen über das Risiko einzelner Personen nicht möglich.

Die Gesamtzahl der berechneten Spätschäden verteilt sich über einen Zeitraum von 30 Jahren und über sehr große Gebiete. Etwa die Hälfte davon würde unter den getroffenen Annahmen außerhalb der Bundesrepublik verursacht.

Der anlagentechnische Teil der Risikoanalyse erlaubt eine weitgehend objektive Beurteilung des Störfallspektrums, das der sicherheitstechnischen Auslegung eines Kernkraftwerks zugrunde gelegt wird. Die Studie zeigt z. B., daß durch das Versagen von Sicherheitssystemen bei einem großen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, das als wichtiger Auslegungstörfall die sicherheitstechnische Gestaltung der Anlagen maßgeblich beeinflusst, nur ein sehr geringer Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit geliefert wird (Bild 9-3). Das ist auch auf die konsequenten Anstrengungen zurückzuführen, die auf die Beherrschung dieses Störfalls ausgerichtet sind.

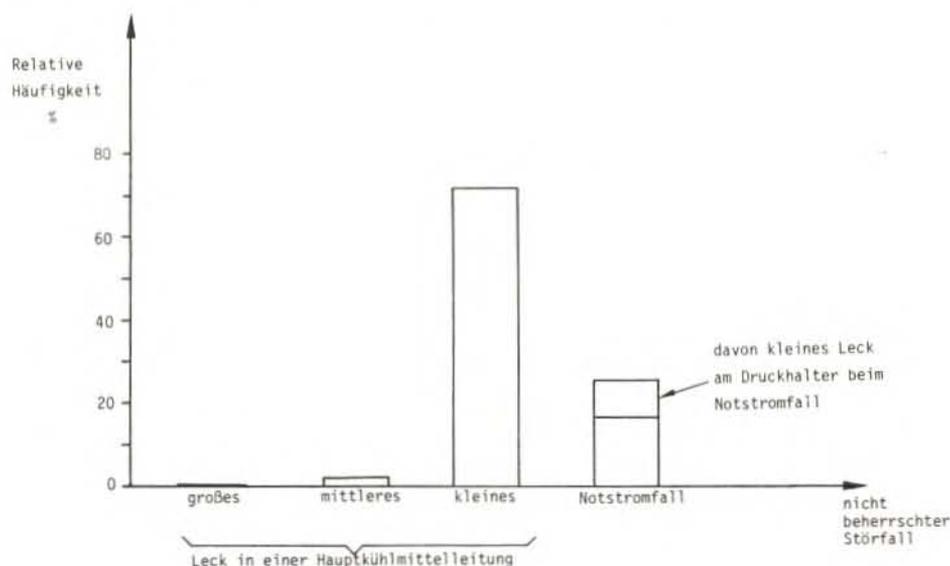


Bild 9-3: Relativer Beitrag verschiedener nicht beherrschter Störfälle zur Häufigkeit von Kernschmelzen

Den weitaus größten Beitrag zur Häufigkeit von Kernschmelzunfällen liefert das nicht beherrschte kleine Leck in einer Hauptkühlmittelleitung. Einerseits sind kleine Lecks häufiger zu erwarten als große Lecks. Auf der anderen Seite wird die Beherrschbarkeit des kleinen Lecks erheblich von menschlichen Eingriffen beeinflusst. Unter den getroffenen Annahmen bedingen diese im vorliegenden Fall eine relativ hohe Versagenswahrscheinlichkeit der geforderten Systemfunktionen. Der größte Beitrag zur Häufigkeit von Kernschmelzen kommt daher durch menschliche Fehlhandlungen bei der Beherrschung von kleinen Lecks zustande (Bild 9-4). Die konkreten Ursachen dafür sowie Verbesserungsmöglichkeiten werden in Abschnitt 5.2.1.3 diskutiert.

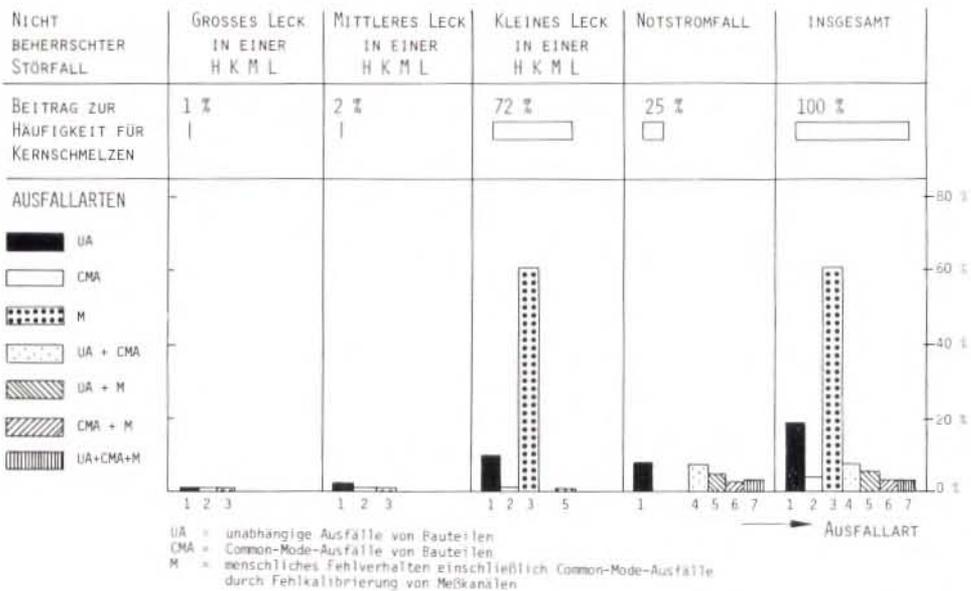


Bild 9-4: Beiträge der unterschiedlichen Ausfallarten zur Häufigkeit von Kernschmelzen

Den nächsthöheren Beitrag liefern Komponentenausfälle beim kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung und beim Notstromfall. Auch in diesen Fällen können aus der anlagentechnischen Analyse Ansätze für Verbesserungen abgeleitet werden (siehe Abschnitte 5.2.1.3 und 5.2.2.2).

Dem Auftrag entsprechend wurde die Studie in enger Anlehnung an Methoden und Annahmen von WASH-1400 durchgeführt. Wie in den vorhergehenden Kapiteln im einzelnen angesprochen wird, mußte trotz dieses Grundsatzes mehrfach von der Vorgehensweise in WASH-1400 abgewichen werden. Einige dieser Abweichungen, sowohl bei den anlagentechnischen Untersuchungen als auch im Unfallfolgenmodell beeinflussen die Ergebnisse erheblich. Bei einem unmittelbaren Vergleich der abgeschätzten Risiken ist dies zu berücksichtigen.

Trotzdem kann aus einer Gegenüberstellung der Ergebnisse bei der Studie der generelle Schluß gezogen werden, daß sich die Risiken durch Störfälle in Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland und den USA nicht signifikant unterscheiden. Die Abweichungen bewegen sich innerhalb der jeweiligen Aussageunsicherheiten. Die dichtere Besiedlung in der Bundesrepublik Deutschland, von der zunächst eine Erhöhung des kollektiven Risikos zu erwarten wäre, wird also zumindest kompensiert und schlägt sich nicht in einem höheren abgeschätzten Risiko nieder.

9.4 Verwendung der Ergebnisse

Im Laufe der Studie hat sich gezeigt, daß oft sehr detaillierte Analysen notwendig sind, um wesentliche Punkte zu erkennen. Beispielsweise hängt die Wahrscheinlichkeit von menschlichen Fehlhandlungen beim kleinen Leck, die für die Häufigkeit von Kernschmelzen maßgeblich sind, relativ stark von der Gestaltung der Warte und den dort verfügbaren

Instrumenten ab. Voraussetzung für eine detaillierte Analyse sind in diesen Fällen entsprechend genaue Systemunterlagen, die normalerweise nur für fertige Anlagen zur Verfügung stehen.

Aufgrund des statistischen Charakters der Analyse sind die in Abschnitt 5 ermittelten Häufigkeiten auch für die Referenzanlage nur begrenzt aussagefähig, insbesondere da viele nicht anlagenspezifische Daten in die Analyse einfließen. Eine relative Wertung der Ergebnisse läßt aber Schwachstellen erkennen, die durch die konkreten Wirkungsabläufe in der untersuchten Anlage bestimmt sind. Gerade diese Erkenntnisse können aber nicht ohne weiteres von der Referenzanlage auf andere Anlagen übertragen werden, da Systemunterschiede unter Umständen die Ergebnisse stark beeinflussen.

Dieser Vorbehalt dürfte allerdings mehr die ermittelten Wahrscheinlichkeiten bzw. Häufigkeiten und weniger die Berechnung des Schadenumfangs betreffen. Bei Anlagen gleichen Typs und ähnlicher Auslegung kann angenommen werden, daß der Ablauf von Unfällen durch die Detailgestaltung nicht entscheidend beeinflußt wird. Untersuchungen für eine Referenzanlage können daher durchaus als Modell für ähnliche Anlagen dienen.

Die Erfahrungen zeigen, daß Probleme bevorzugt an Schnittstellen zwischen verschiedenen Systemen und zwischen verschiedenen Fachdisziplinen auftreten. Da Risikoanalysen, insbesondere die systematische Ereignisablauf- und Zuverlässigkeitsanalyse, für alle wichtigen Teile einer Anlage ein system- und disziplinübergreifendes Vorgehen erfordern, werden solche Probleme mit größerer Sicherheit identifiziert als bei der üblichen Sicherheitsbeurteilung.

Erkenntnisse über typische Unfallabläufe können für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen herangezogen werden. Sie vermitteln beispielsweise Vorstellungen über die Zeiträume, in denen Schutzmaßnahmen notwendig und möglich sind, und lassen in gewissem Umfang den Effekt verschiedener Maßnahmen abschätzen. Allerdings sind auch dabei die Begrenzungen der Methoden zu beachten. So können z. B. Anhaltspunkte über das Ausmaß betroffener Gebiete aus dieser Studie nur mit großem Vorbehalt abgeleitet werden (siehe Abschnitt 8.1).

Ergebnisse von Risikoanalysen sollten auch als Kriterium für die Beurteilung von Forschungs- und Entwicklungsvorhaben auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit herangezogen werden. Da Risikoanalysen besonders geeignet sind, Schwachstellen in der sicherheitstechnischen Auslegung festzustellen, können z. B. sinnvolle Prioritäten festgelegt und die Bedeutung von Ergebnissen beurteilt werden.

9.5 Methodische Verbesserungen in Phase B der Studie

Bei der Erstellung dieser Studie hat sich gezeigt, daß die für eine theoretische Risikoabschätzung erforderlichen Methoden im Prinzip zur Verfügung stehen. In zahlreichen Punkten sind jedoch Weiterentwicklungen sinnvoll und möglich, die die Aussagesicherheit der Analyse verbessern.

In Phase B dieser Studie, die sich voraussichtlich an die bisher durchgeführten und mit diesem Bericht veröffentlichten Untersuchungen anschließt, sollten unter anderem folgende Punkte vertieft behandelt werden:

Auswertung von Betriebserfahrungen

Die bisher verfügbaren Zuverlässigkeitsdaten für Komponenten sind zum Teil mit erheblichen Unsicherheiten behaftet. Für die Beurteilung von Common-Mode-Ausfällen und

der menschlichen Zuverlässigkeit steht Datenmaterial nur in begrenztem Umfang zur Verfügung. Fortschritte können hier vor allem durch intensive Auswertung von Betriebserfahrungen in deutschen Kernkraftwerken nicht nur auf Komponenten-, sondern auch auf Systemebene erzielt werden.

Detaillierte Untersuchung weiterer Störfälle

Wie in WASH-1400 wurden Störfälle, von denen ein nennenswerter Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit nicht erwartet wird, in der Analyse nicht berücksichtigt bzw. nur durch repräsentative Behandlung ähnlicher Störfälle erfaßt. Eine Reihe von Störfällen wurde in Anlehnung an WASH-1400 nur pauschal behandelt. Das betrifft vor allem mögliche Freisetzungen aus Aktivitätsinventaren außerhalb des Reaktorkerns sowie übergreifende Einwirkungen anlageninterner Ursache (wie Brand) oder anlagenexterner Ursache (wie Erdbeben, Hochwasser). Auch Risikobeiträge durch Störfälle, die nicht zum Kernschmelzen und damit generell zu geringeren Spaltproduktfreisetzungen führen, wurden nur durch eine überschlägige Untersuchung von beherrschten Kühlmittelverluststörfällen berücksichtigt. Es wird für notwendig gehalten, in Phase B die möglichen Risikobeiträge durch Störfälle, die bisher nicht detailliert untersucht wurden, genauer zu überprüfen.

Stärkere Differenzierung von Ereignisabläufen

Für die Beurteilung von Ereignisabläufen wurden in dieser Phase der Studie Systeme entweder als voll funktionsfähig oder als ausgefallen betrachtet, Teilausfall wurde wie Totalausfall behandelt. In ähnlicher Weise wurde auch für den Kernzustand nur zwischen „völlig intakt“ (ausgenommen ein gewisses Ausmaß an Hüllrohrschäden) und „vollständig geschmolzen“ unterschieden. Der Ablauf von Kernschmelzunfällen, die sich aus einem nicht beherrschten großen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung ergeben, wurde als repräsentativ auch für Kernschmelzunfälle aus anderen Störfällen behandelt. Für Fälle, in denen ein Kernschmelzen erst mit größerer Verzögerung auftritt, kann das zu einer Überschätzung des Risikos führen. In diesen Punkten soll versucht werden, auf der Grundlage einer verbesserten Störfallsimulation zu einer stärkeren Differenzierung zu kommen.

Beurteilung der Aussagesicherheit der Störfallsimulation

Die Aussagesicherheit der in die anlagentechnische Analyse einfließenden Störfallsimulation wurde bisher nicht systematisch untersucht. Die Abdeckung von Unsicherheiten in diesem Bereich durch pessimistische Annahmen soll in Phase B soweit wie möglich durch eine Quantifizierung der Aussagesicherheit ersetzt werden.

Verbesserungen im Unfallfolgenmodell

Das Modell zur Berechnung der Unfallfolgen beschreibt in einer Reihe von Punkten die realen Verhältnisse nur durch vereinfachende Annahmen. So werden für die Ausbreitungsrechnungen Windrichtungsschwankungen vernachlässigt. Die Dosis-Risiko-Beziehungen für Spätschäden, mit denen aus der Strahlenbelastung das Risiko für Todesfälle durch Krebs und Leukämie berechnet sind, beruhen auf Mittelwerten für alle Altersgruppen. Die Festlegungen über Schutz- und Gegenmaßnahmen, die bei der Schadensermittlung berücksichtigt werden, richten sich nach relativ starren Kriterien.

Die vereinfachenden Modellannahmen für die Berechnung von Unfallfolgen haben überwiegend die Tendenz, die Häufigkeit bzw. das Ausmaß von Schäden und damit das Risiko zu überschätzen. In Phase B sollte versucht werden, das Modell differenzierter und flexibler zu gestalten.

Schrifttum

- [1] Canvey Island Report: Summary of an Investigation of Potential Hazards from Operations in the Canvey Island/Thurrock Area
Health and Safety Executive, London, 1978
- [2] Fryer, L. S. and R. F. Griffiths: Worldwide Data on the Incidence of Multiple Fatality Accidents
SRD-Report R 149, April 1979
- [3] Lindackers, K. H.: Die Bedeutung technischer Risiken
Atomwirtschaft-Atomtechnik, Juni 1974

Anhang

Der Störfall im Kernkraftwerk Three-Mile-Island

1 Einleitung

Da sich die Risikostudie mit hypothetischen Unfallabläufen befaßt, die in der Realität bisher nicht aufgetreten sind, können ihre Ergebnisse nur in Einzelpunkten, höchstens Teilbereichen, mit der praktischen Erfahrung verglichen werden. Auch der Störfall im Block 2 des Kernkraftwerks Three Mile Island (TMI) ändert diese Situation nicht; trotzdem ist zu prüfen, ob und wie die wesentlichen Aspekte dieses Störfalls in der Studie behandelt wurden. Die Beurteilung der Studie aus der Sicht des Störfalls in TMI wirft außerdem die Frage auf, welchen Nutzen sie für die Verhinderung von ähnlichen Störfällen hat. Es ist festzuhalten, daß die in diesem Bericht dargestellten Untersuchungen der Phase A der Risikostudie zum Zeitpunkt des Störfalls in TMI praktisch abgeschlossen waren.

Folgende Einzelpunkte sind zu untersuchen:

- Ist die in der Risikostudie angewandte Methodik generell geeignet, einen Ereignisablauf wie in TMI darzustellen und zu untersuchen?
- Inwieweit wurden Sachverhalte, die für den Ereignisablauf in TMI von Bedeutung waren, in den theoretischen Untersuchungen qualitativ richtig erkannt und berücksichtigt?
- Ist die quantitative Wahrscheinlichkeitsbewertung dieser Sachverhalte mit der Erfahrung von TMI verträglich?

Um diese Punkte im Detail behandeln zu können, ist es zunächst notwendig, den Ereignisablauf in TMI darzustellen.

2 Darstellung des Ereignisablaufs in TMI

Im folgenden wird nur der Teil des Ereignisablaufs in TMI dargestellt, der für die Risikostudie von Interesse ist. Die detaillierte Darstellung beschränkt sich daher auf die ersten 3 Stunden des Störfalls. Für weitere Informationen wird auf die Veröffentlichungen der NRC hingewiesen.

Bei dem Störfall handelt es sich um einen von einer Transiente ausgelösten Kühlmittelverluststörfall „kleines Leck am Druckhalter“ über ein offenes Abblaseventil, bei dem der Kern unzureichend gekühlt wurde. Derartige Ereignisabläufe werden in der Studie grundsätzlich behandelt. Allerdings wird in der Phase A pessimistisch angenommen, daß eine unzureichende Kühlung des Reaktorkerns zwangsläufig zum Kernschmelzen führt.

Der Ablauf des Störfalls in TMI stellt sich in den wesentlichen Aspekten wie folgt dar:

- Am 28. 3. 79 um 4 Uhr morgens fiel im Block 2 des Kernkraftwerkes TMI infolge einer Störung der Kondensatreinigung das Hauptspeisewassersystem aus, so daß die

Bespeisung der beiden Dampferzeuger unterbrochen wurde¹⁾). (Alle im folgenden angegebenen Zeiten verstehen sich relativ zu diesem Zeitpunkt.)

- Der Rückgang der Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger führte zu einem Druckanstieg im Reaktorkühlkreislauf, der auslegungsgemäß nach 3 s das Öffnen eines Druckhalter-Abblaseventils und nach 8 s die Reaktorschnellabschaltung bewirkte. Infolgedessen sank der Druck wieder und erreichte nach 13 s den Schließdruck des Abblaseventils.
- Das Schließen des Abblaseventils versagte. Eine Kontrolllampe in der Kraftwerkswarte, die nicht unmittelbar die Stellung des Ventils, sondern die Auslösung des Schließsignals anzeigt, täuschte die geschlossene Stellung des Ventils vor.
- Im Notspeisewassersystem, das bei Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung die sekundärseitige Wärmeabfuhr aus den Dampferzeugern übernehmen soll, hatten die Pumpen nach ca. 40 s den vollen Förderdruck. Das Wasser erreichte jedoch die Dampferzeuger nicht, weil bei einer zuvor erfolgten Prüfung die Absperrarmaturen des Notspeisewassersystems fälschlich in der geschlossenen Position belassen worden waren. Dieser Zustand blieb zunächst unbemerkt, so daß die Dampferzeuger innerhalb von wenigen Minuten ausdampften.

Nach Entdeckung des Fehlers wurden die Armaturen ca. 8 Minuten nach Störfallbeginn geöffnet. Damit war das Notspeisewassersystem wieder verfügbar.

- Das offene Abblaseventil bewirkte einen Druckabfall im Reaktorkühlkreislauf, wodurch nach wenigen Minuten die Hochdruck-Einspeisungen der Notkühlung automatisch in Betrieb gingen.
- Der angezeigte Druckhalter-Wasserstand nahm zunächst etwas ab, stieg aber bereits nach etwa 1 Minute wieder an und erreichte nach ca. 6 Minuten die obere Grenze des Anzeigebereichs. Das Betriebspersonal in der Kraftwerkswarte schloß daraus, daß der Reaktorkühlkreislauf mit Wasser gefüllt ist und schaltete nach 4,5 Minuten bzw. 10,5 Minuten die Pumpen der Hochdruck-Einspeisungen ab; außerdem wurde dem Reaktorkühlkreislauf Kühlmittel über das Volumenregelsystem entnommen.
- Druck und Temperatur im Abblasebehälter, in dessen Wasservorlage das Druckhalterventil abblies, stiegen an. Nach ca. 15 Minuten brach die Berstscheibe des Behälters, so daß das Kühlmittel nunmehr in den Sicherheitsbehälter abgeblasen wurde.
- Der Reaktorkühlkreislauf war infolge des offenen Abblaseventils nach ca. 6 Minuten auf Sättigungsbedingungen, d. h. es fand eine Dampfentwicklung statt. Der weiter andauernde Verlust von Kühlmittel bewirkte eine fortschreitende Entleerung des Reaktorkühlkreislaufs, aber nicht ein Absinken des Druckhalter-Wasserstandes.

Dieses Phänomen wurde von der Betriebsmannschaft anscheinend nicht erkannt. Sie vertraute der Anzeige des Druckhalter-Wasserstandes und ließ andere Anzeigen und Meldungen, die auf den Kühlmittelverlust hinwiesen, entweder unbeachtet oder interpretierte sie falsch. Im wesentlichen handelte es sich in der Anfangsphase des Störfalls dabei um Druck und Temperatur im Abblasbehälter und um das Brechen seiner Berstscheibe mit anschließendem Anstieg des Drucks im Sicherheitsbehälter. Auch die Tatsache, daß für lange Zeit ein gesättigter Zustand des Kühlmittels vorlag, wäre ein

1) Die Anlage Three-Mile-Island, Block 2, besitzt zum Unterschied von der Referenzanlage dieser Studie nur zwei Hauptkühlkreisläufe mit Geradrohr-Dampferzeugern. Von der Austrittsseite des Kühlmittels führen von jedem der beiden Dampferzeuger zwei kalte Hauptkühlmittelleitungen zum Reaktordruckbehälter. In jeder dieser Leitungen ist eine Hauptkühlmittelpumpe installiert.

Hinweis auf Dampf im Reaktorkühlkreislauf gewesen. Das Vorliegen von Sättigungsbedingungen ist allerdings nicht unmittelbar durch Anzeigen erkennbar.

Da die Hochdruck-Einspeisungen nicht im erforderlichen Umfang erfolgten, war die schwerwiegende Folge eine fortschreitende Entleerung des Reaktorkühlkreislaufs.

- Nach 1 Stunde 14 Minuten wurden die Hauptkühlmittelpumpen eines der beiden Hauptkühlkreisläufe und nach 1 Stunde 40 Minuten die des anderen Hauptkühlkreislaufs ausgeschaltet, um eine Beschädigung der Pumpen zu vermeiden. Danach stellte sich kein Naturumlauf ein. Am Kühlmittelaustritt aus dem Kern stiegen die gemessenen Temperaturen schnell an und erreichten nach ca. 2 Stunden 11 Minuten die Grenze des Anzeigebereichs (327 °C).

Dieses Anlagenverhalten nach der Pumpenabschaltung ist ebenfalls ein Hinweis auf eine nicht ausreichende Kühlmittelmenge im Reaktorkühlkreislauf. Es erfolgten aber auch hierauf keine verstärkten Hochdruck-Einspeisungen.

- Nach ca. 2 Stunden 20 Minuten wurde die fälschlich offene Stellung des Abblaseventils erkannt und die Abblaseleitung abgesperrt. Dazu wurde von der Kraftwerkswarte aus mittels Handbefehl eine mit dem Abblaseventil in Reihe liegende Absperrarmatur geschlossen.
- Aufgrund der oben genannten Vorgänge war der Reaktorkern zeitweise ungenügend gekühlt. Die Brennstabhüllrohre erreichten Temperaturen, bei denen eine rasche Metall-Wasser-Reaktion einsetzte. Dadurch bildeten sich im Reaktorkühlkreislauf eine oder mehrere Wasserstoffblasen, die die Wiederherstellung des Umlaufs von Kühlmittel erschwerten. Im späteren Verlauf stieg die Wasserstoff-Konzentration auch im Sicherheitsbehälter an, was eine örtliche Verpuffung zur Folge hatte.
- Der automatische Gebäudeabschluß des Sicherheitsbehälters wird in TMI durch einen Überdruck im Sicherheitsbehälter $\geq 0,28$ bar angeregt. Dieser Wert wurde erst nach ca. 4 Stunden erreicht, ein früherer Gebäudeabschluß mittels Handbefehl wurde nicht vorgenommen. Dadurch wurden über das Sumpfwässerungssystem größere Mengen kontaminierten Sumpfwassers ins Hilfsanlagegebäude gefördert. Von dort wurde Aktivität über das Lüftungssystem in die Umgebung freigesetzt. Dies stellte den wesentlichen Pfad für die Freisetzungen während des Störfalls dar.
- In den auf die beschriebene Anfangsphase folgenden Stunden wurde durch verschiedene Maßnahmen versucht, wieder einen stabilen Zustand der Kernkühlung herzustellen.

Dazu erfolgte ein mehrfaches Öffnen und Schließen der Druckhalter-Abblaseleitung, ein Anheben des sekundärseitigen Dampferzeuger-Wasserstandes, ein Start von Hauptkühlmittelpumpen und insbesondere wieder eine Inbetriebnahme der Hochdruck-Einspeisungen. Nach 11 Stunden kam der Naturumlauf in einem Hauptkühlkreislauf wieder in Gang, nach 16 Stunden erfolgte die Wärmeabfuhr bei Zwangsumlauf mit einer Hauptkühlmittelpumpe. Die Entfernung der nicht kondensierbaren Gase aus dem Reaktorkühlkreislauf und die damit mögliche vollständige Wiederauffüllung dieses Kreislaufs mit Wasser nahmen mehrere Tage in Anspruch.

Für den Ablauf des Störfalls war von großer Bedeutung, daß der Anlagenzustand nicht richtig erkannt wurde. Nicht entdeckt wurde die offene Stellung des Abblaseventils, die den anhaltenden Verlust von Kühlmittel bewirkte, sowie die Folge davon, die unzureichende Kühlmittelmenge im Reaktorkühlkreislauf. Wäre einer dieser beiden Sachverhalte rechtzeitig erkannt worden, so hätten Gegenmaßnahmen zur sicheren Beherrschung des Störfalls eingeleitet werden können. Dazu hätte man die Absperrarmatur in der Abblaseleitung frühzeitig schließen oder für eine ständige Hochdruck-Einspeisung sorgen können.

Mit den Hochdruck-Einspeisungen hätte man den Reaktorkühlkreislauf auch bei offenem Abblaseventil gefüllt halten können, so daß eine ausreichende Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger möglich gewesen wäre.

3 Bezug zur Risikostudie

Im folgenden werden dem Ereignisablauf in TMI die Untersuchungen entsprechender Ereignisabläufe in der Risikostudie gegenübergestellt. Diese Untersuchungen sind in Kapitel 5 bzw. in den Fachbänden dargestellt.

Aufgrund des Vorgehens in der Risikostudie sind folgende Punkte zu vergleichen:

- Berücksichtigung des auslösenden Ereignisses von TMI
- Erfassung entsprechender Ereignisabläufe in der Ereignisablaufanalyse
- Ermittlung der Wahrscheinlichkeiten für den Ausfall der Systemfunktionen mittels Fehlerbaumanalyse

3.1 Auslösendes Ereignis

Der Störfall in TMI wurde durch den „Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung“ ausgelöst. Diese Transiente wird in Risikountersuchungen als auslösendes Ereignis in Betracht gezogen. Dies gilt auch für die vorliegende Studie. Der Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung führt bei der Referenzanlage der Studie allerdings in der Regel nicht zu einem Öffnen von Druckhalterventilen (siehe Abschnitt 5.2.1.4).

Erfolgt der Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung aufgrund des Notstromfalls, so öffnet hingegen ein Druckhalter-Abblaseventil. Sinkt nach dem Öffnen des Abblaseventils der Druck im Reaktorkühlkreislauf wieder ab und wird der entsprechende Abblasestrang nicht geschlossen, so ist ein Kühlmittelverluststörfall „kleines Leck am Druckhalter“ die Folge. Andere mögliche Transienten als Ursachen für einen solchen Störfall wurden in der vorliegenden Studie ebenfalls bewertet, sie spielen jedoch gegenüber dem Notstromfall eine untergeordnete Rolle (siehe Abschnitt 5.2.2.4). Das auslösende Ereignis des Störfalls in TMI ist damit in der Studie zutreffend berücksichtigt.

3.2 Ereignisablaufanalyse

3.2.1 Ereignisablauf

Unterschiedliche Ereignisabläufe ergeben sich je nach Erfolg oder Ausfall der Systemfunktionen, die bei einem gegebenen auslösenden Ereignis den physikalischen Ablauf wesentlich beeinflussen. Die Zustände der Systemfunktionen, die innerhalb der ersten Stunde nach Störfalleintritt in TMI vorlagen, lassen sich wie folgt charakterisieren: Reaktorschnellabschaltung erfolgte, Schließen des Druckhalter-Abblaseventils versagte, Notspeisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe vorhanden, Hauptkühlmittelpumpen in Betrieb, Hochdruck-Einspeisungen erfolgten nicht.

Die davon für die Referenzanlage wichtigen Systemfunktionen werden auch in der Risikostudie behandelt. Der Störfall in TMI gibt somit keinen Anlaß, die Eignung der Ereignisablaufanalyse in Frage zu stellen.

Würden die thermohydraulischen Vorgänge bei derartigen Störfällen genauer untersucht, so ergäbe sich eine große Vielfalt von Ereignisabläufen mit unterschiedlichen Auswirkungen auf den Kern. Man kann sich z. B. fragen, welchen Effekt es hätte, wenn man die Zeiten für den Ausfall der Notspeisewasserversorgung, für das Ausschalten der Hauptkühlmittelpumpen und das Schließen des Abblasestrangs variiert, eine andere Betriebsweise der Notspeisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe unterstellt oder unterschiedliche Fördermengen der Hochdruck-Einspeisungen annimmt. Zur Durchführung der dazu notwendigen thermohydraulischen Untersuchungen liegen derzeit keine ausreichend abgesicherten Modelle vor. Deshalb wird in der Studie pessimistisch ein Kernschmelzen angenommen, wenn an die Kernkühlung gestellte Mindestanforderungen nicht erfüllt sind.

3.2.2 Darstellung des Ereignisablaufs in den Ereignisablaufdiagrammen

Die folgende Darstellung des Ereignisablaufs von TMI in den Ereignisablaufdiagrammen der Risikostudie zeigt bis zu welchem Detail dieser Ablauf in der vereinfachten Darstellung der Studie nachvollziehbar ist. Es soll darauf hingewiesen werden, daß die Anlage TMI in wesentlichen Punkten des Systemaufbaus von der Referenzanlage abweicht. Die nachfolgende Behandlung des Ereignisablaufs von TMI ist daher nur phänomenologisch gedacht.

Bild 5-6 zeigt die nach einem Notstromfall möglichen Ereignisabläufe. Sie enthalten alle wichtigen Aspekte, die beim Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung in TMI zu betrachten sind. Der Ereignisablauf in TMI entspricht $T_1 S_2''$. Zu den einzelnen im Bild 5-6 angegebenen Systemfunktionen ist das Folgende anzumerken:

T_1 : Das auslösende Ereignis (die Transiente) tritt ein.

(K): Die Reaktorschnellabschaltung funktioniert. (Die Kurzzeichen der erfolgreichen Funktionen werden im folgenden in Klammern gesetzt).

I: Die Hauptspeisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe fällt aus, in Bild 5-6 infolge des Notstromfalls, in TMI als auslösendes Ereignis.

J: Die Notspeisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe fällt aus. Der vorübergehende Ausfall dieser Systemfunktion für 8 Minuten bewirkt nämlich, daß die Dampferzeuger ausdampfen. Die spätere erfolgreiche Inbetriebnahme des Notspeisewassersystems wird unter der Systemfunktion Verzögerte Speisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe berücksichtigt¹).

(L): Ein Öffnen der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs erfolgt. Während der Zeitspanne, in der keine Speisewasserversorgung zur Verfügung steht, wird über das Druckhalter-Abblaseventil Kühlmittel abgeblasen und damit der Druck im Reaktorkühlkreislauf begrenzt.

M: Das Schließen der Druckentlastung versagt, d. h. das Abblaseventil bleibt offen.

(Q): Die Verzögerte Speisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe erfolgt.

(R): Diese Funktion ist für den betrachteten Ereignisablauf ohne Bedeutung.

1) Wegen des größeren Wasservorrats in den Dampferzeugern wäre in der Referenzanlage Biblis B kein Ausdampfen der Dampferzeuger innerhalb von 8 Minuten erfolgt. Eine Inbetriebnahme des Notspeisewassersystems innerhalb dieser Zeitspanne wäre daher als intakte Notspeisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe berücksichtigt worden. Das hätte den Störfall $T_1 S_2'$ zur Folge gehabt, bei dem weniger Systemfunktionen angefordert werden.

Ergebnis des diskutierten Ereignisablaufs ist das kleine Leck am Druckhalter $T_1 S_2''$. Im weiteren ist das Ereignisablaufdiagramm für dieses Leck, d. h. Bild 5-8, heranzuziehen. (K): Die Funktion der Reaktorschnellabschaltung wurde bereits oben behandelt.

- I: Die Systemfunktionen I und J sind in diesem Ereignisablaufdiagramm nochmals aufgeführt, da bei Kühlmittelverluststörfällen an diese Funktionen andere Anforderungen gestellt werden. Insbesondere hat bei der Referenzanlage Biblis B mit diesen Systemfunktionen auch ein Abfahren der Anlage, d. h. ein Absenken der Kühlmitteltemperatur, zu erfolgen, das bis etwa 2 Stunden nach Störfalleintritt einzuleiten ist. Planmäßig soll mit dem Abfahren bereits 30 Minuten nach Störfalleintritt begonnen werden. Ein solches Abfahren war bei der Anlage TMI aufgrund der anderen Systemtechnik offensichtlich nicht vorgesehen.
- (J): Da die Notspeisewasserversorgung und Frischdampf-Abgabe kurzfristig wiederhergestellt werden konnte, ist die Systemfunktion hier vorhanden.
- (B): Die Notkühlvorbereitungssignale stehen an. Damit wird in der Referenzanlage der Gebäudeabschluß ausgelöst, wodurch auch die Hauptkühlmittelpumpen ausgeschaltet werden.
- C: Die Hochdruck-Einspeisungen erfolgen nicht. In der Anlage TMI wurden die entsprechenden Pumpen abgeschaltet. Wieweit dies auf Biblis B übertragbar ist, wird in Abschnitt 3.3 dieses Anhangs behandelt, hier wird zunächst nur der vergleichbare Ereignisablauf identifiziert.

Die weiteren Systemfunktionen E, F und G sind für den Vergleich mit TMI nicht von Interesse.

Insgesamt ergibt sich damit der Ereignisablauf $T_1 S_2'' IC$. Für ihn wird entsprechend Bild 5-8 Kernschmelzen unterstellt, d. h. eine weitere Differenzierung des Ereignisablaufs wird nicht vorgenommen. Insbesondere wird der in TMI festgestellten Tatsache, daß auch bei ausgefallenen Hochdruck-Einspeisungen und daraus resultierender Entleerung des Reaktorkühlkreislaufs eine Kernkühlung noch über längere Zeit stattfindet, kein Kredit gegeben.

3.2.3 Folgerungen für die Ereignisablaufanalyse

Die Diskussion zeigt, daß die tatsächlichen Gegebenheiten in der Studie stark vereinfacht und sehr pessimistisch dargestellt werden. Für die Referenzanlage ist darüber hinaus, bei gleichem Ablauf wie in TMI, mit günstigeren Kühlverhältnissen zu rechnen. Gründe dafür sind die günstigeren Naturumlaufbedingungen infolge der unterschiedlichen Anordnung des Reaktorkühlkreislaufs und insbesondere das vorgesehene schnelle Abfahren der Anlage.

Für eine realistische Beschreibung wird künftig eine differenziertere Darstellung der Ereignisabläufe erforderlich sein. Dabei ist auch ein Teilausfall der angeforderten Systemfunktionen zu untersuchen. Als Teilausfall sollte auch der verspätete oder intermittierende Einsatz der Sicherheitseinrichtungen berücksichtigt werden. Dies setzt aber verbesserte Modelle zur Beschreibung thermohydraulischer Vorgänge voraus.

Wie wichtig eine solche realistische Beschreibung der tatsächlichen Gegebenheiten ist, sieht man aus dem in dieser Studie ausgewiesenen Risikobeitrag der Transienten und kleinen Lecks. Sie bestimmen die ermittelte Häufigkeit von Kernschmelzunfällen zu 95 %. Bei diesen vergleichsweise langsam ablaufenden dynamischen Vorgängen führt ein Ausfall von Systemfunktionen nicht sofort zu einer Freilegung des Kerns. Daher ist zu erwarten, daß bei Ereignisabläufen, die bisher pessimistisch als Kernschmelzunfälle einge-

stuft werden, zwar über längere Zeiten eine ausreichende Kernkühlung nicht gegeben ist, jedoch in der Wirksamkeit begrenzte Kühlmöglichkeiten vorhanden sind. Das bedeutet, daß im Vergleich zu Kernschmelzunfällen weitaus niedrigere Mengen von Spaltprodukten aus dem Reaktorkern freigesetzt werden. Dadurch wird das in der vorliegenden Studie ermittelte Risiko überschätzt, solange sichergestellt ist, daß bei diesen Ereignisabläufen die Rückhaltung von Spaltprodukten durch den Sicherheitsbehälter nicht schlechter als bei den Kernschmelzunfällen ist.

Der Störfall im TMI erbrachte keinen Hinweis auf Vorgänge, durch die die Integrität des Sicherheitsbehälters mit höherer Wahrscheinlichkeit beeinträchtigt werden könnte, als bei Kernschmelzunfällen. Nach der vorliegenden Information war die zunächst geäußerte Vermutung, daß die Gasblase im Reaktorkühlkreislauf explodieren könnte, unbegründet. Ein verzögerter Gebäudeabschluß des Sicherheitsbehälters, wie in TMI, ist für die Referenzanlage aufgrund der anderen Systemtechnik nicht anzunehmen. Hier erfolgt der Gebäudeabschluß bei einem Kühlmittelverluststörfall automatisch innerhalb von Minuten.

3.3 Fehlerbaumanalyse

Für die in der Risikostudie durchgeführte Wahrscheinlichkeitsbewertung der Ereignisabläufe mit Hilfe der Fehlerbaumanalyse sind vor allem drei Punkte des Ereignisablaufs in TMI von Interesse:

- Unbemerktes Nichtschließen des Druckhalter-Abblaseventils,
- Menschliches Fehlverhalten und
- Irreführende Anzeige des Druckhalter-Wasserstandes.

Die Tatsache, daß das Nichtschließen des Abblaseventils zunächst nicht bemerkt wurde, war ein wesentlicher Grund für den Ablauf des Störfalls in TMI. Begünstigt wurde dies durch die indirekte Anzeige der geschlossenen Stellung des Ventils: Nicht die Stellung des Ventils, sondern die Auslösung des Schließsignals für das Vorsteuerventil wurde angezeigt.

In der Risikostudie wurden, wie im vorangehenden Abschnitt 3.2 ausgeführt, Ereignisabläufe mit nicht schließenden Abblaseventilen untersucht. In der hierzu durchgeführten Fehlerbaumanalyse wurde erkannt, daß das Nichtschließen des Abblaseventils infolge mangelhafter Erfassung der Stellung unbemerkt bleiben kann, wobei dann auch die redundante Absperrarmatur in der Abblaseleitung nicht geschlossen wird. Eine solche Möglichkeit bestand ursprünglich in der Referenzanlage, weil auf der Kraftwerkswarte – ähnlich wie in TMI – nicht die Stellung des Abblaseventils selbst, sondern die des Steuerventils angezeigt wurde. Von dieser Stellung des Steuerventils wurde auch das Schließsignal für die redundante Absperrarmatur in der Abblaseleitung abgeleitet. Darüber hinaus war die Absperrarmatur nicht notstromgesichert. Funktionsprüfungen für die Kühlmitteldruckregelung, von der die Schließsignale ausgegeben werden, waren nicht vorgesehen.

Die Ergebnisse dieser Untersuchungen wurden bereits am GRS-Fachgespräch 1977 vorgebracht und diskutiert [1]. Die ermittelte Häufigkeit von Kühlmittelverluststörfällen infolge des Nichtschließens von Druckhalterventilen führte zu einigen Änderungen in der Referenzanlage: Die Stellungen sowohl des Steuerventils als auch des Abblaseventils werden überwacht. Die redundante Absperrarmatur in der Abblaseleitung wird mit Notstrom versorgt. Regelmäßige Funktionsprüfungen werden auch für die Kühlmitteldruckregelung durchgeführt. Dadurch wird die Wahrscheinlichkeit des Nichtschließens der Abblaseleitung, also die Wahrscheinlichkeit eines Kühlmittelverluststörfalls „kleines Leck am Druckhalter“ als Folge von Transienten, erheblich reduziert.

Die vorübergehende Nichtverfügbarkeit des Notspeisewassersystems war auf eine fälschlich geschlossene Stellung von Armaturen zurückzuführen. Solche Ereignisse werden in der vorliegenden Studie bedacht. Sie sind in der Referenzanlage jedoch extrem unwahrscheinlich, wegen der strangweise getrennten Funktionsprüfungen des Notspeisewassersystems und wegen der Kontrollbefehle, die diese Armaturen bei Anforderung des Systems erhalten, um in die richtige Stellung zu verfahren.

Zur Beschreibung menschlichen Verhaltens wird in der Risikostudie ein Modell angewandt, nach dem mögliche Fehler des Betriebspersonals bei der Durchführung geplanter Handmaßnahmen, wie sie im Betriebshandbuch festgelegt sind, berücksichtigt werden. Andererseits können auch nicht geplante Maßnahmen zur Beherrschung eines Störfalls ergriffen werden und sich in die negative wie in die positive Richtung auswirken. Diese Maßnahmen werden generell nicht bewertet.

Die Hochdruck-Einspeisungen erfolgten in wichtigen Phasen des Störfalls in TMI nicht, weil die Pumpen aufgrund des hohen Druckhalter-Wasserstandes ausgeschaltet wurden. In der Risikostudie sind solche Handmaßnahmen nicht berücksichtigt. Dazu ist festzustellen, daß der Druckhalter-Wasserstand für die Referenzanlage keine so zentrale Rolle spielt wie für TMI. Die automatische Inbetriebnahme der Hochdruck-Einspeisungen über das Reaktorschutzsystem erfolgt auch dann, wenn der Druckhalter-Wasserstand nicht absinkt. Nach dem Betriebshandbuch sind die Hochdruck-Einspeisungen bei kleinen Lecks unabhängig vom Druckhalter-Wasserstand erst nach Abfahren der Anlage, bei Kühlmitteltemperaturen unter 150 °C, auszuschalten. Bei der vorgesehenen Fahrweise hat der Druckhalter-Wasserstand damit auf den Ereignisablauf keinen Einfluß. Der hohe Druckhalter-Wasserstand ermöglicht aber eine Fehlhandlung des Betriebspersonals, nämlich das nicht geplante Ausschalten der Hochdruck-Einspeisungen. Beim planmäßigen Abfahren der Referenzanlage (d. h. Abfahrbeginn etwa 30 Minuten nach Störfalleintritt) würde selbst dann eine weitgehende Freilegung des Kerns durch die Druckspeicher-Einspeisungen und die Niederdruck-Einspeisungen verhindert werden. Das diskutierte fälschliche Ausschalten der Hochdruck-Einspeisungen hat damit für die Referenzanlage keinen wesentlichen Einfluß auf die Häufigkeit von Kernschmelzunfällen.

Das Verhalten des Druckhalter-Wasserstandes bei Kühlmittelerluststörfällen ist im Rahmen der Systemauslegung und der damit verbundenen thermohydraulischen Analysen zu behandeln. Da sich die Phase A der Risikostudie bei der Analyse von Kühlmittelerluststörfällen auf die der Genehmigung zugrunde liegenden Analysen abstützt, wurde davon ausgegangen, daß Schutzaktionen auf die im Genehmigungsverfahren behandelte Art ausgelöst werden.

4. Zusammenfassende Beurteilung

Über den Störfall in TMI liegen noch keine abschließenden Ergebnisse aus USA vor. Daher ist die vollständige Beurteilung des Störfalls zur Zeit nicht möglich. Die vorläufige Analyse brachte folgende Ergebnisse:

- Die Methodik der Risikostudie wird nicht in Frage gestellt.
- Das auslösende Ereignis des Störfalls in TMI wurde in der Studie erfaßt.
- Ereignisabläufe, die qualitativ dem in TMI aufgetretenen entsprechen, wurden in der Studie berücksichtigt.
- Die einfache Unterscheidung zwischen Ereignisabläufen mit eindeutig gesicherter Kernkühlung einerseits und Kernschmelzen andererseits führt zu einer Überschätzung des

Risikos. Dieses Problem ist nicht neu, vertiefende Untersuchungen sind für Phase B der Studie vorgesehen.

- Die Studie hat einen konkreten Beitrag zur Verhinderung von Störfällen „kleines Leck am Druckhalter“, vergleichbar dem in TMI, geleistet.
- Das Verhalten des Druckhalter-Wasserstandes bei ähnlichen Störfällen in der Referenzanlage sowie mögliche Konsequenzen sind noch im Detail zu untersuchen. Der Einfluß eines nicht absinkenden Druckhalter-Wasserstandes auf die Häufigkeit von Kernschmelzunfällen ist aber gering.

Schrifttum

- [1] Kernenergie und Risiko – Fachvorträge – 1. GRS-Fachgespräch München, 3./4. November 1977 GRS-10 (März 1978)

Stichwortverzeichnis

A

- Ablagerung von Spaltprodukten 156, 175
- Aerosole 158
- Aktivität
 - Inventar 65, 66
 - Freisetzung 65, 72
- Alarmierung 181
- anlageninterne Störfälle 91
- atmosphärische Ausbreitung von Spaltprodukten 175
- ATWS-Störfälle 102, 114
- Aufbau eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor 36
- Ausfallrate 79
- Auslegung, sicherheitstechnische 39
- auslösende Ereignisse 70, 252

B

- Bauteile und Bauwerke
 - Versagen infolge eines Erdbebens 128
- Begrenzung der Risikostudie 4
- bestimmungsgemäßer Betrieb 40
- Betriebsüberwachung 118
- Bevölkerungsverteilung 86
- biologische Strahlenwirkungen 187
- Blitzschlag 131
- Brände 62, 119, 240
- Brennelemente 45
 - Transportbehälter 120
- Brennstäbe 45
- Brust, menschliche 179

C

- Chemikalieneinspeisesystem 50
- chemische Anlagen 239
- Common-Mode-Ausfälle 82

D

- Dampferzeuger 48
- Dampfexplosion 153

- Definition des Risikos 9, 10
- Dekontamination 179, 181, 182
- Dosen
 - potentielle 179
 - zu erwartende 179
 - Kollektivdosen 180
- Dosismodell 178
- Druckbehälter im Maschinenhaus,
Versagen 136
- Druckhalter 48
 - Leck 111
- Druckspeicher-Einspeisungen 96

E

- Einschluß radioaktiver Stoffe 38, 66
- Einwirkungen von außen
 - Schutz 62
 - Störfälle 124
- Einzelaspekte der Risikostudie 5
- Elemente (Spaltprodukte) 157
- Energieversorgung, elektrische 55
- Erdbeben 125
 - Häufigkeit und Intensität 125
 - Störfallauswirkungen 127
 - Versagen von Bauteilen 128
- Ereignisablaufanalyse 71, 73
 - anlageninterne Störfälle 91
 - Störfälle aus Einwirkungen von außen 124
 - Störfall Kernkraftwerk Three-Mile-Island 252
 - Überblick 91
- Ereignisablaufdiagramme 23, 75
- Ergebnisse der Risikostudie 201
 - Aussagesicherheit 227
- Ermittlung des Risikos 9
- Evakuierung 181, 182, 217
- Explosionen 240
 - Druckwellen 134
- Expositionspfade 178

F

- Fail-Safe-Prinzip 42

Fehlerbaumanalyse 24, 76
– für Kernkraftwerk
 Three-Mile-Island 255
Fertigung, Reaktordruckbehälter 117
Flugzeugabsturz 131, 240
Freisetzung von Spaltprodukten 69, 137
– Dampfexplosion 153
– Freisetzungskategorien 163
– Freisetzungsrechnungen 156
– Kernschmelzablauf 139
– Versagen des Sicherheitsbehälters
 145
Freisetzung von Wasserstoff 150
Freisetzungskategorien 162
– Häufigkeiten 168
Frühaustritte (Zuverlässigkeit) 80
Frühschäden (Strahlensyndrom) 204
Funktionsweise eines Kernkraftwerks
 mit Druckwasserreaktor 36

G

Gebäudeabschluß 53
Gegenmaßnahmen (Unfallfolgen) 180, 184
genetische Strahlenschäden 198, 215
Gesundheitsschäden durch Strahlung 187
Gewißheit (Wahrscheinlichkeitsrechnung) 11
Gliederung der Risikostudie 2
Grubenkatastrophe 240

H

Häufigkeiten 30
Hauptspisewasserversorgung, Ausfall 110
Hochdruckeinspeisungen 95, 99
Hochwasser 130

I

Individualrisiko 13, 221, 242
– Schätzwerte 14
Jodtabletten 181

K

Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor
– Aufbau 36
– Einschluß radioaktiver Stoffe 38
– Funktionsweise 36
– Komponenten 42
– Sicherheitskonzept 38
– Systeme 42
Kernkraftwerk Biblis B 3, 5, 35, 139

Kernkraftwerk Surry 1 5
Kernkraftwerk Three-Mile-Island (Störfall) 249
– auslösendes Ereignis 252
– Beurteilung 256
– Bezug zur Risikostudie 252
– Ereignisablauf 249
– Ereignisablaufanalyse 252
– Fehlerbaumanalyse 255

Kernschmelzen 103

– Ablauf 139, 144
– Häufigkeit 122, 133, 243
– Vorgang 68

Knochenmark 179

Knochenoberfläche 179

Kollektivrisiko 16, 221

Kollektivschäden und -dosen 202

– Erwartungswerte 221
– Frühschäden 204
– genetische Belastung 215
– somatische Spätschäden 209

Komponenten eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor 42

– Ausfallverhalten 79

Krebsrisiko 193, 196, 209, 212, 242

Kühlmittel, Wechselwirkung mit Kernschmelze 153

Kühlmitteldruckregelung 52

Kühlmitteltemperaturregelung 51

Kühlmittelverluststörfälle 92, 147

L

Langzeit-Notnachkühlung 98

Lecks 95, 169, 243, 244

– Anschlußleitung des Reaktorkühlschleifens 102

– am Druckhalter 101, 111, 170

Leukämie 209, 212, 242

logarithmische Normalverteilung 88

lufttechnische Anlagen 60

Lunge 179

M

Mehrstufenprinzip (Sicherheitstechnik) 40

menschliches Verhalten 81

Meteorologie, Standorte 177

N

Nachkühlungssystem 58

Nachwärmeabfuhr 53

Niederdruckeinspeisungen 96, 99

Notfall, Gegenmaßnahmen 182
Notkühlsystem 58
Notspeisewasserregelung 52
Notspeisewassersystem 57
Notstandssystem 59
Notstromfall 107, 243, 244
– Auslösung 109
Notstromversorgung 53

O

Organisation der Risikostudie 6

P

Prüfungen
– Bauteile 117
– Erstdruck 117
– wiederkehrende Prüfungen 117

Q

Qualitätsgewährleistung 40

R

Radioaktive Stoffe, Einschluß 38
Reaktorbetriebsjahre 19
Reaktordruckbehälter 46
– Auslegung und Konstruktion 116
– Betriebsüberwachung 118
– Fertigung 117
– Prüfungen 117
– Versagen 115
– Werkstoff 116
Reaktorkern 45
Reaktorkühlkreislauf 46
– Leck Anschlußleitung 102
Reaktorschnellabschaltung 53, 95, 99
109
Reaktorschutzsystem 53
Reaktorsicherheitsstudie WASH-740 1
Reaktorsicherheitsstudie WASH 1400 1, 2
Rechenprogramme
BOIL 72
CONDRU 72, 147
CORRAL 72, 158, 159
ORIGEN 156
RALLY 79
SEURBNUK 155
Redundanz 41
Regeleinrichtungen 51
Ringraumabsaugung 60

Risiko 238
– Definition 9
– geschätzte Risikozahlen 25, 27, 29
– Zahlenwerte 10, 18

Risikoanalyse
– Gegenstand 65,
– Methoden 70
– Unsicherheiten 83
– Zuverlässigkeitsdatum 79

Risikostudie
– Begrenzung 4
– Einführung 1
– Einzelaspekte 5
– Ergebnisse 201, 227, 244,
– Gliederung 2
– Organisation 6
– Schätzunsicherheiten 229
– Schlußfolgerungen 237
– Störfall Three-Mile-Island 252
– Vertrauensbereiche 233
– Zielsetzung 2

S

Schaden 10
– Maßeinheiten 11
– Umfang 13, 84
Schilddrüse 179
Schlußfolgerungen der Risikostudie 237
Schutzmaßnahmen, Modelle 180, 184
Sekundärkreislauf 49
– Versagen 135
Selbstüberwachung 42
Sicherheitsbehälter 60, 69
– Versagen 145
– Integrität für Notkühlung 97, 101
Sicherheitsbehälterabschluß, Versagen 146
Sicherheitskonzept eines Kernkraftwerks
mit Druckwasserreaktor 38
sicherheitstechnische Auslegung 39
– Mehrstufenprinzip 40
– Grundsätze 41
Simulation von Unfallabläufen 84
somatische Strahlenschäden 191, 193, 209
Spaltprodukte
– Ablagerungsprozesse 156
– Dampfexplosion 153
– Einschluß 67
– Elemente 157
– Freisetzung 69, 137, 156, 158, 162
– Kernschmelzen 139, 159
– Transport 156,
– Versagen des Sicherheitsbehälters 145
– Versagen des Sicherheitsbehälterab-
schlusses 146
Speisewasser-Dampf-Kreislauf 49

Speisewasserregelung 52
Standorte von Kernkraftwerken 86
Steuerstäbe 45
Störfälle 242

- Definition 40
- Einwirkungen von außen 124
- Folgen 41
- Kernkraftwerk Three-Mile-Island 249
- Verhinderung 40

Strahlensyndrom 204, 242
Strahlung

- biologische Strahlenwirkungen 187
- genetische Strahlenschäden 198
- Gesundheitsschäden 187
- somatische Strahlenfrühschäden 191
- somatische Strahlenspätchäden 193

Sturm 130
Systeme eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor 42

T

Transienten 103, 170

- Mindestanforderungen an die Systemfunktionen 107
- Ursachen 105

Transportbehälter 120
Turbinen 49

- Regelung 51
- Zerknall 135

U

Umsiedlung 179, 182, 217
Unfallarten

- Ablauf 66, 84
- Definition 40
- Häufigkeitsverteilung 240, 242

Unfallfolgen, Berechnung 72, 199
Unfallfolgenmodell

- atmosphärische Ausbreitung und Ablagerung 175
- Berechnung 199
- Dosismodell 178
- Gesundheitsschäden durch Strahlung 187
- Modell Schutz- und Gegenmaßnahmen 180
- Überblick 173

Ungewißheit 11
Unsicherheiten der Risikoanalyse 83
Unwetter 130

V

Verschleißausfälle 80
Verzehr landwirtschaftlicher Produkte 179, 182
Volumenregelsystem 50

W

Wahrscheinlichkeit 11, 30, 86

- Schätzwerte 12, 17, 18, 20

Wasserstoff, Freisetzung 150
Werkstoffe 116
Wetterverläufe 86

Z

Zahlenwert des Risikos 10
Zielsetzung der Risikostudie 2
Zufallsausfälle 80
Zugkatastrophe 240
Zuverlässigkeitsanalyse 71
Zuverlässigkeitsdaten 79

